

Московский государственный университет им. М.В.Ломоносова
Химический факультет
Кафедра радиохимии

Профессор, д.х.н.
И.Н.Бекман

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Москва
- 2005 -

Аннотация

Курс лекций посвящен исследованию роли ядерной индустрии, ЯИ, в научно-техническом потенциале современной цивилизации. Рассмотрены радиохимические аспекты ядерного топливного цикла производства компонентов ядерного оружия и топлива для энергетических или транспортных установок. Дан критический анализ как современных типов производств, включенных в ядерно-энергетический топливный комплекс, так и перспективных методов разделения, очистки и концентрирования радионуклидов. Обсуждены перспективы оптимизации сложной иерархической системы ЯИ. Рассмотрены существующие реакторы энергетического назначения (на быстрых и тепловых нейтронах), типы атомных электростанций и ядерных комплексов, методы предотвращения загрязнения окружающей среды выбросами АЭС, системы безопасности АЭС, особенности открытого и замкнутого ядерно-топливного цикла, этапы производства веществ и материалов ядерной индустрии, виды радиоактивных отходов, методы утилизации отработанного ядерного топлива, способы переработки и захоронения радиоактивных отходов, а также проблема плутония и других «оружейных» изотопов. Выделены перспективные направления ядерно-энергетического топливного комплекса, обеспечивающие нераспространение ядерного оружия. Основное внимание уделено концепции анализа и управления риском предприятий ядерной индустрии и повышению их экологической безопасности.

Название курса: Ядерная индустрия.

Автор курса: профессор, д.х.н. И.Н.Бекман.

Назначение курса: подготовка студентов в области прикладной радиохимии, ядерной энергетики, радиационной экологии, нераспространения оружия массового поражения.

Требования к предварительной подготовке: университетские курсы по радиоактивности, радиохимии, радиационной химии, экологической химии и химической технологии.

Объем курса: 60 учебных часов лекций

Предисловие к курсу

В основе данного учебного пособия лежит курс лекций, который читается автором в течение длительного времени (15 лет) на химическом факультете Московского государственного университета им. М.В.Ломоносова для студентов IV-V курсов, специализирующихся в области радиохимии. Курс – составная часть общей программы подготовки специалистов-радиохимиков, включающей курсы «Основы радиохимии», «Экологическая радиохимия и радиоэкология» и «Статистические методы обработки и интерпретации результатов радиохимических экспериментов», читаемых тем же лектором.

Курс лекций включает обзор особенностей современной ядерной индустрии с точки зрения радиохимии и экологической безопасности. Приведена краткая историческая справка возникновения и развития ядерных наук и технологий, и исследовано современное состояние ядерной индустрии. В Курсе рассмотрены радиохимические аспекты цикла производства ядерных зарядов атомного и термоядерного оружия и топлива для энергетических и транспортных установок. Дан критический анализ современных типов производств, включенных в ядерный топливно-энергетический комплекс (ЯТЭК), а так же перспективных методов разделения, очистки и концентрирования радионуклидов. Обсуждены существующие типы реакторов военного, энергетического и транспортного назначения (на быстрых и тепловых нейтронах), работающих на разных видах топлива; типы атомных электростанций и ядерных комплексов; радионуклидные источники тока и установки термоядерного синтеза; методы предотвращения загрязнения окружающей среды выбросами АЭС; системы безопасности АЭС; особенности открытого и замкнутого ядерно-топливного цикла; этапы ядерно-топливного цикла; некоторые аспекты испытания ядерного оружия; мирное использование ядерных и термоядерных зарядов; виды радиоактивных отходов; методы утилизации отработанного ядерного топлива, способы переработки и захоронения радиоактивных отходов, а также проблема плутония и других «оружейных» изотопов. Основное внимание уделено развитию направлений ядерного топливно-энергетического комплекса, обеспечивающих нераспространение ядерного оружия. Даны некоторые вспомогательные сведения из области радиоактивности, ядерной физики, радиохимии и экологии, облегчающие восприятие основного материала книги. В конце курса дискутируется роль ядерных технологий в современном обществе и их перспективы на будущее.

Преподавание курса обеспечено учебным пособием в бумажном и электронном вариантах, а также возможностью общения с Интернет-сайтами, содержащими учебный материал, необходимый для подготовки специалиста-радиохимика.

Материал изложен в форме, доступной студентам, знакомым с основными положениями радиохимии и химической технологии в рамках университетской программы для химиков. Курс может быть полезен для лиц с высшим химическим образованием, работающих в области радиохимии, технологии ядерного топлива, а также в области экологии и охраны окружающей среды.

Содержание

Предисловие

1. История создание фундаментальных основ ядерной индустрии
2. Ядерная индустрия: история развития
3. Развитие индустрии в разных странах: Германия
4. Развитие ядерной индустрии в разных странах: США, Великобритания, Франция и Канада
5. Развитие ядерной индустрии в разных странах: СССР (Россия)
6. Развитие ядерной индустрии в разных странах: Китай, Индия, Пакистан, ЮАР, Япония
7. Ядерная индустрия, ядерный топливно-энергетический комплекс и атомная энергетика
8. Физические основы ядерной индустрии
9. Источники ионизирующего излучения

10. Изотопные генераторы электрического тепла, электричества и света
 11. Физика атомного реактора
 12. Ядерные реакторы
 13. Современные ядерные реакторы России
 14. Перспективные ядерные реакторы
 15. Атомные электростанции
 16. Ядерные двигатели для транспорта
 17. Системы очистки выбросов АЭС
 18. Химия радиоактивных элементов
 19. Ядерные топливные циклы
 20. Дореакторная часть уранового топливного цикла
 21. Послереакторная часть уранового топливного цикла
 22. Радиохимическая переработка ядерного топлива
 23. Конечная стадия ядерного топливного цикла
 24. Утилизация оружейных нуклидов
 25. Радиационно-химические процессы в ядерном топливном цикле
 26. Предприятия ядерной индустрии
 27. Термоядерный синтез
 28. Установки для термоядерного синтеза
 29. Ядерные материалы
 30. Безопасность предприятий ядерной индустрии
 31. Аварии на предприятиях ядерной индустрии
 32. Экологический риск ядерной индустрии
 33. Ядерное оружие
 34. Юридические аспекты ядерной индустрии
 35. Экономические аспекты ядерной индустрии
- Заключение

Программа курса

Предисловие

Рекомендованная литература

Лекция 1. **ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ ФУНДАМЕНТАЛЬНЫХ ОСНОВ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ**

1. Атомно-молекулярное учение
2. Атомная физика
3. Элементарные частицы
4. Строение ядра
5. Квантовая механика
6. Теория относительности
7. Радиоактивность
8. Радиохимия
9. Ионизирующие излучения и их взаимодействие с веществом
10. Методы измерений
11. Ускорители
12. Ядерные реакции
13. Ядерные реакторы
14. Развитие Периодической системы элементов
15. Разделение изотопов

16. Космические лучи

16. Плазма и термоядерный синтез

Лекция 2. **ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ: ИСТОРИЯ РАЗВИТИЯ**

1. Историческая справка

2. Хронология

Приложение. Учёные, внесшие существенный вклад в развитие фундаментальных основ науки и ядерной индустрии

Лекция 3. **РАЗВИТИЕ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ В РАЗНЫХ СТРАНАХ: Германия**

1. Хроника событий

2. Действия разведок

3. Достижения Германии в развитии ядерной индустрии

4. Причины неудач

5. Операция Пейпер Клипс

6. Ядерная индустрия Германии после войны

Лекция 4. **РАЗВИТИЕ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ В РАЗНЫХ СТРАНАХ: США, Англия, Франция и Канада**

1. Соединённые Штаты Америки

2. Великобритания

3. Франция

Лекция 5. **РАЗВИТИЕ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ В РАЗНЫХ СТРАНАХ: СССР (Россия)**

1. Атомная сфера СССР до начала Отечественной войны

2. Урановый проект СССР в годы войны

3. Советский атомный проект

4. Ядерная индустрия России

Приложение Руководители советского атомного проекта

Лекция 6. **РАЗВИТИЕ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ В РАЗНЫХ СТРАНАХ: Китай, Индия, Пакистан, ЮАР и Япония**

1. Китай

2. Индия

3. Пакистан

4. ЮАР

5. Япония

Лекция 7. **ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ, ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС И АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

1. Базовые компоненты ядерной индустрии

2. Новая энергетическая революция и ядерный ренессанс

3. Перспективы развития атомной энергетики

4. Атомная энергетика в России

Приложение. Виды промышленной энергетики и ее перспективы.

Лекция 8. **ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ**

1. **ЯДЕРНЫЕ ПРОЦЕССЫ**

1.1 Атомное ядро

1.2. Радиоактивный распад

1.3 Ядерные реакции

2. **ИОНИЗИРУЮЩЕЕ ИЗЛУЧЕНИЕ**

2.1 Виды излучений

2.2 Взаимодействие излучения с веществом

Лекция 9. ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

1. КЛАССИФИКАЦИЯ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ
2. ПРИРОДНЫЕ ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ
3. ТЕХНОГЕННЫЕ ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ
 - 3.1 Радионуклиды- источники ионизирующих излучений
 - 3.2 Источники α -частиц и атомов отдачи продуктов деления
 - 3.3 Источники электронов
 - 3.3.1 Изотопные источники электронов
 - 3.3.2 Укорители электронов
 - 3.4 Источники рентгеновского излучения
 - 3.4.1 Рентгеновская трубка
 - 3.4.2 Лазер
 - 3.4.3 Ускорители
 - 3.4.4 Радионуклидные источники рентгеновского излучения
 - 3.5 Источники γ -излучения
 - 3.5.1 Изотопные гамма-установки
 - 3.5.2 Ускорители – источники тормозного излучения
 - 3.6 Портативные источники нейтронов
 - 3.6.1 Радионуклидные источники
 - 3.6.2 Генераторы
4. УСКОРИТЕЛИ
5. ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ
 - 5.1 Реакторы – генераторы постоянных потоков нейтронов и гамма-излучения
 - 5.2 Импульсные реакторы

Лекция 10. ИЗОТОПНЫЕ ГЕНЕРАТОРЫ ТЕПЛА, ЭЛЕКТРИЧЕСКАЯ И СВЕТА

1. ИЗОТОПЫ ДЛЯ АТОМНЫХ БАТАРЕЙ
2. АТОМНЫЕ БАТАРЕИ И КОСМОСЕ
3. АТОМНЫЕ БАТАРЕИ МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ
4. АТОМНЫЕ БАТАРЕИ ДЛЯ МАЯКОВ, БАКЕНОВ И СТОРОННЫХ ЗНАКОВ
5. ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ С ТЕРМОЭЛЕКТРИЧЕСКИМИ ГЕНЕРАТОРАМИ
6. ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ С ТЕРМОЭМИССИОННЫМИ ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯМИ
7. ИСТОЧНИКИ СВЕТА
8. ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Лекция 11. ФИЗИКА АТОМНОГО РЕАКТОРА

1. ЭНЕРГЕТИКА АТОМНОГО РЕАКТОРА
2. ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В АТОМНОМ РЕАКТОРЕ
 - Цепная реакция деления
 - 2.2 Жизненный цикл нейтронов
 - 2.3. Критическая масса
 - 2.4 Управление цепной реакцией деления
 - 2.5 Эффекты реактивности
 - 2.6 «Иодная яма»
 - 2.7 Управление реактором
 - 2.8 Эффективность реактора
3. ОСНОВНЫЕ МОМЕНТЫ ФИЗИКИ РЕАКТОРОВ

Лекция 12. ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

1. ТИПЫ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ
2. УСТРОЙСТВО АТОМНОГО РЕАКТОРА
 - 2.1 Реактор на тепловых нейтронах
 - 3.1.1 Гомогенные реакторы
 - 3.1.2 Гетерогенные реакторы
 - 3.1.3 Газоохлаждаемые реакторы
 - 2.2 Реакторы на промежуточных нейтронах
 - 2.3 Реакторы на быстрых нейтронах
3. ЯДЕРНЫЕ МАТЕРИАЛЫ
 - 3.1 Ядерное горючее
 - 3.2 Замедлители нейтронов
 - 3.3 Поглотители нейтронов
 - 3.4 Теплоносители
 - 3.5 Материалы – отражатели нейтронов
 - 3.6 Конструкционные материалы

Лекция 13. СОВРЕМЕННЫЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ РОССИИ

1. КАНАЛЬНЫЙ КИПЯЩИЙ ГРАФИТОВЫЙ РЕАКТОР, РБМК
2. ВОДО-ВОДЯНОЙ РЕАКТОР, ВВЭР
3. РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ
4. СРАВНЕНИЕ РАЗЛИЧНЫХ ТИПОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКТРОВ
5. ВОЕННЫЕ РЕАКТОРЫ
6. ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

ПРИЛОЖЕНИЕ. Некоторые термины, принятые в реакторостроении

Лекция 14. ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

1. МОДЕРНИЗИРОВАННЫЕ РЕАКТОРЫ
2. РЕАКТОРЫ ТРЕТЬЕГО ПОКОЛЕНИЯ
 - 2.1 ВВЭР-1500
 - 2.2 АЭС с реактором повышенной безопасности НП-640 (В-407)
 - 2.3 Многопетлевой кипящий энергетический реактор МКЭР-800
 - 2.4 Тяжеловодные канално-корпусные реакторы ТР-1000 и МТР-500 повышенной безопасности
3. ПРОЕКТИРУЕМЫЕ РЕАКТОРЫ
 - 3.1 Докритические реакторы
 - 3.2 Неводные теплоносители
 - 3.3 Усовершенствованный реактор на быстрых нейтронах, БРЕСТ
 - 3.4 Безопасный быстрый реактор РБЕЦ
 - 3.5 «Вечный» реактор
 - 3.6 Простой и безопасный реактор США
4. РЕАКТОРЫ С ВНУТРЕННЕЙ (ФИЗИЧЕСКОЙ) БЕЗОПАСНОСТЬЮ
 - 4.1 Дисковый реактор
 - 4.2 Реактор на быстрых нейтронах с внутренней безопасностью
 - 4.3 Реактор, устойчивый к нарушению теплосъема
 - 4.4 Тепловой реактор с внутренней безопасностью
 - 4.5 Комбинированный реактор
 - 4.6 Гибридный реактор
 - 4.6.1 Быстрый реактор и ускоритель
 - 4.6.2 Тепловой реактор и термояд
 - 4.7 Погружающийся реактор
 - 4.8 Гелиевый реактор

5. МАЛЫЕ РЕАКТОРЫ

5.1 Капсулированный реактор

5.2 АРГУС

5.3 Мастер

5.4 Rapid

Лекция 15. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

1. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

1.1 АЭС России

1.2 Атомные электростанции на пост-советском пространстве

1.3 Атомная энергетика в странах мира

1.4 Атомные электростанции в странах мира

1.4.1 Канада – реактор Канду

1.5 Малые АЭС

1.6 Подземные АЭС

1.7 Плавучие АЭС

1.8 Передвижные АЭС

2. АТОМНЫЕ СТАНЦИИ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ

3. ЯДЕРНЫЕ КОМПЛЕКСЫ

Лекция 16. ЯДЕРНЫЕ ДВИГАТЕЛИ ДЛЯ ТРАНСПОРТА

1. АТОМНЫЙ ФЛОТ

1.1 Атомные подводные лодки, АПЛ

1.1.1 Историческая справка

1.1.2 Поколения АПЛ

1.1.3 Подводные лодки с атомной энергетической установкой с ЖМТ

1.1.4 Несерийные подводные лодки

1.1.5 Ядерные энергетические установки для АПЛ

1.2 Атомные надводные военные корабли

1.3 Топливо для реакторов атомного военного флота

1.4 Гражданские суда с ЯЭУ

2. АВИАЦИЯ

2.1 США

2.2 СССР

3. БОЕВЫЕ РАКЕТЫ НА БАЗЕ ЯРД

4. КОСМИЧЕСКИЕ ДВИГАТЕЛИ

4.1 Америка

4.2 СССР(Россия)

4.3 Типы ЯРД космического назначения

4.3.1 Ядерный взрывной двигатель

4.3.2 Радиоизотопный ЯРД

4.3.3 ЯРД с реактором деления

Лекция 17. СИСТЕМЫ ОЧИСТКИ ВЫБРОСОВ АЭС

1. ВВЕДЕНИЕ

2. ВЫБРОСЫ РАДИОАКТИВНЫХ ГАЗООБРАЗНЫХ ОТХОДОВ АЭС В АТМОСФЕРУ

2.1 Источники газообразных отходов

2.2 Краткая характеристика газообразных отходов

2.3 Нормирование выбросов радиоактивных газов в атмосферу. Ограничение абсолютных выбросов

3. ОЧИСТКА ГАЗООБРАЗНЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АЭС

4. ПУТИ ДАЛЬНЕЙШЕГО СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СИСТЕМ ОЧИСТКИ

ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ГАЗОВ АЭС

Лекция 18. ХИМИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

1. Актиноиды
 2. Актиний
 3. Торий
 4. Протактиний
 5. Уран
 6. Нептуний
 7. Плутоний
 8. Америций
 9. Кюрий
 10. Берклий
 11. Калифорний
 12. Эйнштейний
 13. Фермий
 14. Менделевий
 15. Нобелий
 16. Лоуренсий
 17. Резерфордий
 18. Дубний

Лекция 19. ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ

1. УРАНОВЫЙ ЦИКЛ
2. УРАН-ТОРИЕВЫЙ ЦИКЛ
 - 2.1 Ториевый топливный цикл
 - 2.2 Уран-ториевый цикл на базе докритического реактора
3. Уран - плутониевый цикл
 - 3.1 Оружейный плутоний
 - 3.2 Реакторный плутоний
 - 3.3 Возможности обогащения плутония
 - 3.3 Возможности обогащения плутония
4. ТОРИЙ-ПЛУТОНИЕВЫЙ ЦИКЛ

Лекция 20. ДОРЕАКТОРНАЯ ЧАСТЬ УРАНОВОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

1. ДОБЫЧА УРАНОВОЙ РУДЫ
 - 1.1 Урановые рудники и запасы урана
 - 1.2 Переработка урановой руды
2. ПОЛУЧЕНИЕ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО УРАНА
3. ОБОГАЩЕНИЕ УРАНА
 - 3.1 Гексафторид урана
 - 3.2 Методы разделения изотопов
 - 3.3 Разделение изотопов урана
4. РЕАКТОРНЫЕ МАТЕРИАЛЫ И ИЗДЕЛИЯ
 - 4.1 Реактор ВВЭР
 - 4.2 Реактор РБМК
 - 4.3 Энергетический реактор на быстрых нейтронах, БН600

Лекция 21. ПОСЛЕ РЕАКТОРНАЯ ЧАСТЬ УРАНОВОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

1. ОТРАБОТАННОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО
2. ВРЕМЕННОЕ ХРАНЕНИЕ ОЯТ
3. ХАРАКТЕРИСТИКА ОЯТ

4. 4. ЭЛЕМЕНТНЫЙ И ИЗОТОПНЫЙ СОСТАВ ОЯТ
5. 5. ОЯТ РОССИИ
6. 5.1 ОЯТ энергетических реакторов
7. 5.2 ОЯТ ВМФ и гражданского флота России
8. 5.2 ОЯТ ВМФ и гражданского флота России

Лекция 22. РАДИОХИМИЧЕСКАЯ ПЕРЕРАБОТКА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

1. РЕГЕНЕРАЦИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА
2. ОСОБЕННОСТИ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА
3. ПОЛГОТОВКА ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА К ЭКСТРАКЦИИ
4. РАСТВОРЕНИЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА
5. ОЧИСТКА И ВЫДЕЛЕНИЕ УРАНА, ПЛУТОНИЯ И НЕПТУНИЯ
- 5.1 Урановая ветвь
- 5.2 Плутониевая ветвь
- 5.3 Выделение и очистка нептуния
6. РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ЗАВОДЫ РОССИИ

Лекция 23. КОНЕЧНАЯ СТАДИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

1. ОТХОДЫ ЯТЦ
 - 1.1 АЭС
 - 1.2 Предприятия ЯТЦ
 - 1.3 Медицинские, сельскохозяйственные, промышленные и исследовательские работы
 - 1.4 Добыча полезных ископаемых
2. ОБРАЩЕНИЕ с РАО
 - 2.1 Обработка и кондиционирование перед захоронением
 - 2.2 Перевозка
 - 2.3 Промежуточное хранение
 - 2.4 Захоронение
3. ОТВЕРЖДЕНИЕ РАО
 - 3.1 Остекловывание отходов
 - 3.2 Ядерная керамика
 - 3.3 Битумирование отходов
 - 3.4 Цементирование отходов
 - 3.5 Критерии выбора стекла и керамики для иммобилизации радиоактивных отходов
4. ЗАХОРОНЕНИЕ ОТХОДОВ
 - 4.1 Захоронение отходов низкого уровня активности
 - 4.2 Подземное захоронение жидких РАО
 - 4.3 Захоронение отходов высокого уровня активности и отработавшего топлива
 - 4.4 Природные аналоги хранилищ радиоактивных отходов
 - 4.5 Коррозионная стойкость отвержденной формы отходов
5. УНИЧТОЖЕНИЕ РАО ЯДЕРНЫМ ВЗРЫВОМ
6. ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Лекция 24. УТИЛИЗАЦИЯ ОРУЖЕЙНЫХ НУКЛИДОВ

1. ВИДЫ ПЛУТОНИЯ
2. ПРОИЗВОДСТВО ПЛУТОНИЯ
3. СПОСОБЫ РАЗОРУЖЕНИЯ
4. УРАН-ПЛУТОНИЕВОЕ ТОПЛИВО (топливо МОКС)
5. ТОРИЙ – ПЛУТОНИЕВОЕ ТОПЛИВО
6. ТРАНСМУТАЦИЯ ПЛУТОНИЯ И МАЛЫХ АКТИНИДОВ
7. РАДИОНУКЛИДЫ В ПРОЦЕССЕ РАЗОРУЖЕНИЯ

Лекция 25. РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В ЯТЦ

1. РАДИАЦИОННАЯ ХИМИЯ В ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ
2. РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ АЭС
3. РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ ПРИ ХРАНЕНИИ РАО ВЫСОКОГО УРОВНЯ
4. РАДИОЛИЗ ЭКСТАКЦИОННЫХ СИСТЕМ
5. РАДИАЦИОННО УСКОРЕННАЯ ДИФФУЗИЯ ПРИМЕСЕЙ В РЕАКТОРНЫХ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛАХ
6. РАСПУХАНИЕ ЯДЕРНОГО ГОРЮЧЕГО (свеллинг)
7. РАДИАЦИОННАЯ КОРРОЗИЯ ПЕРВОЙ СТЕНКИ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА (блистеринг)

Лекция 26. ПРЕДПРИЯТИЯ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

1. ПРОМЫШЛЕННЫЕ ПРЕДПРИЯТИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА РОССИИ
 - 1.1 Сибирский химический комбинат, СХК (г.Северск, Томск-7)
 - 1.2 Красноярский горно-химический комбинат (г. Железногорск, Красноярск-26)
 - 1.3 Электрохимический завод (Красноярск-45)
 - 1.4 Производственное объединение «Маяк» (г.Озерск, Челябинск-40, 65)
 - 1.5 Новосибирский завод химических концентратов (АО «НЗХК»)
 - 1.6 Уральский электрохимический комбинат (г.Новоуральск, Свердловск-44)
 - 1.7 Производственное объединение «Чепецкий механический завод» (г.Глазов)
 - 1.8 Промышленные реакторы России
2. ОСНОВНЫЕ РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ПРЕДПРИЯТИЯ МИРА
 - 2.1 Соединенные Штаты Америки
 - 2.2 Французский репроцессинг
 - 2.3 Великобритания
 - 2.4 Япония
 - 2.5 Индия

Лекция 27. ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ

1. ЯДЕРНЫЕ РЕАКЦИИ В ЗВЁЗДАХ
2. ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ЯДЕРНОГО СИНТЕЗА
 - 2.1 Термодинамика ядерного синтеза
 - 2.2 Реакции ядерного синтеза
 - 2.3 Термоядерные топлива
3. ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ В ЗАМНЫХ УСЛОВИЯХ
 - 3.1 Водородная бомба
 - 3.2 Термоядерный синтез в медленном реакторе
4. ПРИНЦИП ДЕЙСТВИЯ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА
 - 4.1 Временные и температурные условия
 - 4.2 Магнитное удержание плазмы
5. УСТАНОВКИ С МАГНИТНЫМ УДЕРЖАНИЕМ
 - 5.1 Токамак
 - 5.2 Пинч с обращенным полем (ПОП)
 - 5.3 Стелларатор
 - 5.4 Открытая ловушка
 - 5.5 Плазменный фокус
 - 5.6 Галатей

Лекция 28. УСТАНОВКИ ДЛЯ ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА

1. РАЗВИТИЕ РАБОТ ПО УПРАВЛЯЕМОМУ ТЕРМОЯДЕРНОМУ СИНТЕЗУ
2. РЕАКТОРНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ
 - 2.1 Реакторы с магнитным удержанием плазмы
 - 2.2 Импульсные системы

2.3 Тупиковые пути ядерного синтеза

3. ПЕРСПЕКТИВЫ ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Лекция 29. ЯДЕРНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

1. РЕАКТОРНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

1.1 Ядерное горючее

1.2 Замедлители нейтронов

1.3 Отражатели нейтронов

1.4 Материалы систем управления реактором и аварийной остановки реактора

1.5 Новые материалы

2. КОРРОЗИЯ И РАЗРУШЕНИЕ ТВЭЛОВ

3. РАДИАЦИОННОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ

3.1. Радиационные процессы в материалах различного типа

3.2 Самодиффузия и диффузия примесей в материалах при внешних воздействиях

3.3 Распухание ядерного горючего (свеллинг)

4. КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ ТЕРМОЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

4.1 Материалы первой стенки Токомака

4.2 Материалы систем съема энергии и генерации трития

4.3 Радиационная коррозия первой стенки термоядерного реактора (блистеринг)

Лекция 30. БЕЗОПАСНОСТЬ ПРЕДПРИЯТИЙ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

1. КРИТЕРИИ БЕЗОПАСНОСТИ

2. БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

3. БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС

3.1 Первое поколение - реакторы ВВЭР-440/230

3.2 Второе поколение - реакторы ВВЭР-440/213

3.3 Третье поколение - реакторы ВВЭР-1000

3.4 РБМК - "реактор чернобыльского типа"

4. БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОГО ФЛОТА

Лекция 31. АВАРИИ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

1. МЕЖДУНАРОДНАЯ ШКАЛА ЯДЕРНЫХ СОБЫТИЙ

2. ОПАСНОСТЬ ПРЕДПРИЯТИЙ ЯТЦ

3. ИНЦИДЕНТЫ НА РОССИЙСКИХ АЭС

4. ИНЦИДЕНТЫ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

4.1 Сибирский химический комбинат (г. Северск, Томская обл.)

4.2 Красноярский горно-химический комбинат ГХК (г. Железногорск, Красноярск-26)

4.3 Электрохимический завод (Красноярск-45)

4.4 Производственное объединение «Маяк», (г. Озерск, Челябинская обл.)

4.5 Уральский электрохимический комбинат, УЭХК (г. Новоуральск Свердловская обл.)

4.6 Аварии на промышленных реакторах России

4.7 Основные причины возникновения аварийных ситуаций на предприятиях ЯТЦ России

5. КРУПНЫЕ АВАРИИ

5.1 Аварии ядерных реакторов

5.2 Россия

5.3 США

5.4 ВЕЛИКОБРИТАНИЯ

6. ПРИЛОЖЕНИЕ. Параметры предприятий ядерного топливного цикла России, характеризующие их потенциальную опасность

Лекция 32. ЭКОЛОГИЧЕСКИЙ РИСК ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

1. ОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ

1.1 Классификация высокорисковых объектов с угрозой возникновения техногенных чрезвычайных ситуаций

1.2 Классификация ядерных материалов

2. ЭКОЛОГИЯ ЯТЦ РОССИИ

2.1 Выбросы химических загрязняющих веществ в атмосферу

2.2 Радиоактивные сбросы в реки и озера

2.3 Дозы облучения населения и персонала

2.4 Радиационное воздействие на объекты живой природы

2.5 Воздействие на площади земель

2.6 Воздействие на площади лесов

3. ФИЗИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА ПРЕДПРИЯТИЙ ЯТЦ

4. СРАВНИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА РИСКА ДЛЯ ЗДОРОВЬЯ ЛЮДЕЙ В УГОЛЬНОМ, ГАЗОВОМ И ЯДЕРНОМ ЦИКЛАХ ПРОИЗВОДСТВА ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ

5. ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ РОССИИ

5.1 История вопроса

5.2 Проблемы переходного периода

5.3 Атомная отрасль сегодня

5.4 Состояние вопросов ядерной и радиационной безопасности в отраслях народного хозяйства, предупреждение и ликвидация последствий чрезвычайных ситуаций с радиационными последствиями

5.6 Федеральная целевая программа “Ядерная и радиационная безопасность России”

5.7 Итоги межведомственного обсуждения приоритетов в реализации утвержденной Правительством программы

6. ПРИЛОЖЕНИЯ

6.1 Последствия радиационных аварий и облучение населения России

6.2. Справочные материалы Минатома России к заседанию Правительства РФ

Лекция 33. ЯДЕРНОЕ ОРУЖИЕ

1. ВИДЫ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ

2.1 История

2.2 Критическая масса

2.3 Конструкция атомной бомбы

3. ВОДОРОДНАЯ БОМБА

3.1 История

3.2 Устройство водородной бомбы

4. ПОСЛЕДСТВИЯ ЯДЕРНОГО ВЗРЫВА

4.1 Бомбардировка Хиросимы и Нагасаки

4.2 Ядерные взрывы разной мощности

4.3 Поражающие факторы ядерного взрыва

4.4 Взрыв над лесным массивом

4.5 Ядерная зима

5. ИСПЫТАНИЕ ЯДЕРНОГО И ТЕРМОЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ

5.1 Полигоны

5.2 Результаты испытаний

6. МИРНЫЕ ВЗРЫВЫ

Лекция 34. ЮРИДИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

1. Законы России

2. Международное законодательство

3. Нераспространение оружия массового поражения

Лекция 35. ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

1. Экономический анализ производств добычи, переработки и изотопного обогащения урана
2. Экономический анализ ядерной энергетики
3. Экономика безопасности населения
4. Экономика экологической безопасности

ЗАКЛЮЧЕНИЕ: Перспективы ядерной индустрии

Литература к лекционному курсу

1. Андриюшин И.А., Чернышев А.К., Юдин Ю.А. Укрощение ядра: Страницы истории ядерного оружия и ядерной инфраструктуры СССР /Гл. ред. Р.И. Илькаев. Саров-Саранск: Тип. «Красн. Окт.», 2003.
2. Атомные станции России. – Москва, 2002
3. Атомный век. События, люди, дела. Редактор-составитель А.А. Кузнецов. - М. 2005
4. В.П.Кашеев Ядерные энергетические установки. - Минск: Высшая школа, 1989.
5. Атомная наука и техника СССР. М.: Энергоатомиздат, 1987.
6. Будущее атомной энергетики: за и против - ИНИОН АН СССР, 1991 В.1-3.
7. Ядерная энциклопедия (А.А.Ярошинская, ред)- М.: Благотворительный фонд Ярошинской, 1996, - 656 с.: ил.
8. Ю.В.Чечеткин, Е.К.Якшин, В.М.Ещеркин Очистка радиоактивных газообразных отходов АЭС.М.: Энергоатомиздат, 1986.-152 с
9. В.В.Королев Системы управления и защиты АЭС.-М.: Энергоатомиздат, 1986
10. В.Балек Обращение с радиоактивными отходами. –МАГАТЭ, 1995.
11. Соболев И.А., Ожован М.И., Щербатова Т.Д., Батюхова О.Г. Стекла для радиоактивных отходов. – М.: Энергоатомиздат, 1999. 240 с.
12. Радиоактивность районов АЭС / Под ред. И.И.Крышева. М.: Ядерное общество СССР, 1991.
13. В.И.Землянухин, Е.И.Ильченко, А.Н.Кондратьев, Л.Н.Лазарев, А.Ф.Царенко, Л.Г.Царицына Радиохимическая переработка ядерного топлива АЭС - М.: Энергоатомиздат, 1983. -232 с.
14. Л.П.Феоктистов Из прошлого в будущее. Из-во РФЯЦ-ВНИИТФ, Снежинск, 1998, 323 стр.
15. Ан.Н.Несмеянов Радиохимия, Изд. Химия, 1972, 592 с.
16. Шевелев Я.В., Клименко А.В. Эффективная экономика ядерного топливно-энергетического комплекса. М.: РГГУ, 1996.-736 с.
17. Ядерный архипелаг (Составитель Б.И.Огородников).- М.: ИздАт, 1995.-265 с.
18. Израэль Ю.А. Мирные ядерные взрывы и окружающая среда// Л. Гидрометеоздат. 1974
19. В.В. Горин, Г.А. Красилов, А.И. Куркин, и др. Семипалатинский полигон: хронология подземных ядерных взрывов и их первичные радиационные эффекты //Бюллетень Центра общественной информации по атомной энергии. 1993 № 9.
20. Атомный проект СССР: Документы и материалы. В 3 т./Под общ. ред. Л.Д. Рябева. Т.1.ч.1. – М.: Наука – Физматлит,
21. 1998 Атомный проект СССР: Документы и материалы. В 3 т./Под общ. ред. Л.Д. Рябева. Т.1 ч.2. – М.: МФТИ, 2002
22. Атомный проект СССР: Документы и материалы. В 3 т./Под общ. ред. Л.Д. Рябева. Т.2 Атомная бомба. 1945-1954. ч.1. – Москва-Саров, 1999
23. Атомный проект СССР: Документы и материалы. В 3 т./Под общ. ред. Л.Д. Рябева. Т.2 Атомная бомба. 1945-1954. ч.2. – Москва-Саров, 2000
24. Атомный проект СССР: Документы и материалы. В 3 т./Под общ. ред. Л.Д. Рябева. Т.2 Атомная бомба. 1945-1954. ч.3. – Москва-Саров, 2002
25. Атомный проект СССР: Документы и материалы. В 3 т./Под общ. ред. Л.Д. Рябева. Т.2 Атомная бомба. 1945-1954. ч.4. – Москва-Саров, 2003
26. Атомный проект СССР: Документы и материалы. В 3 т./Под общ. ред. Л.Д. Рябева. Т.2 Атомная бомба. 1945-1954. ч.5. – в печати.

27. Губарев В.С. Белый архипелаг Сталина. Документальное повествование о создании ядерной бомбы, основанное на рассекреченных материалах «Атомного проекта СССР». — М.: Мол. гвардия, 2004.
28. Испытания ядерного оружия и ядерные взрывы в мирных целях СССР. 1949-1990 гг. — <http://npc.sarov.ru/issues/peaceful.html>
29. Создание первой советской атомной бомбы. Под ред. В.Н. Михайлова и А.М. Петросьянца. — М.: Энергоатомиздат, 1995
30. Бейлин В.А., Боровик А.С., Малышевский В.С. Радиация, жизнь, разум. Ростов-на-Дону, Ростиздат.- 2001, 112 стр.

Полезные Интернет сайты

1. www.atomsafe.ru **БЮЛЛЕТЕНЬ ПРОГРАММЫ ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ** Сайт посвящен деятельности [Программы «Ядерная и радиационная безопасность»](#) Социально-Экологического Союза ([СоЭС](#)) и Центра Экологической Политики России ([ЦЭПР](#)).
2. www.gan.ru Федеральная служба по атомном надзору
www.minatom.ru Федеральное агентство по Атомной энергии, Минатом, <http://old.minatom.ru/>
3. www.Bellona.no Объединение Беллуна (Норвегия): Экология и право
4. www.nuclear-weapons.nm.ru атомное оружие
5. [Phys.Web.Ru](#) - сервер [Физического факультета Московского государственного университета](#) им. М.В. Ломоносова.
6. Сайт Аналитического центра по проблемам нераспространения <http://npc.sarov.ru/issues/coretaming.html>
7. Сайт ВНИИНМ www.bochvar.ru
8. Сайт ВНИИТФА www.vniitfa.ru
9. Сайт ВНИПИЭТ <http://givnpiet.spb.ru/index.html>
10. Сайт г. Зеленогорска www.zelenogorsk.ru
11. Сайт ГНЦ РФ-ФЭИ www.ippe.obninsk.ru
12. Сайт ГХК www.krasminatom.ru
13. Сайт ЗАО «Атомстройэкспорт» www.atomstroyexport.ru
14. Сайт Кольской АЭС www.kolanpp.ru
15. Сайт комбината «Электрохимприбор» www.ehp-atom.lesnoy.ru
16. Сайт концерна «Росэнергоатом» www.rosatom.ru
17. Сайт Ленинградской АЭС www.laes.ru
18. Сайт НЗХК www.nccp.ru
19. Сайт НИИИТ www.niiit.ru
20. Сайт НИИЭФА <http://niiefa.spb.ru>
21. Сайт НИКИЭТ www.nikiet.ru
22. Сайт НИТИ www.niti.ru
23. Сайт НПО «Луч» www.luch.podolsk.ru
24. Сайт ОАО «Техснабэкспорт» www.tenex.ru
25. Сайт ОИЯИ www.jinr.ru
26. Сайт ОКБ Гидропресс» www.gidropress.podolsk.ru
27. Сайт ОКБМ <http://www.okbm.nnov.ru>
28. Сайт ПО «Старт» www.startatom.ru
29. Сайт ПО «ЭХЗ» www.ecp.ru
30. Сайт ПО МЗ «Молния» www.molniya.ru
31. Сайт Приборостроительного завода www.imf.ru
32. Сайт НПО «Радиевый институт» www.atom.nw.ru/RI/HOME.HTM
33. Сайт РФЯЦ-ВНИИТФ www.vniitf.ru

34. Сайт РФЯЦ-ВНИИЭФ www.vniief.ru
35. Сайт СКЦ Росатома www.skс.ru
36. Сайт СНИИП www.sniip.ru
37. Сайт СНПО «Элерон» <http://www.eleron.ru/>
38. Сайт ТРИНИТИ www.triniti.ru
39. Сайт УЭМЗ www.uemz.ru
40. Сайт УЭХК www.ueip.ru
41. Сайт ФГУП «Красная Звезда» <http://www.redstaratom.ru/>
42. Сайт ЧМЗ www.chmz.net

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 1. ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ ФУНДАМЕНТАЛЬНЫХ ОСНОВ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

Содержание

1. Атомно-молекулярное учение	1
2. Атомная физика	2
3. Элементарные частицы	2
4. Строение ядра	4
5. Квантовая механика	5
6. Теория относительности	10
7. Радиоактивность	11
8. Радиохимия	15
9. Ионизирующие излучения и их взаимодействие с веществом	19
10. Методы измерений	22
11. Ускорители	24
12. Ядерные реакции	26
13. Ядерные реакторы	26
14. Развитие Периодической системы элементов	28
15. Разделение изотопов	30
16. Космические лучи	30
17. Плазма и термоядерный синтез	31

История создания и развития ядерной индустрии связана с открытием и детальным изучением явления радиоактивности, открытого в ходе целенаправленного исследования строения вещества: сначала молекул и атомов, а затем – ядра и элементарных частиц.

В данной лекции мы рассмотрим историю создания фундаментальных основ ядерной индустрии. История развития самой ядерной индустрии в разных странах будет представлена в следующей лекции.

1. Атомно-молекулярное учение

Атомизм или атомное учение – учение о прерывистом, дискретном строении материи.

Представление о том, что мир состоит из фундаментальных частиц, имеет долгую историю. Гипотеза о том, что все вещества состоят из мельчайших элементарных частиц – атомистическая гипотеза – возникла еще в Древней Греции и развивалась Левкиппом, Демокритом и Эпикуром (5 – 3 вв. до н. э.). Именно Демокрит назвал частицы атомами, т.е. неделимыми частицами. Более конкретные представления об атомах выработались значительно позже, в результате развития физики и химии, базирующегося на научном эксперименте. В 17 в. Р.Бойль положил атомистику в основу своих химических представлений и объяснил все химические изменения соединением и разъединением атомов. Важную роль атомистика играла в работах И.Ньютона. Начиная с конца в результате быстрого развития химии (работы А.Лавуазье, Ж.Пруста, К.Бертолле и др.) была заложена основа количественных аспектов атомистического учения. Дж. Дальтон сформулировал закон кратных отношений (1803), ввел понятие атомного веса и дал оценки атомных весов некоторых элементов. Ж. Гей-Люссаком был установлен объемных отношений закон (1808), для объяснения которого А.Авогадро в 1811 ввел представление о молекуле, как состоящей из атомов наименьшей частице вещества, способной к самостоятельному существованию; он предположил, что в равных объемах любых газов при одних и тех же условиях заключается одинаковое число молекул (Закон Авогадро).

Однако взгляды Авогадро лишь постепенно, в середине 19 в. завоевали признание химиков. Четкие определения понятий атома и молекулы были даны С.Каниццаро в 1858 и приняты в 1860 на съезде химиков в Карлсруэ.

Молекула – наименьшая частица вещества, которая способна существовать самостоятельно и не может дробиться дальше без потери основных химических свойств данного вещества.

Атом – мельчайшая частица химического элемента, сохраняющая его свойства.

2. Атомная физика

Атомная физика - раздел физики, в котором изучаются строение и состояния атомов возникла в начале 20 века. До её появления атом большинством учёных считался неделимым.

Тем не менее, уже в 30-е годы 19 века в теории электролиза, развитой М.Фарадеем, появилось понятие иона, и было выполнено измерение элементарного заряда. В 1833 при исследовании явления электролиза он установил, что ток в растворе электролита это упорядоченное движение заряженных частиц – ионов. Фарадей определил минимальный заряд иона, который был назван элементарным электрическим зарядом. Приближенное значение которого оказалось равным $e = 1,60 \cdot 10^{-19}$ Кл. На основании исследований Фарадея можно было сделать вывод о существовании внутри атомов электрических зарядов. В 1887 С.Аррениусом была сформулирована теория электролитической диссоциации.

После открытия радиоактивности (А.Беккерель, 1896) и электрона (1897, Дж.Дж.Томсон) стало очевидно, что атом – система заряженных частиц. Решающее значение для развития представлений о строении атома имело создание квантовой теории излучения (М.Планк, 1900). В 1902 разработана первая модель строения атома: положительный заряд равномерно распределен по всему объему атома; внутри этого положительно заряженного облака находятся электроны, группирующиеся (если их больше одного) в определенные устойчивые конфигурации (В.Томсон). В 1903 В.Томсон уточнил модель, создав слоистую теорию строения атома. В 1911 А.Гааз предложил модель атома, в которой впервые квантовый характер излучения был связан со структурой атома.

В 1911 Э.Резерфорд создал планетарную модель атома (вокруг тяжёлого положительно заряженного ядра вращаются электроны). Первую квантовую теорию на основе этой модели и с учётом опыта Франка-Герца (доказательство, что внутренняя энергия атома может принимать лишь дискретные значения) дал в 1913 Н. Бор. Теория Бора базируется на планетарной модели атома, квантовых представлениях и некоторых постулатах. Эта теория объяснила спектры водорода и водородоподобных атомов, но не годилась для атомов с числом электронов ≥ 2 . Последовательная теория атома создана позднее на основе квантовой механики.

Бора постулаты – основные допущения в квантовой теории атома Н.Бора (1913): 1) существование ряда стационарных состояний атома, соответствующих определённым значениям его внутренней энергии E ; 2) условие частот ν излучения при переходе атома из одного стационарного атома (E_1) в другое (E_2): $\nu = (E_1 - E_2)/h$, где h – постоянная Планка. Позднее установлено, что постулаты Бора – следствия квантовой механики.

Что касается молекул, то окончательное доказательство реальности их существования было получено в экспериментах по исследованию броуновского движения (Ж.Перрен, 1908). - Объяснение броуновского движения на основе молекулярно-кинетической теории дано А.Эйнштейном и М.Смолуховским в 1906. Непосредственное измерение скорости молекул проведено О.Штерном в 1919.

3. Элементарные частицы

Элементарные частицы – мельчайшие известные частицы физической материи.

Характерная особенность элементарных частиц – способность к взаимным превращениям - не позволяет рассматривать элементарные частицы как простейшие, неизменные «кирпичики мироздания», подобно атомам Демокрита. Число частиц, которые называются в современной теории элементарными очень велико. Каждая элементарная частица (за исключением истинно нейтральных частиц) имеет свою античастицу. Всего вместе с античастицами к началу 21 века

открыто более 350 частиц. К стабильным частицам относится фотон, электронное и мюонное нейтрино, электрон, протон и их античастицы; остальные элементарные частицы самопроизвольно распадаются за время от $\approx 10^3$ с для свободного нейтрона до $10^{-22} - 10^{-24}$ для резонансов. Современная терминология элементарных частиц (барионы, гипероны, лептоны) и соответствующая символика введены в 1953.

В 1900 М.Планк ввел квант действия – постоянную Планка. Фотон как квант электромагнитного излучения предложен в 1905 А.Эйнштейном. Экспериментальное доказательство существования фотона получено в 1923; теоретическая интерпретация явления испускания фотона дана А.Комптоном, П.Дебаем.

Электрон открыл в 1897 Дж.Дж.Томсон при изучении катодных лучей, он же измерил отношение заряда электрона к его массе. В 1910 удалось отдельно измерить заряд электрона (Р.Милликен). Постулат существования внутреннего механического и магнитного моментов у электрона (спиновая гипотеза) выдвинут С.Гаудсмитом, Дж. Уленбеком в 1925). Матрицы для описания спина электрона (спиновые матрицы) предложены В.Паули в 1927).

В открытии многих элементарных частиц (и античастиц) существенную роль сыграло обнаружение космического излучения (В.Гейс, 1918). Первая античастица (позитрон) была теоретически предсказана П.Дираком, Р.Оппенгеймером в 1928; они же предсказали возможность рождения и аннигиляции электронно-позитронных пар. Экспериментально позитрон был открыт в космических лучах К.Андерсоном в 1932. Образование электрон-позитронных пар из жесткого гамма-кванта обнаружено супругами И. и Ф.Жолио-Кюри, К.Андерсоном, П.Блэккетом и Дж.Оккиалини; механизм этого явления установил Р.Оппенгеймер в 1932. Открытие электронно-позитронных ливней в космических лучах произошло в 1933 (П.Блэккетт, Дж. Оккиалини). Гипотеза о существовании антивещества предложена П.Дираком в 1933. Экспериментальное доказательство аннигиляции электронов и позитронов получено в 1934.

Возможность существования протона в 1913 предсказал Э.Резерфорд. Он же открыл его, показав, что при бомбардировке азота альфа-частицами возникает кислород и протон. Тем самым была осуществлена первая искусственная ядерная реакция и получено доказательство наличия в ядрах элементов протонов. Д.Деннисон (1927) доказал существование спина протона. Точное измерение массы протона провёл У.Хаустон в 1927, а измерение магнитного момента протона О.Штерн и О.Фриш в 1933.

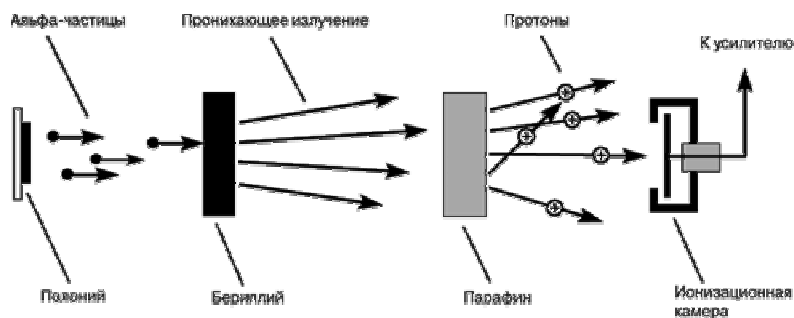


Рис. 1. Эксперимент Чедвига, схема процесса, в котором был открыт нейтрон.

Э. Резерфорд предсказал существование нейтрона в 1921.

Возникновение сильнопроникающего излучения при бомбардировке α -частицами бериллия (нейтронов) наблюдали В.Боте и Г.Беккер в 1930). В 1932 нейтрон был открыт Дж.Чэдвиком, который показал, что при бомбардировке ядра бериллия-9 альфа-частицами возникает углерод-12 и нейтрон. Он же впервые вычислил его массу. Схема образования нейтрона при облучении бериллия α -частицами предложена И. и Ф. Жолио-Кюри. Медленные нейтроны открыты П.Оже в 1933. Точное измерение массы нейтрона проведено Х. Юкава Дж. Чэдвиком и М.Гольдхабером в 1935; они же предсказали его бета-распад на протон, электрон и нейтрино. Период полураспада нейтрона достаточно точно измерил Дж. Робсон в 1951.

Гипотеза существования нейтрино высказана В.Паули в 1930. Название «нейтрино» для нейтральной частицы В.Паули предложено Э.Ферми в 1932. Свойства нейтрино подробно

рассмотрены В.Паули. Доказательство того, что масса нейтрино равна нулю получено Э.Ферми и Ф.Перреном в 1933. Первый успешный косвенный опыт по доказательству существования нейтрино (регистрировались ядра отдачи, возникающие вследствие испускания нейтрино при захвате орбитальных электронов) получено Дж.Алленом в 1942. Метод детектирования нейтрино в реакции $^{37}\text{C} + \nu \rightarrow ^{37}\text{Ar} + e^-$ предложен Б.М.Понтекорво в 1945.

В 1937 произошло открытие в космических лучах частиц с массой в 207 электронных масс - мюонов (μ -мезонов). В 1938 Х. Юкава, С.Саката и М.Такетани ввели понятие нейтрального мезона для объяснения зарядовой независимости ядерных сил. Открытие мю-мезона (К.Андерсон и С.Неддермейер) произошло в 1938; они наблюдали частицу космических лучей, остановившуюся в камере Вильсона после прохождения металлической пластинки, и определили ее массу $\sim 240 m_e$. Нестабильность мезона космических лучей открыта Г.Куленкампом, а прямое подтверждение спонтанного распада μ^+ мезона дано в 1940. В том же году С.Томонага и Дж. Араки предсказали существование мезоатомов. Измерение времени жизни покоящегося мезона проведено Ф.Разетти в 1941. Искусственно мезоны получили Э.Гарднер и Ч.Латтес в 1948.

В 1963 была выдвинута гипотеза кварков, как «кирпичиков» строения элементарных частиц (М.Гелл-Манн, Дж. Цвейг). Американские физики Джером Фридман и Генри Кендалл и канадский физик Ричард Тейлор провели основополагающие исследования кварковой структуры элементарных частиц (Нобелевская премия 1990).

4. Структура ядра

Начало реалистичной модели строения атома положили опыты Г.Гейгера по изучению рассеяния альфа частиц на тонких фольгах, начатые им в 1908. Анализируя результаты этих экспериментов, Э.Резерфорд в 1911 создал теорию рассеяния альфа-частиц в веществе, открыл атомное ядро и создал планетарную модель строения атома.

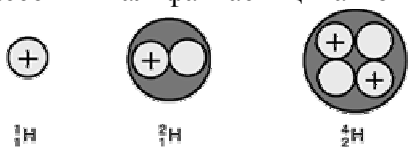
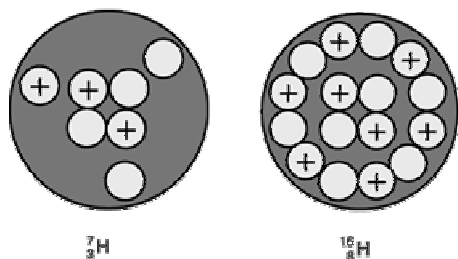


Рис.2. Схема структуры пяти легких ядер.

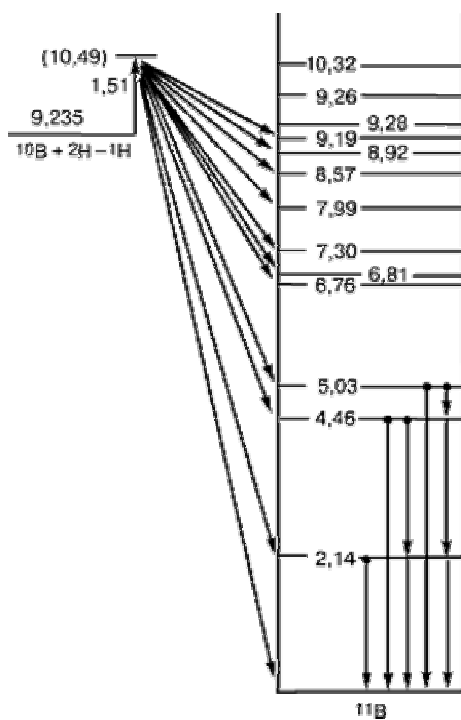


Первая гипотеза строения атомных ядер из протонов и электронов (протонно-электронная гипотеза) предложена А.Ван ден Брукком в 1913. В том же году П.Ланжевен вводит понятие дефекта массы (в 1927 получено экспериментальное доказательство, что масса ядра не равна сумме масс входящих в ядро частиц, а меньше этой величины на несколько десятых процента (Ф.Астон)). В 1919 впервые

были оценены размеры ядра, в 1922 размеры ядер атомов были определены достаточно точно. В 1923 введено понятие магнитного момента ядер и объяснена сверхтонкая структура спектральных линий в рамках гипотезы ядерного спина (В.Паули). Экспериментальное определение моментов и спинов ядер, а также точное измерение массы протона (У.Хаустон) проведено в 1927. В 1928 удалось определить статистику ядра азота; оказалось, что она подчиняется статистике Бозе – Эйнштейна. Произошла «азотная катастрофа» - был получен решающий довод против протонно-электронной гипотезы строения ядер (В.Гайтлер, Г.Герцберг, Ф.Розетти).

В 1930 получено доказательство, что ядра с нечетным атомным числом подчиняются статистике Ферми – Дирака, а с четным – статистике Бозе – Эйнштейна (теорема П.Эренфеста – Р.Оппенгеймера); высказана гипотеза об отсутствии в ядре электронов (В.А.Амбарцумян, Д.Д.Иваненко); обнаружено существование нового типа взаимодействий – сильных, или ядерных. В 1932 предложена протонно-нейтронная модель ядра (В.Гейзенберг, Д.Д.Иваненко); введено представление об обменном характере ядерных сил (В.Гейзенберг); показано, что

ядерные силы являются насыщающими (В.Гейзенберг, Э.Майорана). В 1933 высказано предположение, что особенно высокой устойчивостью обладают ядра с числом протонов или нейтронов, равным 2, 8, 20, 50, 82 и 126, – «магическими числами» - основа идеи оболочечной модели ядра (В.М.Эльзассер). В 1933 измерен магнитный момент дейтрона (О.Штерн, И.Эстерман) и протона (О.Штерн и О.Фриш). Тогда же показано, что ядерные силы имеют малую область действия, но в этой области они в миллионы раз больше электростатических сил в атоме (Ю.Вигнер). В 1934 проведён расчёт по уравнению Шредингера последовательности заполнения ядерных уровней (В.Эльзассер, 1934, М.Гепперт-Майер, 1958). В 1935 для прояснения сущности ядерных сил введён постулат существования сильно взаимодействующего кванта ядерного поля (мезона) – частицы, осуществляющей взаимодействие между нуклонами - мезонная теория ядерных сил (Х.Юкава). К.Вейцеккер предложил полуэмпирическую формулу для энергии связи ядра, а Г.Шюлер и Т.Шмидт обнаружили квадрупольный момент ядра. В 1936 закончено создание капельной модели ядра (Н.Бор, Я.И.Френкель) и теории составного ядра – обобщённая модель компаунд-ядра (Оге Бор); выдвинута гипотеза зарядовой независимости ядерных сил (Г.Брейт, Э.Кондон, Р.Презент); объяснено существование метастабильных состояний ядер (К.Вейцеккер). В 1937 установлена зависимость между магнитными моментами и спинами ядер (модель Т.Шмидта); предложена однородная модель ядра (модель Ю.Вигнера); установлена связь изотопического спина с зарядовой независимостью ядерных сил (Ю.Вигнер). 1938 ознаменовался скалярной теорией ядерных сил (Х. Юкава, С.Саката) и векторной теорией Г.Фрелих, В.Гайтлер, Н.Кеммер); Х. Юкава, С.Саката и М.Такетани ввели понятие нейтрального



мезона для объяснения зарядовой независимости ядерных сил. В 1939 предложена капельная модель ядра: на первом этапе - качественная теория деления ядер (Н.Бор), а на втором - количественная теория деления ядер (Н.Бор, Дж. Уиллер). В том же году Белинфант ввел термин нуклон. И.Раби измерил квадрупольный момент дейтрона.

Рис.3. Уровни энергии ядра ^{11}B . Энергия возбуждения ядра ^{11}B выражена в МэВ.

В 1940 В.Вайскопф разработал статистическую модель ядра. В 1941 Г.Вентцель предложил теорию сильной связи для случая скалярного поля Юкавы и предсказал нуклонную изобару. В 1949 был экспериментально подтвержден обменный характер ядерного взаимодействия между протоном и нейтроном (Бракнер). В 1948 дано обоснование существования «магических ядер» (М.Гепперт-Майер); существование сильного спин-орбитального взаимодействия между нуклонами, что просто объяснило магические числа; гипотеза о существовании универсального слабого взаимодействия и кванта этого взаимодействия – W^+ бозона (О.Клейн, Т.Ли, Дж. Пуппи, Дж. Уилер). В 1949 создана оболочечная модель ядра (М.Гепперт-Майер, Х.Йенсен). В 1949 был экспериментально подтвержден обменный характер ядерного взаимодействия между протоном и нейтроном (Бракнер); построена коллективная модель ядра (О.Бор, Б.Моттelson); предложена сфероидальная модель ядра (Дж. Рейнуотер). В 1951 высказана идея о существовании отталкивания между нуклонами на малых расстояниях (Р.Ястров). В 1955 предложена модель деформированных ядерных оболочек (Дж. Нильссон).

5. Квантовая механика

Современная квантовая теория объединяет квантовую механику, квантовую статистику и квантовую теорию поля. Квантовая (волновая) механика - теория, устанавливающая способ

описания и закономерность движения микрочастиц в заданных внешних полях. Квантовая механика впервые позволила описать структуру атомов и понять их спектры, установить природу химической связи, объяснить периодическую систему элементов и т.д.

Планка закон излучения – устанавливает распределение энергии в спектре абсолютно чёрного тела (равновесного теплового излучения). выведен М.Планком в 1900.

Планка постоянная (квант действия) – основная постоянная квантовой теории. Названа по имени М.Планка. Планка постоянная $h=6,626 \cdot 10^{-34}$ Дж*с. Часто применяется величина $\hbar=h/2\pi=1,0546 \cdot 10^{-34}$ Дж*с, также называемая постоянной Планка.

Квантовая механика, как целое, была создана в 1924 – 26 трудами Л. Де-Бройля, Э.Шредингера, В.Гейзенберга и П.Дирака. Важнейшую роль в её исторической подготовке и последующей разработке сыграли исследования М.Планка, А.Эйнштейна, Н.Бора, М.Борна и др.

Можно выделить следующие этапы в хронологии развития квантовой механики:

1900 - Квантовая теория излучения предложена М.Планком.

1905 - Понятие фотона - кванта электромагнитного поля, гипотеза о квантовом характере светового излучения (фотонная теория света) (А.Эйнштейн). Объяснение законов фотоэффекта на основании существования квантов света, или фотонов (А.Эйнштейн). Закон взаимосвязи массы и энергии (А.Эйнштейн).

1906 - Получение выражения для энергии и импульса электрона (М.Планк). Открытие спектральной серии атома водорода (серия Т. Лаймана).

1907 - Разработка первой квантовой теории теплоемкости твердых тел (А.Эйнштейн).

1908 - Улучшение предложенных в 1888 И.Ридбергом приближенных формул для частот спектральных серий; установление одного из основных принципов систематики атомных спектров – комбинационный принцип (принцип Ридберга – Ритца) (В.Ритц). Обнаружение спектральной серии атома водорода в инфракрасной области (серия Ф.Пашена).

1911 - Разработка модели атома, в которой впервые связан квантовый характер излучения со структурой атома (А.Гааз).

1911 - Открытие атомного ядра, создание планетарной модели строения атома (Э.Резерфорд). Обнаружение, что постоянная Планка имеет размерность механического действия и предложил произвести квантование действия в ряде задач (А.Зоммерфельд). Постулирование кванта магнитного момента – магнетона (П.Вейс). Независимо от П.Вейсса магнетон предсказал П.Ланжевен и вычислил его величину.

1912 - Проверка уравнения Эйнштейна для фотоэффекта и вычисление из него постоянной Планка (Р.Милликен). Формулировка основного закона фотохимии (закон А.Эйнштейна).

1913 - Открытие явления расщепления спектральных линий в электрическом поле; применение идеи квантования энергии к теории планетарного атома, формулировка трех квантовых постулатов, характеризующих особенности движения электронов в атоме; первая квантовая теория атома водорода; введение главного квантового числа; условие существования стационарных состояний атома; условие частот излучения (Н.Бор). Теория магнитных спектров, основы магнитной спектроскопии (В.К.Аркадьев). Экспериментальное доказательство существования дискретных уровней энергии атомов (опыты Дж. Франка – Г.Герца).

1914 - Объяснение возникновения рентгеновских спектров излучения, исходя из представлений об электронных оболочках атома, которые создают вокруг ядра последовательные слои (В.Коссель). Формула для уровней энергии атома (Н.Бор).

1915 - Усовершенствование теории атома Бора, распространение ее с просто периодических на случай многократно периодических систем; разработка квантовой теории эллиптических орбит (теория Бора – Зоммерфельда); введение радиального и азимутального квантового числа (А.Зоммерфельд). Построение теории тонкой структуры водородного спектра (А.Зоммерфельд). Разработка теории химической связи в органических соединениях; гипотеза валентных электронов.

1916 - Статистическая электронная теория строения атомов и молекул (В.Коссель, Г.Льюис). Завершение построения квантовой теории эффекта Зеемана (А. Зоммерфельд, П.Дебай). Объяснение на базе теории атома Бора химических взаимодействий, в том числе - гетерополярных молекул (В.Коссель). Доказательство квантования компоненты момента количества движения в направлении поля; введение понятия магнитного квантового числа (П.Дебай и А.Зоммерфельд). Общая квантовая теория многократно периодических систем (П.С.Эпштейн, К. Шварцшильд).

1918 - Формулировка принципа соответствия (Н.Бор).

1919 - Спектроскопический закон смещения (В.Коссель, А.Зоммерфельд). Введение внутреннего квантового числа и основанных на нем правил отбора для дублетных и триплетных спектров (А.Зоммерфельд).

1921 - Строение атомов – связь периодичности их химических и спектральных свойств с характером формирования электронных конфигураций по мере роста заряда ядра (Н.Бор). Построение теории аномального эффекта Зеемана (А.Ланде).

1922 - Согласование корпускулярных и волновых свойств излучений в рамках единой теории – корпускулярно-волновой дуализм, идея дифракции электрона (Л. Де Бройль). Разработка систематики сложных спектров (А.Ланде, Ф.Хундом, Г.Рассел). Открытие явление холодной электронной эмиссии при воздействии сильного электрического поля (Дж. Лиленфельд). Объяснение этого явления на основе электронного туннелирования дали в 1928 Р.Фаулер и Л.Нордгейм). Введение понятие мультиплетов (М.Каталан). Экспериментальное доказательство, что магнитный момент электрона в атоме приобретает лишь дискретные значения (пространственное квантование); первые экспериментальные методы измерения атомных и молекулярных моментов (О.Штерн и В.Горлах). Открытие спектральной серии атома водорода в инфракрасной области (серия Ф.Брэкетта).

1923 - Принцип запрета Паули - один из важнейших принципов современной теоретической физики (В. Паули). Магнитный момент ядер; объяснение сверхтонкой структуры спектральных линий в рамках гипотезы ядерного спина (В.Паули). Идея о волновых свойствах материи (волны де Бройля). Эта идея Л. де Бройля о всеобщности корпускулярно-волнового дуализма легла в основу квантовой механики Шредингера. Открытие явления рассеяния коротковолнового излучения на свободном или слабо связанном электроны (эффект А. Комптона); экспериментальное доказательство существования фотона, постулированного в 1905 А.Эйнштейном; теоретическая интерпретация этого явления (А.Комптон, П.Дебай). Представление об оболочечной структуре атома, основанное на классификации электронных орбит по главному и азимутальному квантовым числам (Н.Бор). Разработка теории периодической системы химических элементов Н.Бор.

1924 - Квантовая статистика частиц с целым спином (статистика Бозе – Эйнштейна). Гипотеза Нернста о существовании вырождения газа превратилась в обоснованное теоретическое утверждение (Ш.Бозе, А.Эйнштейн). Закон сохранения пространственной четности применительно к процессу испускания света атомами (О.Лапорт). Существование отрицательных дисперсионных членов для атомов в возбужденных состояниях (Х.Краммер).

1925 - Формулировка в физической химии квантовомеханического принципа Дж.Франка – Э.Кондона. Новый тип взаимодействия электронов в атоме (связь Г.Рассела – Ф.Саундерса). Идея использования кристалла для наблюдения дифракции электронов и доказательства их волновой природы (В.М.Эльзассер). Формулы для интенсивностей мультиплетных линий (А.Зоммерфельд, Р.Крониг). Разработка матричной механики (В.Гейзенберг). Теория поляризованной люминесценции, установление формулы Левшина – Перрена (В.Л. Левшин). Постулат существования внутреннего механического и магнитного моментов у электрона (спиновая гипотеза). (С.Гаудсмит, Дж. Уленбек). Получение с помощью принципа соответствия полной формулы дисперсии, включающую комбинационное рассеяние (формула дисперсии Крамерса –

Гейзенберга) (Х.Крамерс, В. Гейзенберг). Подразделение электронных оболочек атома на подоболочки (Э.Стонер).

1926 - Построение волновой механики; уравнение Шредингера; общее представление о туннельном эффекте; доказательство эквивалентности матричной механики В.Гейзенберга и волновой механики (Э.Шредингер). Квантовая статистика, описывающая поведение частиц с полуцелым спином (Э.Ферми, П.Дирак, 1926). Соотношение неопределенности (В.Гейзенберг). Статистическая модель атома (Э.Ферми, Л.Томсон). Связь квантовой механики с теорией относительности, вывод волнового уравнения, составляющего основу релятивистской квантовой механики (П.Дирак). Разработка теории преобразований (П.Дирак). Формулировка дисперсионных соотношений (соотношения Х.Крамерса – Р.Кронига). Квантовомеханическая теория диамагнетизма (Дж. Ван Флек, Л.Полинг). Простейшее релятивистское волновое уравнение для частиц со спином 0 – уравнение Клейна – Фока – Гордона (О.Клейн, В.А.Фок, В.Гордон). Метод нахождения приближенных собственных значений и собственных функций одномерного уравнения Шредингера, устанавливающий связь со старыми правилами квантования Бора и Зоммерфельда (метод БВК, Л.Бриллюэн, Г.Вентцель, Х.Крамерс). Вероятностная интерпретация волн де Бройля (М.Борн). Общий принцип, согласно которому физической величине соответствует некоторый оператор (М.Борн, Н.Винер). Приближенный метод решения задачи о рассеянии частиц силовым центром (борновское рассеяние, М.Борн).

1927 - Матрицы для описания спина электрона (спиновые матрицы В.Паули). Введение понятия упаковочного коэффициента и построение первой кривой зависимости упаковочных коэффициентов от массовых чисел, характеризующей энергию связи атомных ядер (Ф.Астон). Теория валентных связей, положившая начало квантовой химии (Ф.Лондон, В.Гайтлер). Применение вариационного метода в квантовой механике для расчета нормального состояния гелия (получения энергетических уровней атома) (Кельнер). Концепция волны-пилота с целью интерпретации квантовой механики (Л. де Бройль). Схема описания и расчета основного состояния многоэлектронных атомов (модель атома Л.Томаса – Э.Ферми). Теория строения двухатомных молекул (М.Борн, Р.Оппенгеймер). Индетерминистская концепция элементарных процессов, т.е. копенгагенская интерпретация квантовой механики (Н.Бор, В.Гейзенберг, Э.Шредингер, М.Борн, В.Паули, П.Дирак). Сформулирован принцип дополнительности (Н.Бор).

- Открытие дифракции электронов (К.Дэвиссон, Л.Джермер, Дж. П.Томсон). Зависимость квантового выхода люминесценции от длины волны возбуждающего излучения (закон С.И.Вавилова). Открытие зеркальной симметрии и формулировка закона сохранения четности; введение представления о четности волновой функции (Ю.Вигнер). Применение принципов квантовой теории к максвелловскому полю и получение первой модели квантованного поля (П.Дирак). Разработка метода вторичного квантования (П.Дирак, В.А.Фок) Парамагнетизм электронного газа (парамагнетизм В.Паули). Создание квантовой теории излучения, предсказание тождественности квантов вынужденного и первичного излучений, лежащей в основе квантовой электроники (П.Дирак). Установление двух эмпирических правил, которые определяют последовательность расположения атомных уровней в мультиплетах (правила Ф.Хунда). Первое использование в квантовой механике теории групп; построение аппарата, эквивалентного волновой механике в конфигурационном пространстве с антисимметричными волновыми функциями. (Ю.Вигнер).

1928 - Первая квантовая теория металлов (А.Зоммерфельд). Метод решения задач квантовой механики многих тел – метод самосогласованного поля (метод Дж.Хартри – В.А.Фока). Объяснение сверхтонкой структуры спектров (В.Паули). Открытие сверхтонкой структуры спектральных линий атомных спектров (А.Н.Теренин, Л.Н.Добрецов, Г.Шюллер). Открытие обменного взаимодействия (П.Дирак и В.Гейзенберг). Соединение квантовой механики с теорией относительности и установление квантовомеханического уравнения, описывающего релятивистский электрон; создание релятивистской квантовой механики (П.Дирак). Построение квантовой теории оптической активности паров (Л.Розенфельд). Разработка Ф.Блохом и

Л.Вриллюэном основ зонной теории твердых тел (Ф.Блох, Л.Бриллюэн). Теория движения отдельных электронов в кристаллической решетке (Ф.Блох и Р.Пайерлс). Метод линейной комбинации атомных орбит; приближение сильной связи (Ф.Блох). Квантование электронного поля (Ю.Вигнер).

1929 - Первая попытка формулировки квантовой электродинамики - ввод общей схемы квантования полей (В.Гейзенберг, В.Паули). Первая количественная теория взаимодействия ядерного магнитного момента с электронной оболочкой (Э.Ферми, Харгрэвс). Попытка построения квантовой электродинамики (подход, отличный от схемы В.Гейзенберга и В.Паули), на основе канонических правил квантования поля (Э.Ферми). Детерминанты Дж.Слэтера. Открытие дифракции атомов и молекул (О.Штерн). Теория кристаллического поля (Х.Бете). Создание квантовой теории эффекта Комптона; уравнение, описывающее рассеяние электронов в этом эффекте (уравнение О.Клейна – И.Нишины).

1930 Введение спиновых волн (Ф.Блох). Квантовая теория рассеяния света в кристаллах (И.Е.Тамм). Предсказание существования элементарных магнитных зарядов – монополей (П.Дирак). Теоретическое предсказание диамагнетизма электронов в металлах (диамагнетизм Л.Д.Ландау). Точное измерение времени жизни возбужденных атомов (для He+).

1932 - Методы описания систем с переменным количеством частиц (метод пространства В.А.Фока и метод функционалов Фока). Введение понятия изотонического спина как формального математического приема (В.Гейзенберг). Введение основных соотношений метода вторичного квантования и развитие метода конфигурационного пространства для систем с переменным числом частиц (В.А.Фок). Доказательство эквивалентности электродинамики Дирака и Гейзенберга – Паули (Л.Розенфельд). Открытие симметрии относительно обращения времени -закон сохранения временной четности (Ю. Вигнер). Новая форма релятивистской квантовой механики (П.Дирак). Разработка многовременного формализма, представляющего собой релятивистски инвариантную форму современной квантовой электродинамики (В.А.Фок, П.Дирак. Б.Подольский).

1933 - Разработка метода молекулярных орбиталей (Р.Милликен).

1936 - Идея квантового числа, соответствующего полному изотоническому спину (Б.Кассен, Э.Кондон). Запись уравнения для частиц со спином 1 и $m_0 \neq 0$ – уравнение А.Прока.

1937 - Формулировка теоремы условий устойчивости симметричных конфигураций молекул (теорема Г.Яна – Э.Теллера).

1940 - Доказательство теоремы о связи статистики и спина: система одинаковых частиц с полуцелым спином описывается антисимметричной волновой функцией (статистика Ферми – Дирака), а с целым спином – симметричной волновой функцией (статистика Бозе – Эйнштейна) (В.Паули).

1941 - Связь закона сохранения электрического заряда с инвариантностью относительно калибровочных преобразований (В.Паули).

1943 - Введение В.Гейзенбергом понятия матрицы рассеяния, или S-матрицы (впервые S-матрицу предложил в 1937 Дж. Уилер).

1945 - Предсказание переходного излучения (В.Л.Гинзбург, И.М.Франк, открыто в 1958).

- Приближенный метод в квантовой теории поля (метод И.Е.Тамма – С.М.Данкова).

1947 - Принцип перенормировки массы (Х. Крамере). Метод приближенного вторичного квантования (Н.Н.Боголюбов).

1948 - Завершение создания квантовой электродинамики (С.Томонага, Р.Фейнман, Ю.Швингер).

1949 - Метод перенормировок в квантовой электродинамике.

1951 - Полный анализ перенормировки в квантовой электродинамике (А.Салам).

1970 - Выдвинута гипотеза о существовании нового квантового числа очарования, или суперзаряда.

6. Теория относительности

Относительности теория - физическая теория, рассматривающая пространственно-временные свойства физических процессов. Так как закономерности, устанавливаемые теорией относительности – общие для всех физических процессов, то обычно о них говорят просто как о свойствах пространства-времени. Эти свойства зависят от полей тяготения в данной области пространства-времени. Теория, описывающая свойства пространства-времени в приближении, когда полями тяготения можно пренебречь, называется **специальной теорией относительности** (создана А.Эйнштейном в 1905). Свойства пространства-времени при наличии полей тяготения исследуются в **общей теории относительности**, называемой также теорией тяготения Эйнштейна (1915). Физические явления, описываемые теорией относительности, называются релятивистскими и проявляются при скоростях движения тел, близких к скорости света в вакууме. Все выводы теории относительности надёжно подтверждены на опыте. Теория относительности выявила ограниченность представлений классической физики об «абсолютных» пространстве и времени, неправомочность их обособления от движущейся материи; она даёт более точное, по сравнению с классической механикой, отображение объективных процессов реальной действительности.

Теория относительности предложена Эйнштейном, но в её разработке принимали участия многие учёные. Очень близко подошёл к созданию теории относительности нидерландский физик, нобелевский лауреат (1902), Хендрик Лоренц (1853-1928), который создал электродинамику движущихся сред и вывел преобразования, названные его именем. Герман Минковский (1864-1909), немецкий математик и физик, дал геометрическую интерпретацию специальной теории относительности (пространство Минковского). Достаточно серьёзный вклад в теорию относительности и релятивистскую электродинамику внёс французский физик Поль Ланжевэн (1872-1946). Александр Александрович Фридман (1888-1925), математик и геофизик, в 1922-24 нашёл нестационарные решения уравнений тяготения Эйнштейна, что легло в основу теории нестационарной (расширяющейся) вселенной.

Относительности принцип – фундаментальный физический закон, согласно которому любой процесс протекает одинаково в изолированной материальной системе, находящейся в состоянии покоя, и в такой же системе в состоянии равномерного прямолинейного движения. Состояния движения или покоя определяются по отношению к произвольно выбранной инерциальной системе отчёта. Относительности принцип лежит в основе специальной теории относительности Эйнштейна.

1905: Понятие фотона - кванта электромагнитного поля, гипотеза о квантовом характере светового излучения (фотонная теория света) (А.Эйнштейн); объяснение законов фотоэффекта на основании существования квантов света, или фотонов (А.Эйнштейн); ковариантность уравнений Максвелла относительно «группы Лоренца» (А.Пуанкаре, А.Эйнштейн); закон взаимосвязи массы и энергии (А.Эйнштейн); специальный принцип относительности и принцип постоянства скорости света, создание специальной теории относительности, содержащей новые пространственно-временные представления (А.Эйнштейн).

1906: Вывод уравнения релятивистской динамики, получение выражения для энергии и импульса электрона, ввод термина «теория относительности» (М.Планк).

1907: Принцип эквивалентности гравитации и инерции, являющийся фундаментом общей теории относительности, вычисление красного смещения света в поле тяготения Солнца (А. Эйнштейн); формулировка точных инвариантных уравнения поля для движущихся тел (Г.Минковский); обобщение термодинамики в рамках специальной теории относительности (М.Планк, А.Эйнштейн); разработка первой квантовой теории теплоемкости твердых тел (А.Эйнштейн).

1908: Окончательное подтверждение справедливости релятивистской формулы Лоренца для зависимости массы от скорости (А.Бухерер); идея объединения трех измерений пространства и

времени в одно четырехмерное пространство (пространство Минковского) и развитие современного четырехмерного аппарата теории относительности (Г.Минковский).

1911: Доказательство искривления световых лучей в поле тяготения Солнца (А. Эйнштейн).

1912: Теория гравитации, обобщающая закон тяготения Ньютона в соответствии с требованиями специальной теории относительности и принципом эквивалентности (Дж. Нордстрем); теория гравитации, обобщающая закон Ньютона, но не учитывающая принцип эквивалентности (М.Абрагам); проверка уравнения Эйнштейна для фотоэффекта и вычисление из него постоянной Планка (Р.Милликен); формулировка основного закона фотохимии (закон А.Эйнштейна).

1913: Отождествление гравитационного поля с 10-компонентным метрическим тензором геометрии Римана; теорию тяготения, учитывающая принцип эквивалентности (А.Эйнштейн, М.Гроссман); понятие дефекта массы (П.Ланжевэн); Теория тяготения, основывающаяся на специальной теории относительности, но не удовлетворяющая принципу эквивалентности (Г.Ми).

1916: Выход работы А.Эйнштейна «Основы общей теории относительности», завершившей создание релятивистской теории гравитации; первое решение уравнения тяготения Эйнштейна, описывающее гравитационное поле сферической массы (решение К.Шварцшильда); постулирование гравитационных волн (А.Эйнштейн); вывод вероятности спонтанного и вынужденного излучений (А.Эйнштейн).

1917: Космологическая модель Вселенной (модель В. де Ситтера).

1918: Формула для мощности гравитационного излучения (А.Эйнштейн); первый вариант единой теории поля, основанный на обобщении римановой геометрии (Г.Вейль); идея объединенного описания всех полей и всего вообще вещества на базе геометризированной картины мира – единая теория поля (Г.Вейль, Э.Картан, А.Эддингтон, А.Эйнштейн).

1919: Первая экспериментальная проверка отклонения света звезды в поле тяготения Солнца, предсказанного общей теорией относительности (А.Эддингтон).

1922: Нестационарные решения гравитационного уравнения Эйнштейна; предсказание расширения Вселенной (нестационарная космологическая модель), подтвержденное в 1929 открытием явления разбегания галактик (А.А.Фридман).

1923: Первый вариант единой теории поля (А.Эйнштейн).

1924: Квантовая статистика частиц с целым спином (статистика Бозе – Эйнштейна).

1941: Подтверждение релятивистского эффекта Допплера (Г.Айве, Дж. Стилллуэлл).

7. Радиоактивность

Радиоактивность – самопроизвольное превращение неустойчивых ядер в ядра других элементов, сопровождающееся испусканием частиц или других гамма-квантов.

О факте испускания солями урана таинственного излучения впервые сообщили французы Ньепс (1858) и Сент-Виктор (1867), но их наблюдения не стали открытием и были забыты. Поэтому справедливо полагают, что явление радиоактивности открыл А.Беккерель в 1896.

В 1895 французский физик **Антуан-Анри Беккерель** (его отец, Александр Эдмон, и его дед, Антуан Сезар, специалисты в области люминесценции и фосфоресценции были известными учеными, профессорами физики, членами Французской академии наук), зав кафедрой физики в Политехнической школе (Париж), заинтересовался рентгеновскими лучами, обладающими большой энергией и проникающей способностью. Это излучение возникает, когда катодные лучи (электроны), испускаемые отрицательным электродом (катодом) электронно-вакуумной лампы, ударяют в другую часть лампы во время высоковольтного разряда. Поскольку падающие катодные лучи вызывают также люминесценцию, то ошибочно предполагалось (гипотеза Пуанкаре), что и люминесценция, и рентгеновские лучи образуются посредством одного и того же механизма и что люминесценция может сопровождаться рентгеновскими лучами. Беккерель решил выяснить, может ли флюоресцентный материал, активированный светом, а не катодными лучами, также испускать рентгеновские лучи. Он поместил на фотографические пластинки,

завернутые в плотную черную бумагу, люминесцентный материал, имевшийся у него под рукой - сульфат уранил-калия ($\text{UO}_2\text{SO}_4 \cdot \text{K}_2\text{SO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$) - и в течение нескольких часов подвергал этот пакет воздействию солнечного света. Он обнаружил, что излучение прошло сквозь бумагу и воздействовало на фотографическую пластинку, что указывало на то, что соль урана испускала рентгеновские лучи, а также и свет после того, как была облучена солнечным светом. Однако, к удивлению Беккерель, оказалось, что то же самое происходило и тогда, когда такой пакет помещали в темное место, без облучения солнечным светом. Беккерель, по-видимому, наблюдал результат воздействия не рентгеновских лучей, а нового вида проникающей радиации, испускаемой без внешнего облучения источника. На протяжении нескольких последующих месяцев Беккерель повторял свой опыт с другими известными люминесцентными веществами и обнаружил, что одни лишь соединения урана испускают открытое им самопроизвольное излучение. Кроме того, нелюминесцентные соединения урана испускали аналогичное излучение, и, следовательно, оно не было связано с люминесценцией. В мае 1896 г. Беккерель провел опыты с чистым ураном и обнаружил, что фотографические пластинки показывали степень почернения, в три-четыре раза превышающую таковую от первоначально использовавшейся соли урана. Загадочное излучение являлось присущим урану свойством.

В течение нескольких последующих лет благодаря исследованиям Беккереля и других ученых было обнаружено, что мощность излучения, по-видимому, не уменьшается со временем. В 1900 г. Беккерель пришел к выводу, что эти лучи частично состоят из электронов, открытых в 1897 г. Дж. Томсоном в качестве компонентов катодных лучей.

В 1898 М. Склодовская-Кюри и Г.Шмидт (не зависимо друг от друга) открыли, что торий также испускает лучи Беккереля. В том же году М. и П. Кюри с помощью электрометра установили, что радиоактивность урановых минералов больше, чем радиоактивность урана в них содержащегося. По-видимому, в урановых минералах содержится какой-то значительно более радиоактивный элемент, чем уран. Им удалось выделить из урановой руды два новых радиоактивных элемента: полоний и радий. В 1901 М.Кюри ввела термин «радиоактивность».

Практически сразу была обнаружена способность излучения от солей радия преобразовывать кислород в озон, вызывать потемнение стекла, а также изменять цвет кристаллов платиносинеродистого и хлористого бария (П. и М.Кюри, 1899).

Развитие учения о радиоактивности привело к многочисленным применениям ионизирующих излучений в науке, технике, сельском хозяйстве, геологии и медицине. Достаточно упомянуть метод меченых атомов (1915, Г.Хевеши и Ф.Панет), гамма-резонансную спектроскопию (1958, Р.Мессбауэр), радиоуглеродный метод геохронологии - «атомные часы» (1946, У.Либби), нейтронный каротаж скважин (1941, Б.М.Понтекорво) и др..

В несколько сокращённом виде, хронология развития учения о радиоактивности выглядит следующим образом.

1901 Введение понятия радиоактивности (М.Кюри).

1902 Механизм радиоактивного процесса как явления самопроизвольного распада химических элементов (Э.Резерфорд, Ф.Содди). Доказательство, что торон – инертный газ (Э.Резерфорд, Ф.Содди).

1903 Образование гелия при α -распаде (В.Рамзай и Ф.Содди). Измерение коэффициента диффузии эманации радия в воздухе (П.Кюри, Ж.Данн). Идея радиоактивных рядов – продуктов распада урана и тория (Э.Резерфорд, Ф.Содди).

1905 Статистический характер радиоактивных превращений (Э. Швейдлер). Открытие радиотория (^{228}Th) (О.Хан).

1906 β -активность калия и рубидия (Н.Кэмпбелл, А.Вуд). Открытие характеристического рентгеновского излучения (Ч. Верила). Обнаружение рассеяния альфа-частиц (Э.Резерфорд)

1908 Изучение рассеяния альфа частиц на тонких фольгах (Г.Гейгер). Характеристическое рентгеновское излучение, как фундаментальное свойство атома (Ч.Баркла, Ч.Сандлер). Прибор для регистрации отдельных заряженных частиц (счетчик Г.Гейгера – В. Мюллера).

1909 Доказательство, что различные изотопы свинца являются конечным продуктом трех естественных радиоактивных семейств (Дж. Грэй). Доказательство, что альфа-частицы являются дважды ионизированными атомами гелия (Э. Резерфорд, Т. Ройдс).

1910 Измерение заряда электрона (Р. Милликен). Получение чистого металлического радия (М. Кюри, А. Дебьерн). Первое определение энергии бета-частиц по их отклонению в магнитном поле (О. Байер, О. Хан).

1911 Открытие атомного ядра, создание планетарной модели строения атома; теория рассеяния альфа-частиц в веществе (Э. Резерфорд). Постоянные распада α -излучателей связаны с длиной пробега α -частиц (Зависимость между временем жизни и энергией распада радиоактивных ядер - закон Г. Гейгера - Дж. Нэттолла). Изготовление первого международного радиевого эталона (М. Кюри, А. Дебьерн).

1912 Открытие изотопов: обнаружение существования атомов неона с массой 20 и 22 (Дж. Дж. Томсон). Открытие космических лучей (В. Гейс). Изобретение прибор для наблюдения следов заряженных частиц (камера Ч. Вильсона).

1913 Понятие изотопа и изотопия у радиоактивных элементов (Ф. Содди). Правило смещения при радиоактивном распаде, правило сдвига Содди – Фаянса (Ф. Содди, К. Фаянс независимо друг от друга, а так же А. С. Рассел). Разделение изотопов методом газовой диффузии (Ф. Астон).

1914 Разделение химически неделимых радиоэлементов с помощью метода диффузии (Г. Хевеши). Открытие непрерывного спектра энергии бета-излучения (Дж. Чэдвик). Доказательство идентичности рентгеновских спектров изотопов, окончательное подтверждение равенства порядковых номеров у изотопов данного элемента (Э. Резерфорд, Э. Андраде). Доказательство существования стабильных изотопов свинца (Ф. Содди и др.). Предсказание внутренней конверсии (Э. Резерфорд).

1915 Разработка метода меченых атомов (Д. Хевеши, Ф. Панет).

1917 Изотопы высшего порядка – ядерные изомеры (Ф. Содди).

1918 Искусственная трансмутация элементов (Э. Резерфорд). Доказательство существования изотопов среди продуктов радиоактивного распада (Дж. Дж. Томсон). Возможность существования ядерной изомерии (Ст. Мейер).

1919 Открытие протона; доказательство наличия в ядрах элементов протонов; осуществление первой искусственной реакции – превращение азота в кислород (Э. Резерфорд). Объяснение происхождения линейчатого спектра бета-излучения. Электромагнитный метод разделения изотопов (Ф. Астон).

1920 Явление изотопного обмена (Г. Хевеши).

1921 Открытие явления изомерии атомных ядер, на примере протактиния-234 (О. Ган). Получение первого советского радия (В. Г. Хлопин).

1923 Открытие явления рассеяния коротковолнового излучения на свободном или слабо связанном электроны (эффект А. Комптона); экспериментальное доказательство существования фотона, постулированного в 1905 А. Эйнштейном; теоретическая интерпретация этого явления (А. Комптон, П. Дебай). Применение метода меченых атомов к биологическим проблемам: исследование поглощения растениями свинца из раствора (Д. Хевеши).

1925 Открытие Оже-эффекта, названный его именем (эффект П. Оже). Фотография следа протона и расщепления ядра азота альфа-частицами, первое наблюдение ядер отдачи (П. Блэккетт).

1928 Разработка теории альфа-распада как туннельного процесса (Дж. Гамов, Э. Кондон, Р. Герни). Теоретическое открытие античастицы (позитрон); предсказание возможности рождения и аннигиляции электронно-позитронных пар (П. Дирак, Р. Оппенгеймер).

1929 Создание квантовой теории эффекта Комптона; уравнение, описывающее рассеяние электронов в этом эффекте (уравнение О. Клейна – И. Нишины).

1930 Возникновение сильнопроникающего излучения при бомбардировке α -частицами бериллия (нейтроны, В. Боте, Г. Беккер). Гипотеза нейтрино (В. Паули). Открыт изотоп уран-238 (Ф. Астон).

1932 Открытие нейтрона и вычисление его массы (Дж.Чэдвик). Открытие в космических лучах позитрона (К.Андерсон). Обнаружение протонов отдачи (И. и Ф.Жолио-Кюри). Осуществление первых ядерных превращений под действием нейтронов (Н.Фезер, Л.Мейтнер, У.Харкинс).

1933 Теория бета-распада с учетом нейтрино; введение нового типа взаимодействия - слабого (Э.Ферми). Образование электрон-позитронных пар из жесткого гамма-кванта (И. и Ф.Желио-Кюри К.Андерсон, П.Блэккетт, Дж.Оккиалини); механизм этого явления установил Р.Оппенгеймер. Открытие электронно-позитронных ливней в космических лучах (П.Блэккетт, Дж. Оккиалини). Предсказание внутренней конверсии с образованием электронно-позитронных пар (Р.Оппенгеймер). Экспериментальное доказательство аннигиляции электронов и позитронов, предсказанной П.Дираком

1934 Позитронный (β^+ - распад) (И. и Ф.Жолио-Кюри). Открытие искусственной радиоактивности (И. и Ф.Жолио-Кюри). Ядерная изомерия (Г.Гамов). Открытие внутренней конверсии гамма-лучей с образованием электронно-позитронных пар (А.И.Алиханов, А.И.Алиханьян, Н.С.Козодаев). Открытие свечения чистых прозрачных жидкостей под действием гамма-лучей (эффект С.И.Вавилова – П.А.Черенкова). Предсказание обратного бета-распада (Х.Бете, Р.Пайерлс).

1935 Радиоактивность калия связана с изотопом ^{40}K (Г.Хевеши). Захват орбитального электрона (Х.Юкава). Ядерная изомерия у естественных (О.Хан, 1921) и искусственных (И.В.Курчатов, 1935) изотопов. Открытие урана-235 (А.Демпстер). Предсказание двойного бета-распада и разработка его теории (М.Гепперт-Майер).

1936 Причина ядерной изомерии (Г.Ван-Вургис). Обобщение теории бета-распада - ввод взаимодействия Дж. Гамова – Э.Теллера. Идея, что обратный бета-распад является процессом, вызываемым свободным нейтрино (Х. Бете и Р.Бэчер). Объяснение существования метастабильных состояний ядер (К.Вейцеккер). Предсказание К-захвата (Х. Юкава, С.Саката).

1937 Синтез первого искусственного элемента - технеция (К.Перрье, Э.Сегре). Открытие К-захвата (Л.Альварес). Разработка теории эффекта Вавилова – Черенкова (И.Е.Таммом, И.М.Франком).

1938 Конверсионное излучение ядерных изомеров (Л.Русинов, Б.Понтекорво). Вынужденное деление урана (О.Хан, Ф.Штрассман). Обнаружение испускания электронов внутренней конверсии веществами, захватывающими нейтроны (Дж. Гофман, Р.Бэчер).

1939 Распад урана на два осколка примерно равной массы; введение Л.Мейтнер понятия «деление ядра». (Л.Мейтнер, О.Фриш). L- захват (Б.Пунтекорво). Испускание запаздывающих нейтронов (Р.Робертс). Обоснование возможности протекания в уране цепной ядерной реакции деления (Л.Сцилард, Ю.Вигнер, Э.Ферми, Дж. Уилер, Ф.Жолио-Кюри, Я.Б.Зельдович, Ю.Б.Харитон). Идею цепной ядерной реакции выдвинул в 1934 Сцилард. Открытие запаздывающих нейтронов (Р. Роберте, Р. Мейер, П.Ванг). Открытие испускания вторичных нейтронов при делении (Л.Сцилард, Э.Ферми, Г.Андерсон, В.Зинн, Ф.Жолио-Кюри, Х. Халбан, Л.Коварски). Экспериментальное доказательство деления ядра урана на два осколка и непосредственное измерение энергии деления (О.Фриш, Ф.Жолио-Кюри, Г.Андерсон, Дж. Даннинг).

1940 Синтез нептуния (Э.Макмиллан, П.Абельсон) и плутония (Г.Сиборг, А.Валь, Дж. Кеннеди, Э.Сегре). Спонтанное деление урана (К.А.Петржак, Г.Н.Флеров). Количественный анализ цепной реакции деления урана на медленных нейтронах и формулировка условий ядерного взрыва (Я.Б.Зельдович и Ю.Б.Харитон). Выделение чистого урана-235 (Дж. Даннинг, А.Нир). Доказательство, что уран-235 делится медленными нейтронами (Ю.Бут, Дж. Даннинг, А.Гросс). Возможность протекания в системе с ураном и тяжелой водой цепной ядерной реакции деления (Х. Халбан, Л.Коварски).

1942 Первый успешный косвенный опыт по доказательству существования нейтрино: регистрировались ядра отдачи, возникающие вследствие испускания нейтрино при захвате орбитальных электронов (Дж.Аллен).

1944 Предсказание синхротронного излучения (Д.Д.Иваненко, И.Я.Померанчук, открыто в 1946 Блюитом). Актинидная теория, играющая важную роль для систематики и предсказания свойств тяжелых трансурановых элементов (Г.Сиборг).

1946 Предсказание синхротронного излучения (Д.Д.Иваненко, И.Я.Померанчук, открыто в 1946 Блюитом). Синтез 95го и 96-го элементов – америция и кюрия (Г.Сиборг, Р.Джеймс, Л.Морган, А.Гиорсо). Актинидная теория, играющая важную роль для систематики и предсказания свойств тяжелых трансурановых элементов (Г.Сиборг). Измерение константы деления урана (Дж. Шарф-Гольдхабер, Дж. Клайбер).

1948 Экспериментальное обнаружение бета-распада нейтрона (А.Снелл и Л.Миллер).

1949 Зависимость скорости электронного захвата от химического состояния (Э.Сегре). Наблюдение L-захвата (Б.М.Понтекорво).

1951 Измерение периода полураспада нейтрона (Дж. Робсон). Предсказание протонной радиоактивности (Б.С.Джелепов).

1952 Эксперимент по регистрации ядер отдачи, возникающих при электронном захвате в аргоне (Дж. Родебак, Дж. Аллен); доказательство закона сохранения импульса при испускании нейтрино.

1957 Постулировано, что в бета-распаде не сохраняется не только пространственная четность (P -инвариантность), но и зарядовое сопряжение – C -инвариантность (Т.Ли, Ч.Янг, Р.Эме). Экспериментальное доказательство продольной поляризации β -частиц в бета-распаде; β^+ -частицам соответствует левый винт, β^- -частицам – правый.

1959 Точное определение периода полураспада свободного нейтрона, 11,7 мин (П.Е.Спивак).

1961 Явление спонтанного деления ядер, находящихся в изомерном состоянии (С.М.Пеликанов, В.А.Друин, В.А.Карнаухов). Экспериментально доказано существование двух типов нейтрино – электронного и мюонного (Л.Ледерман, М.Шварц, Дж. Штейнбергер). Экспериментально обнаружен бета-распад положительного пиона, величина вероятности которого подтвердила закон сохранения векторного тока, теоретически обоснованный в 1955 Я.Б.Зельдовичем (Ю.Д.Прокошкин). Экспериментально открыто явление испускания запаздывающих протонов (В.А. Карнаухов, Дж.Черны, 1970, З. Хофман, 1982). Экспериментально установлено явление спонтанного деления атомных ядер, находящихся в нестабильном состоянии (Г.Н.Флеров, С.М.Поликанов).

1967 Обнаружение двойного бета-распада. Обнаружено двойное тормозное излучение.

1970 Открытие протонной радиоактивности (Дж. Черны).

1984 Открытие кластерного распада (испускание ^{14}C) (Х. Роуз, Г. Джонс; Д.В.Александров).

8. Радиохимия

История развития радиохимии тесно переплетена с историей радиоактивности.

В 1896 А.Беккерель открыл явление радиоактивности. Фотографическим методом сначала была обнаружена радиоактивность соли (сульфат уранил-калия, $\text{UO}_2\text{SO}_4 \cdot \text{K}_2\text{SO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$), а вскоре – радиоактивность чистого урана. В 1898 ученица Беккереля М. Склодовская-Кюри и Г.Шмидт (не зависимо друг от друга) открыли, что торий тоже радиоактивен. В том же году она и ее муж, Пьер Кюри, с помощью электрометра установили, что радиоактивность урановых минералов больше, чем радиоактивность урана в них содержащегося. Это наблюдение привело супругов Кюри к предположению, что в урановых минералах находится какой-то значительно более радиоактивный элемент, чем уран. И действительно, переработав несколько тонн урановой руды, они получили два очень радиоактивных осадка: гидроокись висмута и сернокислый барий. Анализ осадков привел к выделению двух новых радиоактивных элементов: из первого осадка - *полония* (назван в честь родины Мари Кюри - Польши), а из второго (методом дробной кристаллизации) - *радия*. Вскоре было обнаружено, что соли и растворы радия выделяют тяжёлый радиоактивный газ - радон (Э.Резерфорд, в августе 1899 открыл изотоп ^{220}Rn – торон;

основной изотоп радона, радон-222, открыт Дорном в 1900; актинон – ^{219}Rn - А.Дебьерном в 1910. В октябре 1899 был открыт актиний, а в 1903 - радиоторий (^{228}Th) (О.Хан).

В истории развития радиохимии можно выделить несколько этапов.

Первый этап (1898-1913) начат исследованиями М.Кюри и П.Кюри, вызвавшими большое число работ, посвященных открытию, изучению свойств, установлению местоположения в периодической системе и генетических связей естественных радиоактивных элементов и изотопов. В этот период было открыто около 40 естественных радиоактивных элементов и изотопов и 5 новых радиоактивных элементов (полоний, радий, радон, актиний, протактиний). Все вновь открытые радиоактивные элементы нашли место в периодической системе элементов и в радиоактивных семействах. Новые элементы были подробно исследованы с химической точки зрения. Удалось сформулировать правила превращения радиоактивных изотопов элементов одних элементов в другие.

Был предложен механизм радиоактивного процесса как явления самопроизвольного распада химических элементов (Э.Резерфорд, Ф.Содди, 1902), доказан статистический характер радиоактивных превращений (Э. Швейдлер, 1903). В 1903 Э.Резерфорд, Ф.Содди выдвинули идею радиоактивных рядов – продуктов распада урана и тория – генетически связанных радионуклидов. В 1906 Кэмбеллом открыта радиоактивность калия и рубидия. Химиками было доказано, что различные изотопы свинца являются конечным продуктом трех естественных радиоактивных семейств (Дж. Грэй, 1909), в цепочке превращений один из элементов – радиоактивный инертный газ – радон, а альфа-частицы представляют собой дважды ионизированные ионы гелия (Э.Резерфорд, Т.Ройдс, 1909). В 1912 произошло открытие изотопов - обнаружено существования атомов неона с массой 20 и 22 (Дж. Дж. Томсон),

Проводившиеся в период с 1905 по 1912 исследования продуктов распада урана, тория и актиния (RdTh , MsTh_1 , MsTh_2 , RaA , RaE , AcB и др.) привели в 1913 к обнаружению изотопов и явления изотопии у радиоактивных элементов (Ф.Содди). Окончательное доказательство существования изотопов среди продуктов радиоактивного распада дал Дж.Дж.Томсон в 1918. Большое значение имело установление правила смещения при радиоактивном распаде - правило сдвига Содди – Фаянса (Ф.Содди, К.Фаянс независимо друг от друга, а так же А.С.Рассел, 1913). Все обнаруженные и изученные в этот период радиоактивные вещества оказались изотопами таллия, свинца, висмута, полония, радия, актиния, тория, протактиния и урана. Были высказаны предположения о возможности существования изотопов высшего порядка – ядерные изомеров (Ф.Содди, 1917) и явления ядерной изомерии (Ст. Мейер, 1918). В 1921 О.Хан открыл явления изомерии атомных ядер, на примере протактиния-234. Были установлены закономерности изменения химической природы элементов в результате радиоактивного распада, опубликованы первые работы по влиянию температуры на эманирование твердых тел (А.С.Коловрат-Червинский, 1906), измерен коэффициент диффузии эманиции радия в воздухе (П.Кюри, Ж.Данн, 1903). К этому периоду относится изготовление первого международного радиевого эталона (М.Кюри, А.Дебьерн) и начало работ по разделению изотопов (метод газовой диффузии (Ф. Астон, 1913)).

Термин «радиохимия» введен в науку в 1910 году А.Камероном в его книге «Радиохимия».

Началом второго этапа (1913-1934) можно считать исследования К.Фаянса и Ф.Панета, выполненные в 1913 г., и посвященные изучению общих закономерностей поведения ничтожно малых количеств естественных радиоактивных элементов и их изотопов в процессах соосаждения и адсорбции. В результате этих исследований были сформулированы правила соосаждения адсорбции Фаянса-Панета. и О.Хана, а также закон сокристаллизации В.Г.Хлопина (1924). Разработана термодинамическая теория изоморфной сокристаллизации и адсорбции радиоактивных нуклидов (А.П.Ратнер, 1933). В 1914 Г.Хевеши методом диффузии удалось разделить химически неделимых радиоэлементы. В 1915 Г.Хевеши и Ф.Панет разработали метод радиоактивных индикаторов (метод меченых атомов), с помощью которого были изучены

процессы самодиффузии и изотопного обмена в соединениях свинца. А в 1923 Д.Хевеши - применил метод меченых атомов к биологическим проблемам (он исследовал поглощение растениями свинца из раствора). В 1920 он же открыл - явление изотопного обмена (Г.Хевеши). На этом этапе развития радиохимии обнаружены явления коллоидообразования радиоактивных изотопов висмута и полония и были проведены первые работы по электрохимии радиоактивных элементов. О.Ханом и Ф.Штрассманом продолжалось подробное изучение процессов влияния термических воздействий на процессы выделения радона из твёрдых тел – процессов эманирования.

На развитие радиохимии в значительной мере стимулировалось потребностями ядерной физики. Создание разнообразных методов осуществления ядерных реакций потребовало привлечение радиохимиков и их специфических методик для выделения и химической идентификации продуктов ядерных реакций. Э.Резерфорд ещё в 1918 провёл первую трансмутацию элементов с помощью альфа-частиц (попутно открыв протон). Но число ядерных реакций с участием альфа-частиц ограничено. Более перспективным оказалось использование ускорителей заряженных частиц (в первую очередь - протонов). В 1930 состоялся пуск циклотрона (Э.Лоуренс, М.Ливингстон), в 1931 - электростатического ускорителя заряженных частиц (генератор Р.Ван де Граафа), 1932 - установки для искусственного ускорения протонов – каскадный генератор (ускоритель Дж. Кокрофта – Э.Уолтона). Первое расщепление ядра частицами, ускоренными в циклотроне (Э.Лоуренс, М.Ливингстон, М.Уайт) произошло в 1932. В том же году удалось осуществить первую ядерную реакцию с искусственно ускоренными протонами – трансмутация ядер лития (Дж. Кокрофт и Э.Уолтон). В том же году было достигнуто первое расщепление ядра частицами, ускоренными в циклотроне (Э.Лоуренс, М.Ливингстон, М.Уайт).

Начало третьего этапа развития радиохимии (с 1933) совпадает с открытием нейтрона (Чедвик, 1932) и искусственной радиоактивности (И.Кюри и Ф.Жолио-Кюри, 1934 г.). В 1933 была продемонстрирована возможность получения мощных источников быстрых нейтронов при помощи ускорителей и открытие (d, n) и (p, n) реакций (Ч.Лауритсен). Одновременно был открыт ядерный фотоэффект – фоторасщепление дейтрона (Дж. Чэдвик, М.Гольдхабер) и расщепление бериллия гамма-квантами (Л.Сцилард, Т.Чалмерс). В 1935 Р.Оппенгеймер и М.Филлипс рассмотрели ядерную реакцию срыва, а П.Мун, Дж. Тильман доказали резонансный характер взаимодействия медленных нейтронов с ядрами.

В те же годы были созданы ускорители заряженных частиц: циклотроны, бетатроны, ускорители Ван-де-Граафа. Сообщая заряженным частицам энергию в десятки миллионов электрон-вольт, эти устройства позволили получить радиоактивные изотопы многих элементов середины Менделеевской системы. Возникла область радиохимии, направленная на химическое изучение ядерных реакций и выделение получаемых радиоактивных продуктов.

В этот период устанавливается возможность искусственного получения радиоактивных изотопов почти всех известных стабильных элементов, открываются ядерные реакции, имеющие исключительно важное значение для получения радиоактивных изотопов и синтеза новых элементов, в том числе и трансурановых. В 1937 К.Перрье, Э.Сегре осуществили синтез первого искусственного элемента – технеция (бомбардировкой ядер молибдена дейтронами), Э.Сегре получил астат (1940), М.Перей открыл франций (1939), в 1940 Э.Макмиллан, П.Абельсон синтезировали нептуний-239 (β -излучатель), а Г.Сиборг, Э.Макмиллан, А.Валь, Дж. Кеннеди, Э.Сегре плутоний (в том числе плутоний-239.) В 1947 в продуктах деления урана был обнаружен один новый элемент – прометий.

Начиная с 1932 ядерные реакции осуществляют в основном с помощью нейтронов. Особенно это направление усилилось после открытия Э.Ферми явления замедления нейтронов в веществе. В 1939 он обнаруживает странное поведение урана под действием тепловых нейтронов, которое объясняет тем, что возникающий радионуклид является трансурановым элементом. Радиохимики О.Ган и Ф.Штрассман повторили эксперименты Ферми с ураном. В

ходе облучения урана нейтронами они обнаружили радиоактивность, соосаждающуюся с солью бария. Возникло предположение, что в результате реакции урана с нейтроном выделилось две альфа-частицы и получился тяжёлый изотоп радия, который и выделялся с барием. Однако все попытки разделить дробной кристаллизацией бариевую соль и радиоактивность не дали результатов, в то время как эту радиоактивность удалось относительно легко отделить от одного из известных изотопов радия. Правильную интерпретацию этих опытов дали Л.Мейтнер и её племянник О.Фриш в 1939, заключив, что в результате ядерной реакции образуется радиоактивный изотоп бария. Возникла идея вынужденного под действием нейтронов деления урана на два осколка примерно равной массы. Л.Мейтнер ввела понятие «деление ядра». О.Фриш, Ф.Жолио-Кюри, Г.Андерсон и Дж. Даннинг получили надёжное экспериментальное доказательство деления ядра урана на два осколка и осуществили непосредственное измерение энергии деления. Открытие деления урана имело решающее значение для создания ядерного оружия и ядерной энергетики.

Весь 20-тый век радиохимии интенсивно исследовали свойства радиоактивных изотопов, в первую очередь элементов - не имеющих стабильных изотопов. Проводится идентификация элементов, вплоть до 114-го элемента (Г.Сиборг, А.Гиорсо, Г.Н.Флеров). При этом вводится актинидная теория Сиборга и проводится её экспериментальная проверка.

В 1934 Л.Сциллард и Т.Чалмерс обнаруживают своеобразные химические эффекты при процессах захвата атомными ядрами медленных нейтронов. В результате был создан метод ядер отдачи.

Одновременно были изучены химические последствия при изомерных переходах, β -распаде и К-захвате. Широкое развитие исследований в этой области привело к созданию новых направлений в радиохимии, например химии «горячих» и многократно ионизированных атомов, а также к созданию ядерной химии и химии процессов, индуцированных ядерными превращениями. Возникает ядерная индустрия, включающая в себя ядерное материаловедение.

Современное состояние радиохимии характеризуется развитием химии процессов деления и осколочных продуктов, а также химии и технологии ядерного горючего. Широкое развитие получают исследования ядерных превращений на частицах высокой энергии (реакции глубокого расщепления). Необычайно бурно развивается прикладная радиохимия, т.е. применение радиоактивных элементов во всех областях химических исследований. Некоторые из них: геохронология, определение возраста горных пород и датировка геологических событий, радиоуглеродный метод, метод радиоактивного диффузионного газового зонда, диффузионно-структурный анализ, мессбауэровские диамагнитные зонды, активационный анализ, химия позитрония и мюония. Радиохимия находит применение в экологии и медицине (новые методы переработки отходов (мембраны – полимерные и керамические), планарные адсорбенты и аппараты регулярной структуры, новые методы отверждения отходов, процессы диффузии радионуклидов, миграция радионуклидов в природных средах, состояние радионуклидов в воде, воздухе и почве, фармпрепараты, и др.

В настоящее время радиохимия занимается такими проблемами, как получение урана из очень разбавленных растворов (например, выделение его из морской воды), выделение трансплутониевых элементов в условиях высоких радиационных нагрузок, выделение ценных компонентов из отработанного топлива, глубокая очистка контурных вод энергетических ядерных установок и т.д. Решение этих задач связано с дальнейшим исследованием состояния и поведения радиоактивных нуклидов при процессах соосаждения, хроматографии, при электрохимических процессах. Чрезвычайно важные задачи ядерная технология ставит перед радиохимическим анализом (контроль чистоты ядерных материалов, определение степени выгорания, изотопного состава и содержания делящихся материалов в ядерном топливе и др. На современном этапе все более широкое развитие приобретает прикладная радиохимия.

Радиоактивные нуклиды и радиоактивные излучения находят применение в самых различных областях науки и народного хозяйства.

9. Ионизирующие излучения и их взаимодействие с веществом

В 1853 г. французский физик Антуан-Филибер Массон заметил, что высоковольтный разряд между электродами в стеклянной трубке, содержащей газ при очень низком давлении, порождает красноватое свечение (такие трубки явились первыми предшественниками современных неоновых трубок). Когда другие экспериментаторы принялись откачивать газ из трубки до большего разрежения, свечение начало распадаться на сложную последовательность отдельных светящихся слоев, цвет которых зависел от типа газа в трубке. Английский физик и химик Уильям Крукс с помощью усовершенствованного вакуумного насоса достиг довольно большого разрежения и обнаружил, что свечение исчезло, а стенки стеклянной трубки флуоресцируют зеленоватым светом. При этом оказалось, что лучи выходят из отрицательного электрода (помещенный внутрь трубки крестообразный предмет отбрасывал тень на противоположную стенку), и что лучи состоят из некоторой субстанции и несут отрицательный электрический заряд (ударяясь о лопасти легкого колесика, лучи приводили его во вращение, а пучок лучей отклонялся магнитом в сторону, соответствующую отрицательному заряду). В 1878 г. Крукс предложил гипотезу о том, что флуоресценцию вызывают лучи, ударяющиеся о стеклянные стенки. Так как отрицательный электрод называется катодом, испускаемое стенками излучение получило название катодных лучей. (У.Крукс в 1886 первым высказал мысль о неодинаковости атомов одного и того же элемента, т.е. предсказал явление изотопии).

Замечание. Интересно, что У.Крукс открыл таллий (1861) и гелий (1895, вместе с У.Рамзаем), а также обнаружил сцинтилляции и создал прибор для их наблюдения.

Немецкий физик Филипп фон Ленард показал, что катодные лучи могут проникать сквозь окошко в трубке, затянутое тонкой алюминиевой фольгой, и ионизовать воздух в непосредственной близости от окошка. Загадка разрешилась позднее, в 1897 г., когда английский физик Дж.Дж. Томсон установил природу частиц в катодных лучах. Он не только открыл электрон, но и измерил отношение e/m заряда электрона к массе.

В 1893 немецкий физиолог и физик Герман фон Гельмгольц предсказал, что излучение, подобное свету, но с достаточно короткой длиной волны, могло бы проникать в твердые материалы. В то время такое излучение не было известно. Немецкий физик Вильгельм-Конрад Рентген (ректор Вюрцбургского университета) в 1894 приступил к экспериментальным исследованиям электрического разряда в стеклянных вакуумных трубках. Сначала он повторил некоторые из более ранних экспериментов, в частности показав, что исходящие из окошка Ленарда катодные лучи (тогда еще неизвестные) вызывают флуоресценцию экрана, покрытого цианоплатинитом бария. Однажды (8.11.1895) Рентген, чтобы облегчить наблюдения, затемнил комнату и обернул трубку Крукса (без окошка Ленарда) плотной непрозрачной черной бумагой. К своему удивлению, он увидел на стоявшем неподалеку экране, покрытом платиносинеродистым барием, полосу флуоресценции. Флуоресценция появлялась всякий раз, когда он включал трубку, так что источником излучения являлась именно трубка, а не какая-нибудь другая часть цепи. Экран флуоресцировал на расстоянии двух метров от трубки, что намного превосходило возможности короткодействующих катодных лучей. Следующие семь недель он провел, исследуя явление, которое он назвал икс-лучами (т.е. неизвестными лучами). Тень, которую отбрасывал на флуоресцирующий экран проводник от индукционной катушки, создававшей необходимое для разряда высокое напряжение, навела Рентгена на мысль об исследовании проникающей способности X-лучей в различных материалах. Он обнаружил, что X-лучи могут проникать почти во все предметы на различную глубину, зависящую от толщины предмета и плотности вещества. Держа небольшой свинцовый диск между разрядной трубкой и экраном, Рентген заметил, что свинец непроницаем для икс-лучей, и тут сделал поразительное открытие: кости его руки отбрасывали на экран более темную тень, окруженную более светлой тенью от мягких тканей. Вскоре он обнаружил, что икс-лучи вызывают не только свечение экрана, покрытого платиносинеродистым барием, но и потемнение фотопластинок (после проявления) в тех местах, где икс-лучи попадают на фотоэмульсию. Так Рентген стал первым в

мире радиологом. В честь него икс-лучи стали называть рентгеновскими лучами. Широкую известность приобрела выполненная Рентгеном в рентгеновских лучах фотография (рентгенограмма) кисти жены. На ней, как на негативе, отчетливо видны кости (белые, так как более плотная костная ткань задерживает икс-лучи, не давая им попасть на фотопластинку) на фоне более темного изображения мягких тканей (задерживающих икс-лучи в меньшей степени) и белые полосы от колец на пальцах. Медики сразу осознали значение рентгеновского излучения для диагностики. Рентген стал первым (1901 г.) лауреатом Нобелевской премии по физике.

Немецкий физик Макс фон Лауэ высказал предположение, что коротковолновый характер рентгеновского излучения можно было бы доказать, используя в качестве дифракционной решетки регулярно расположенные атомы в кристалле. Дифракционная решетка состоит из серии штрихов, проведенных на одинаковом (малом) расстоянии друг от друга на поверхности стеклянной или металлической пластинки. При рассеянии света на таких пластинках возникает сложный узор из светлых и темных пятен, вид которого зависит от длины волны падающего на решетку света. Но оптические дифракционные решетки были слишком грубы для того, чтобы на них могла происходить дифракция излучения со столь короткими длинами волн, как те, которые ожидалось в случае рентгеновского излучения. В 1913 г. эксперимент, предложенный фон Лауэ, был поставлен Вальтером Фридрихом и Паулем Книппингом. Была открыта интерференция рентгеновских лучей в кристаллах, что подтвердило волновую природу рентгеновского излучения. На базе этого открытия впоследствии был создан рентгеноструктурный анализ твердых тел.

В 1895 французский физик А. Беккерель открыл, что чистый уран и его соли испускают ионизирующее излучение. В 1898-1900 Э.Резерфорд, М. и П.Кюри и П. Виллар определили состав радиоактивных лучей, доказав существование альфа- и бета-лучей. В 1900 П.Вийяр идентифицировал гамма-лучи. В 1903 В.Рамзай и Ф.Содди обнаружили образование гелия при α -распаде.

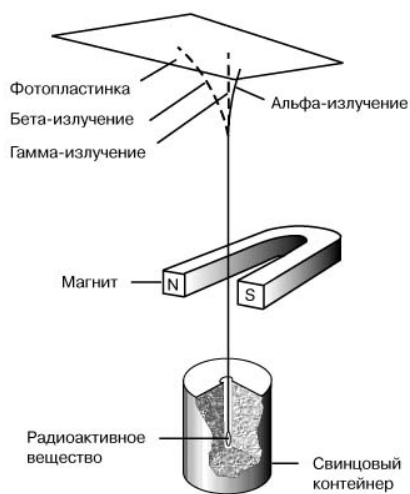


Рис.4. Схема эксперимента, иллюстрирующего отклонение разных видов радиоактивного излучения в магнитном поле.

Приведём дальнейшие этапы развития представлений об ионизирующем излучении.

1906 Открытие характеристического рентгеновского излучения (Ч. Вилиа).

1907 Первое определение длины волны рентгеновских лучей (В.Вин).

1908 Изучение рассеяния альфа частиц на тонких фольгах

(Г.Гейгер). Характеристическое рентгеновское излучение, как фундаментальное свойство атома (Ч.Баркла, Ч.Сандлер).

1909 Доказательство, что альфа-частицы являются дважды ионизированными атомами гелия (Э.Резерфорд, Т.Ройдс).

1910 Измерение заряда электрона (Р.Милликен). Первое определение энергии бета-частиц по их отклонению в магнитном поле (О.Байер, О.Хан).

1911 Теория рассеяния альфа-частиц в веществе (Э.Резерфорд). Постоянные распада α -излучателей связаны с длиной пробега α -частиц (Зависимость между временем жизни и энергией распада радиоактивных ядер - закон Г.Гейгера - Дж.Нэттолла). Вывод формулы для эффективного поперечного сечения рассеяния нерелятивистских заряженных точечных частиц, взаимодействующих по закону Кулона (формула Э.Резерфорда).

1912 Дифракция рентгеновских лучей на кристалле сульфида цинка (М.Лауэ). Формулировка условия дифракции падающего на кристалл монохроматического потока рентгеновских лучей

(формула Л.Брэгга - Ю.В.Вульфа). Открытие явления дифракции (интерференции) рентгеновских лучей при прохождении их через кристаллы (М.Лауэ). Разработка теория интерференции рентгеновских лучей на кристаллах и использование их в качестве дифракционной решетки для рентгеновских лучей (М.Лауэ). Экспериментальное доказательство периодичности атомной структуры кристаллов, существования кристаллической решетки (Г. и Л.Брэгги).

1913 Закон Мозли: длина волны рентгеновского характеристического излучения элемента определяется зарядом его ядра; зависимость квадратного корня из частоты характеристического излучения от порядкового номера элементов (Г.Мозли). Рентгеновский спектрометр (Г.Брэгг). Положено начало рентгеноструктурному анализу (Г. и Л.Брэгги, Ю.В.Вульф) и рентгеновской спектроскопии. Разработана теория дифракции рентгеновских лучей (Ч.Г.Дарвин). Предсказание диффузионного рассеяния рентгеновских лучей колебаниями кристаллической решетки (П.Дебаи, Л. Бриллюэн).

1914 Объяснение возникновения рентгеновских спектров излучения, исходя из представлений об электронных оболочках атома, которые создают вокруг ядра последовательные слои (В.Коссель). Открытие непрерывного спектра энергии бета-излучения (Дж. Чэдвик). Доказательство идентичности рентгеновских спектров изотопов, окончательное подтверждение равенства порядковых номеров у изотопов данного элемента (Э.Резерфорд, Э.Андрате). Дифракция гамма-лучей на кристалле, доказательство их электромагнитной природы (Э.Резерфорд, Э.Андрате).

1915 Установлен коротковолновый предел непрерывного спектра рентгеновских лучей.

1916 Метод исследования структуры поликристаллических материалов при помощи дифракции рентгеновских лучей (метод П.Дебая – П.Шеррера). Построение динамической теории рассеяния рентгеновских лучей (П.Эвальд).

1917 Первая удачная рентгеноспектрограмма (Э.Вагнер).

1919 Сателлиты в рентгеновских спектрах (М.Сигбаи). Объяснение происхождения линейчатого, спектра бета-излучения.

1922 Согласование корпускулярных и волновых свойств излучений в рамках единой теории – корпускулярно-волновой дуализм, идея дифракции электрона (Л. Де Бройль). Разработка систематики сложных спектров (А.Ланде, Ф.Хундом, Г.Рассел).

1923 Идея о волновых свойствах материи (волны де Бройля). Эта идея Л. де Бройля о всеобщности корпускулярно-волнового дуализма легла в основу квантовой механики Шредингера. Открытие явления рассеяния коротковолнового излучения на свободном или слабо связанном электроны (эффект А. Комптона); экспериментальное доказательство существования фотона, постулированного в 1905 А.Эйнштейном; теоретическая интерпретация этого явления (А.Комптон, П.Дебай). Камера Вильсона помещена в сильное магнитное поле: наблюдение искривления треков альфа-частиц (П.Л.Капица, Д.В.Скобельцын).

1925 Идея использования кристалла для наблюдения дифракции электронов и доказательства их волновой природы (В.М.Эльзассер). Доказательство справедливости законов сохранения энергии и импульса при рассеянии гамма-квантов на электронах для каждого элементарного акта рассеяния (В.Боте, Г.Гейгер).

1927 Доказательство справедливости законов сохранения энергии и импульса при рассеянии гамма-квантов на электронах для каждого элементарного акта рассеяния (В.Боте, Г.Гейгер).

1929 Открытие дифракции атомов и молекул (О.Штерн). Создание квантовой теории эффекта Комптона; уравнение, описывающее рассеяние электронов в этом эффекте (уравнение О.Клейна – И.Нишины).

1930 Возникновение сильнопроникающего излучения при бомбардировке α -частицами бериллия (нейтроны, В.Боте, Г.Беккер).

1931 Обнаружение протонов отдачи (И. и Ф.Жолио-Кюри).

1933 Образование электрон-позитронных пар из жесткого гамма-кванта (И. и Ф.Желио-Кюри К.Андерсон, П.Блэккетт, Дж.Оккиалини); механизм этого явления установил Р.Оппенгеймер.

- Открытие электронно-позитронных ливней в космических лучах (П.Блэккетт, Дж. Оккиалини).

1934 Предсказание существования комптоновских процессов более высоких порядков, в которых в одном элементарном акте создаются два или более рассеянных квантов (В.Гайтлер, Л.Нордгейм). Открытие внутренней конверсии гамма-лучей с образованием электронно-позитронных пар (А.И.Алиханов, А.И.Алиханьян, Н.С.Козодаев). Открытие свечения чистых прозрачных жидкостей под действием гамма-лучей (эффект С.И.Вавилова – П.А.Черенкова). Разработка теории радиационных потерь электрона при движении в веществе (Х.Бете, В.Гайтлер).

1936 Открытие дифракции нейтронов (Д.Митчелл, Х. Халбан, П.Прейсверк). Поляризация нейтронов при прохождении через намагниченное железо (эффект Ф.Блоха). Первые измерения сечения захвата нейтронов протонами (Э.Ферми, Э.Амальди).

1937 Разработка теории эффекта Вавилова – Черенкова (И.Е.Таммом, И.М.Франком).

1942 Метод восстановления кристаллической структуры по ее дифракционной картине; идея рентгеновского микроскопа (Л.Брэгг).

1944 - Предсказание синхротронного излучения (Д.Д.Иваненко, И.Я.Померанчук, открыто в 1946 Блюитом).

1945 Основы нейтронографии (Э.Ферми).

1948 Первое наблюдение когерентного рассеяния нейтронов (К.Шулл).

1949 Графический метод представления амплитуд рассеяния частиц (диаграммы Р.Фейнмана).

1950 - Первое наблюдение индуцированного излучения (Э.Парселл и Р.Паунд)

1952 - Открытие излучения нейтронов и жестких гамма-лучей во время мощных импульсных разрядов в газах (Л.А.Арцимович, М.А.Леонтович).

1954 - Создана рентгеноэлектронная спектроскопия (К.Зигбан).

1963 Обнаружен «эффект теней» (А.Ф.Туликов).

10. Методы измерений

В сфере создания фундаментальных основ ядерной индустрии существенную роль сыграло развитие экспериментальной техники, включая методы регистрации радиоактивных излучений (детекторы, счётчики и спектрометры радиоактивных излучений), точные методы регистрации зарядов и масс элементарных частиц, атомов и ионов (например, масс-спектрометры).

Как уже упоминалась, А.Беккерель при определении радиоактивности солей урана использовал фотографический способ регистрации излучений. Впоследствии на базе использования фотоэмульсий была создана техника автордиографии. Сначала использовалась тонкослойная автордиография для контроля за распределением радиоактивного вещества по поверхности образца. В 1925 разработан метод толстослойных ядерных фотоэмульсий (трековая автордиография, Л.В.Мысовский), который сначала был применён для определения энергии альфа-частиц, а потом - для исследования космических лучей (М.Блау, 1936). Этим же методом получена фотография следа протона и расщепления ядра азота альфа-частицами, т.е. осуществлено первое наблюдение ядер отдачи (П. Блэккетт, 1925). В 1946 Созданы ядерные фотоэмульсии высокой чувствительности (С.Пауэлл). В 1948- изобретена нейтронная радиография (Х.Кальман).

М. и П.Кюри следили за радиоактивностью с помощью электроскопов (прибор для обнаружения и измерения электрического заряда), т.е. использовали эффект ионизации воздуха ионизирующем излучением. Со временем, развитие этой техники привело к созданию ионизационных камер (сначала – токовой, потом – импульсной). Ионизационная камера – прибор для регистрации и спектрометрии частиц, представляет собой электрический конденсатор, заполненный газом. Её действие основано на измерении электрического заряда, возникающего при ионизации газа отдельной частицей либо потоком частиц за определённый промежуток времени.

Резерфорд изучал взаимодействие альфа-частиц с веществом с помощью сцинтиллирующего экрана на базе сульфида цинка. В сцинтилляторах (люминофорах) под действием ионизирующего излучения возникают световые вспышки – сцинтилляции. На базе этого явления был разработан сцинтилляционный детектор, предназначенный для регистрации и спектрометрии частиц.

Существенную роль сыграло изобретение прибора для регистрации отдельных заряженных частиц (счетчик Г.Гейгера – В. Мюллера, 1908). Гейгеровский счётчик представляет собой газонаполненный диод (обычно цилиндрический) с тонкой нитью в качестве анода. Действие основано на возникновении в газе в результате его ионизации (при пролёте частицы) электрического разряда (коронного). Со временем счётчик Гейгера-Мюллера был модифицирован в пропорциональный счётчик спектроскопического типа, который оказался особенно эффективным при регистрации мягкого гамма и рентгеновского излучения.

Дальнейшее развитие систем детектирования ионизирующего излучения привело к разработке метода совпадений (В.Боте, 1924). В 1929 этот метод был применён для исследования космических лучей (опыты В.Боте – В.Кольхерстера). Было обнаружено, что первичное космическое излучение состоит из заряженных частиц. В 1939 в технику измерений внедрён сцинтилляционный счётчик (Х. Кальман). В 1945 изобретен кристаллический (полупроводниковый) счётчик (Г.Ван Хеерден) на котором базируется современная электронная счётная аппаратура. В 1946 - создан нейтронный спектрометр. В том же году Б.М.Понтекорво предложил метод детектирования нейтрино путём использования реакции $^{37}\text{C} + \nu \rightarrow ^{37}\text{Ar} + e^-$. В 1947 излучение Вавилова – Черенкова впервые использовано для регистрации быстрых частиц. В радиометрию вошли черенковские счетчики (И.Геттинг).

Помимо ионизационных спектрометров были созданы и специфические спектрометры, предназначенные для измерения энергетического спектра излучения. Так, в 1912 создан рентгеновский спектрометр (Г.Брэгг), а также магнитный спектрометр с фокусировкой и фотографической регистрацией (Дж. Даныш, Э.Резерфорд, Г.Робинсон), что позволило непрерывного спектра энергии бета-излучения (Дж. Чэдвик, 1914). В 1935 создан первый селектор скоростей для медленных нейтронов (Дж. Даннинг, Дж. Пеграм, Д.Митчелл, Э.Сегре, Дж. Финк). В 1945 создан нейтронный спектрометр.

В анализе излучений особо эффективными оказались магнитные спектрометры. По отклонению в магнитном поле в 1900 радиоактивное излучение было разделено на три компонента: альфа-, бета- и гамма-лучи. С их помощью в 1910 было проведено первое определение энергии бета-частиц по их отклонению в магнитном поле (О.Байер, О.Хан). В 1912 создан спектрометр с магнитной фокусировкой (Дж. Даныш).

В измерении массы атомов и заряженных частиц существенную роль сыграли масс-спектрометры. Принцип действия масс-спектрографа предложен Дж.Дж. Томсоном (1907). Он же предложил «метод парабол» для определения относительных масс частиц ионных пучков (1911). На базе точных измерений масс П.Ланжевен ввёл понятие дефекта массы (1913), сыгравшего существенную роль при энергетических расчётах ядерных реакций. Первый масс-спектрометр построен А.Демпстером (1918). В 1919 Ф.Астон сконструировал масс-спектрограф с достаточно высокой разрешающей способностью. В 1927 он получил экспериментальное доказательство, что масса ядра не равна сумме масс входящих в ядро частиц, а меньше этой величины на несколько десятых процента.

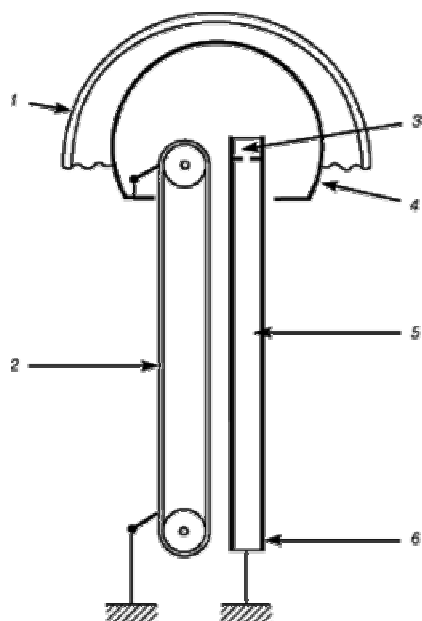
В 1912 изобретен прибор для наблюдения следов заряженных частиц (камера Ч. Вильсона). Это был первый трековый детектор заряженных частиц. Действие основано на конденсации пересыщенного пара (образовании мелких капелек жидкости) на ионах, возникающих вдоль следа (трека) заряженной частицы. В 1923 камера Вильсона была помещена в сильное магнитное поле, что позволило наблюдать искривления треков альфа-частиц (П.Л.Капица, Д.В.Скобельцын). В 1933 создана камера Вильсона, управляемая счетчиками (П.Блэкетт, Дж. Оккиалини). В 1939 изобретена диффузионная камера (Лангсдорф).

Рост энергий частиц, задействованных в ядерной физике и физике элементарных частиц, привёл к созданию новых типов детекторов. В 1948 был изобретен искровой счетчик (Дж. Кейфель), а в 1957 искровая камера (Т.Краншау, Дж. де Вир).

Развитие техники эксперимента по исследованию ионизирующих излучений привело к открытию новых эффектов, существенно продвинувших исследование структуры вещества. В качестве примера можно упомянуть 1958 открытие явления ядерного гамма-резонанса без отдачи (эффект Р.Мессбауэра, 1958). К другим примерам относится электронный микроскоп, туннельный микроскоп, метод нейтронографии и др. Идею электронного микроскопа предложил Г.Буш в 1922. Годом изобретения электронного микроскопа считается 1929. В 1936 изобретен автоэлектронного микроскопа (Э.Мюллер), а в 1937 электронный растровый микроскоп (М.Арденне). В 1970 состоялось долгожданное наблюдение отдельных атомов при помощи сканирующего электронного микроскопа.

11. Ускорители

Важное направление развития техники эксперимента связано с созданием ускорителей заряженных частиц и ионов. До создания ускорителей, в руках физиков находился лишь один инструмент осуществления ядерной реакции – альфа-частицы, образующиеся при распаде радионуклидов. Они использовались или непосредственно, например, для превращения азота в кислород, либо косвенно – для генерации нейтронов (радио-бериллиевые или полоний-бериллиевые источники нейтронов), с последующим их использованием для осуществления ядерных реакций. Создание ускорителей электронов, протонов, дейтронов, ионов отдельных элементов и т.п. существенно расширило возможности экспериментаторов, поскольку позволило варьировать в широких пределах массу и заряд бомбардирующей мишень частицы, поток частиц



и их энергию. Ускорители являются также источниками пучков вторичных частиц (мезонов, нейтронов, фотонов), получаемых при взаимодействии первичных частиц с веществом. В настоящее время ускорители широко используются в ядерной физике и физике элементарных частиц и физике твёрдого тела, а также в дефектоскопии и лучевой терапии.

Рис.5. Генератор Ван-де-Граафа можно превратить в ускоритель, добавив вакуумную трубку. Заряженные частицы из источника, находящегося внутри сферического высоковольтного электрода, вводятся в трубку и ускоряются в направлении мишени. 1 – кожух; 2 – резиновая лента; 3 – источник частиц; 4 – высоковольтный электрод; 5 – вакуумная трубка; 6 – мишень.

Первым ускорителем электронов в сущности была трубка Крукса. Но реальностью ускорители стали только в конце 20-х годов. На первом этапе основной вклад в создание ускорителей внесли Р. Ван де Граф, Дж.Кокрофт и Э.Лоуренс.

1924 - Получение кратковременных магнитных полей напряженностью до 500 тысяч эрстед (П.Л.Капица).

1925 - Ядерные реакции под действием ускоренных протонов (Дж.Кокрофт Э.Уолтон).

1925 - - Идея линейного резонансного ускорителя (Г.А.Изинг).

1930 - - Пуск циклотрона (Э.Лоуренс, М.Ливингстон).

1931 - Создание электростатического ускорителя заряженных частиц (генератор Р.Ван де Граафа).

1932 - Осуществление первой ядерной реакции с искусственно ускоренными протонами – трансмутация ядер лития (Дж. Кокрофт и Э.Уолтон).

1932 - Пуск установки для искусственного ускорения протонов – каскадный генератор (ускоритель Дж. Кокрофта – Э.Уолтона).

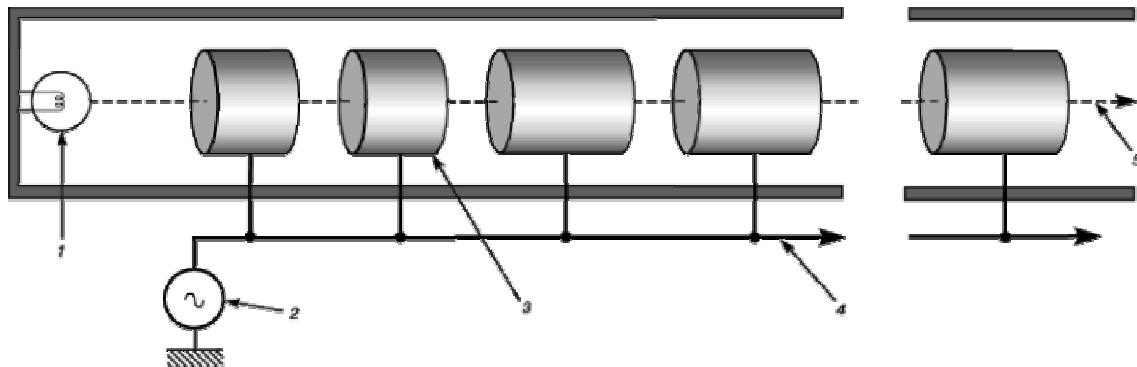


Рис.5. Линейный ускоритель. Частицы ускоряются в промежутках между дрейфовыми трубками. Внутри дрейфовых трубок они движутся с постоянной скоростью. Длина каждой трубки немного больше, чем предыдущей, и изменяется в пределах от 10 до 20 см, достигая постоянного значения в конце ускорителя, где скорость частиц становится близкой к скорости света. 1 – источник ионов (инжектор); 2 – ускоряющее напряжение; 3 – дрейфовая трубка; 4 – длинная линия; 5 – пучок.

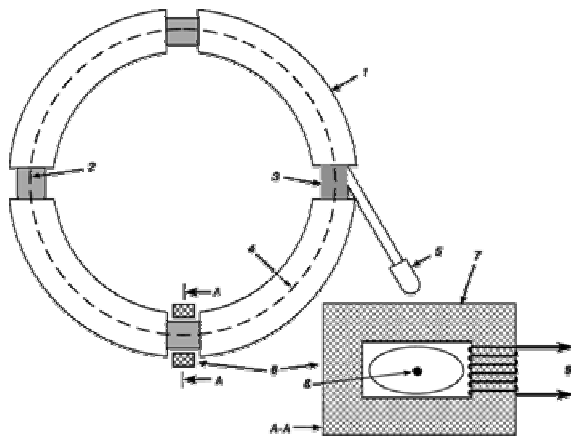


Рис.6. Космотрон в Брукхевене. Ускорял протоны до энергии 3 ГэВ. Внизу – поперечное сечение ускоряющей системы. 1 – 90°-й магнит; 2 – мишень; 3 – прямолинейный участок; 4 – равновесная орбита; 5 – инжектор; 6 – ускоряющая система; 7 – ферритовый сердечник; 8 – пучок частиц; 9 – ускоряющее напряжение.

1943- Идея кольцевого магнита в ускорителях (М.Олифант)

1944 - Идея микротрона (В.И.Векслер).

1944 - Принцип ускорения частиц – принцип автофазировки, который лег в основу создания новых ускорителей заряженных частиц – фазотрона, синхротрона, синхрофазотрона, микротрона; дал его математическую теорию. (В.И.Векслер, в 1945 этот же принцип предложил Э.Макмиллан, идею автофазировки в 1934 выдвинул Л.Сцилард).

1946 - Пуск линейного ускорителя электронов с бегущей волной (Дж. Фрай).

1946 - Пуск ускорителя, основанного на принципе автофазировки (Говард, Барнес). Р.Вильсон предложил использование в лучевой терапии тяжелых заряженных частиц, в частности протонов (Беркли впервые применено облучение пациента протонами, 1954).

1949 - Идея сильной фокусировки (И.Кристофилос; Э.Курант, М.Ливингстон, Г.Снайдер).

1949 - Идея встречных пучков (Р.Видероз, дальнейшее развитие - Д.Керст, Г.И.Будкер).

1954 - Пуск протонного синхрофазотрона на 6 млрд. эВ В (Беркли, США).

1956 - Новый способ ускорения частиц движущейся плазмой; идея коллективного метода ускорения (В.И. Векслер).

1958 - Первый тандемный ускоритель отрицательных ионов (Р.Ван де Грааф).

1958 - Пуск протонного синхрофазотрона с жесткой фокусировкой на 28 млрд. эВ (ЦЕРН).

1960 - В СССР создан ускоритель многозарядных ионов.

1962 - Создан линейный ускоритель мощных пучков релятивистских электронов – линейный индукционный ускоритель (У.Лэмб). Принцип его действия предложил в 1939 А.Буверс.

1963 - Пуск первых советских ускорителей со встречными электрон-позитронными пучками (Харьков, Новосибирск).

1966 - Вступил в строй самый мощный линейный ускоритель электронов на энергию 21 млрд. эв (Станфорд).

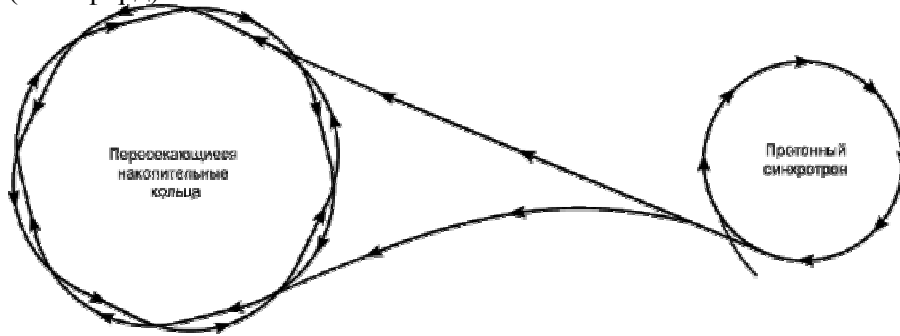


Рис.7. Пересекающиеся накопительные кольца. В лобовых столкновениях встречных пучков более полно используется энергия ускоренных частиц.

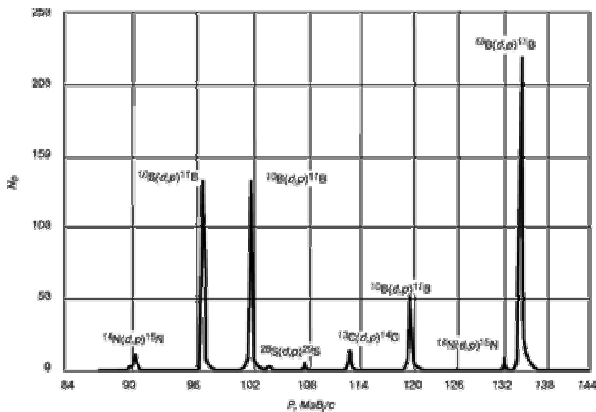


Рис.8. Спектр протонов, возникающих в реакции $^{10}\text{B}(d,p)^{11}\text{B}$. Величина N_p – число протонов, P – импульс протона. Слабые пики отвечают примесям азота, кремния и углерода

1967 - Пуск протонного синхрофазотрона с жесткой фокусировкой на 76 млрд. эв (г. Серпухов).

1970 - В.П.Саранцев реализовал метод ускорения частиц с помощью электронных колец,

предложенный В.И.Векслером.

1971 - Введено в строй накопительное кольцо с протон-протонными сталкивающимися пучками с энергией протонов 25 Гэв (ЦЕРН).

1971 - Вступил в строй протонный синхротрон в Батавии на 400 млрд. эв (Р.Р.Вильсон).

12. Ядерные реакции

Первую искусственную трансмутацию элементов осуществил в 1918-19 Э.Резерфорд. Им был открыт протон и осуществлена первая искусственная реакция – превращение азота в кислород при облучении азота альфа-частицами. Значительный вклад открытие новых ядерных процессов внесли супруги И. и Ф. Жолио Кюри, Э.Ферми, О.Ган, Л.Мейтнер и др. Ядерные реакции обеспечивают превращения атомных ядер при взаимодействии с элементарными частицами, гамма-квантами или друг с другом. Для ядерной индустрии особенно важными являются цепные ядерные реакции.

1932 - Открытие нейтрона и вычисление его массы (Дж.Чэдвиг).

1933 - Схема образования нейтрона при облучении бериллия α -частицами (И. и Ф. Жолио-Кюри).

1934 - Открытие искусственной радиоактивности (И. и Ф.Жолио-Кюри).

1934 - Ядерные реакции под действием нейтрона; открытие явления замедления нейтронов в веществе. (Э.Ферми).

1934 - Ферми открыл (с сотрудниками) искусственную радиоактивность, вызванную нейтронами, замедление нейтронов в веществе (1934).

13. Ядерные реакторы

Открытия первой трети 20-го века в области ядерной физики, радиохимии и материаловедения поставили на повестку дня создания атомного реактора, обеспечивающего проведение контролируемой цепной реакции деления урана.

К таким открытиям следует отнести:

1) Изотопы урана: ^{238}U (1930, Ф.Астон) и ^{235}U (1935, А.Демпстер) и ^{233}U (1941, Г.Сиборг).

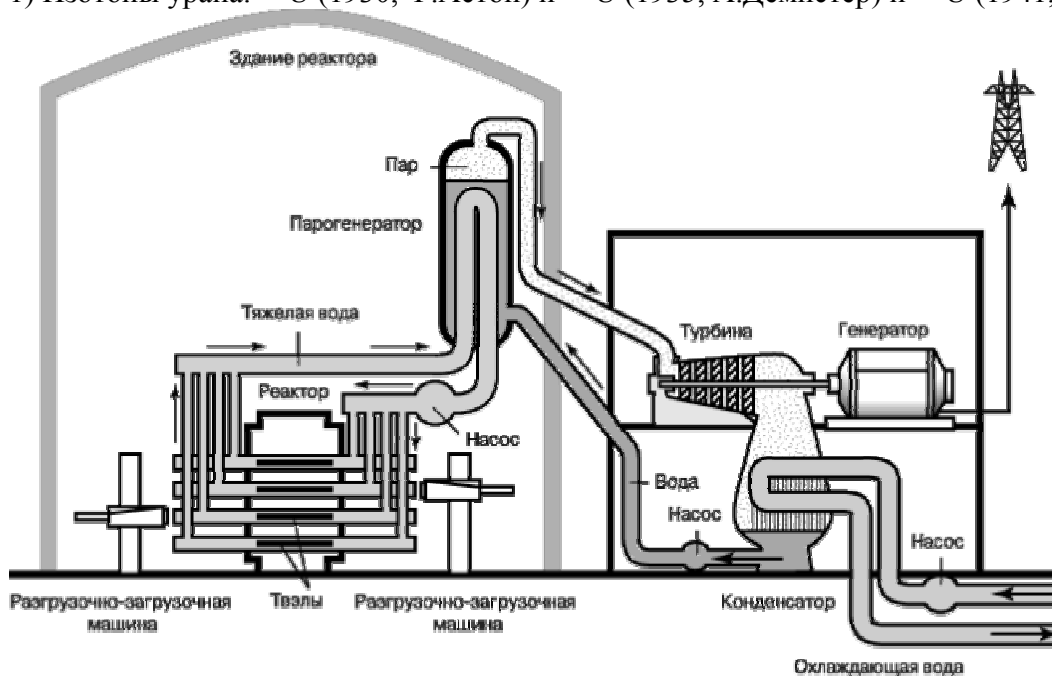


Рис.9. Канадский реактор CANDU на тяжелой воде. Тяжелая вода служит теплоносителем, охлаждающим реактор и создающим пар, который вращает турбину.

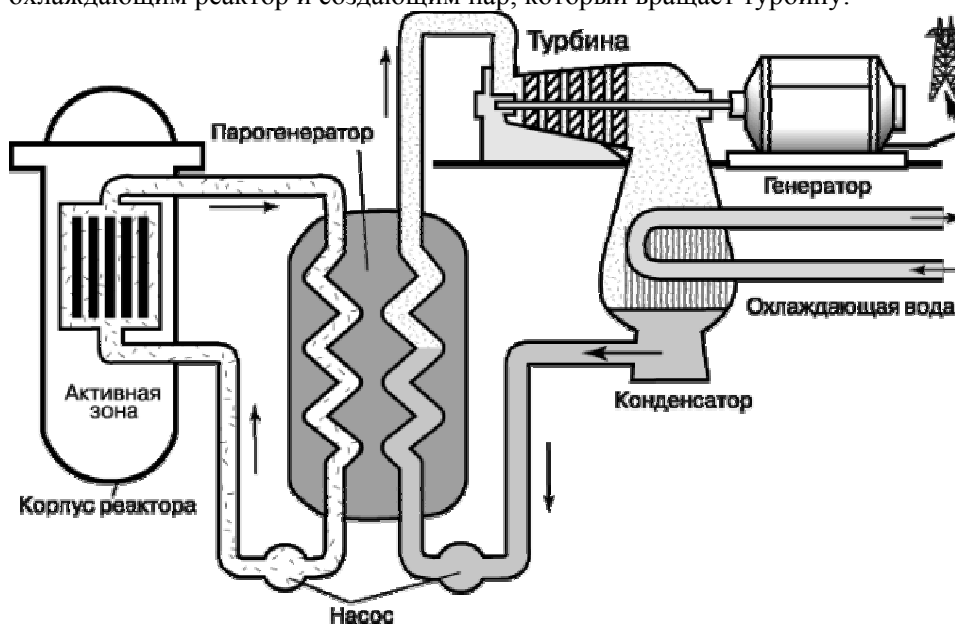


Рис.10. Реактор с водой под давлением. Нагретая вода подается насосом в парогенератор, где теплота передается во вторичный контур, в котором образуется пар, приводящий в действие турбину.

1941 -- Введение единицы ядерного сечения – барн.

2) Выделение чистого урана-235 (Дж. Даннинг, А.Нир).

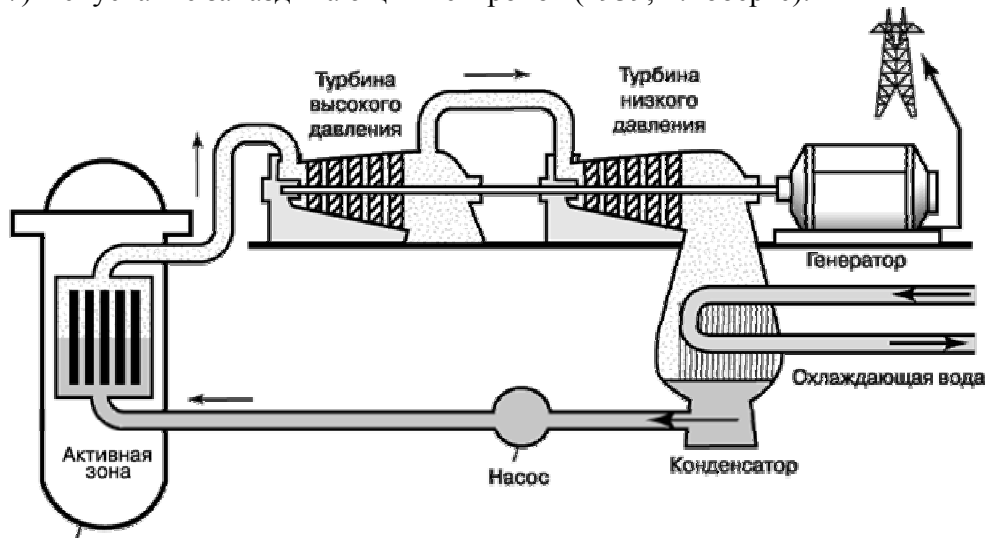
3) Вынужденное (пороговое) деление урана ^{238}U под действием нейтронов (1938, О.Хан, Ф.Штрассман)

4) Вынужденное (беспороговое) деление урана ^{235}U медленными нейтронами (1940, Ю.Бут, Дж. Даннинг, А.Гросс).

5) Спонтанное деление урана (1940, К.А.Петржак, Г.Н.Флеров).

6) Деление тория-232 быстрыми нейтронами (И.Нишина).

7) Испускание запаздывающих нейтронов (1939, Р.Робертс).



Корпус реактора

Рис.11. Кипящий реактор. Кипение воды происходит в активной зоне реактора. Образующийся пар приводит в действие турбогенератор.

8) Испускание вторичных нейтронов при делении (1939, Л.Сцилард, Э.Ферми, Г.Андерсон, В.Зинн, Ф.Жолио-Кюри, Х. Халбан, Л.Коварски).

9) Обоснование возможности протекания в уране цепной ядерной реакции деления (Л.Сцилард, Ю.Вигнер, Э.Ферми, Дж. Уилер, Ф.Жолио-Кюри, Я.Б.Зельдович, Ю.Б.Харитон). Идею цепной ядерной реакции выдвинул в 1934 Сцилард.

10) Выделение дейтерия (1932, Г.Юри) и получение тяжелой воды (1933, Г.Льюис, Р.Магдональд),

11) Идея использования графита как замедлителя нейтронов (1939, Дж. Пеграм, Л.Сцилард, Э.Ферми, Г.Плачек).

12) Идея использования тяжелой воды как замедлителя нейтронов (1940, Х. Халбан, Л.Коварски).

Эти открытия позволили построить первую экспериментальную систему (реактор) с уран-графитовой решеткой (1941, Э.Ферми) и осуществить управляемую цепную реакцию деления ядер урана (1942, Э.Ферми, Г.Андерсон, В.Зинн). В 1944 осуществлен пуск первого ядерного реактора на природном уране с тяжелой водой в качестве замедлителя (Аргоннская национальная лаборатория). Осуществить цепную ядерную реакцию в первом советском ядерном реакторе в удалось в 1945 (И.В.Курчатов). Первый английский ядерный реактор сооружен в 1947, а 1948 - французский ядерный реактор 20E - в 1948. Создание реакторов на быстрых нейтронах начато в СССР в 1949. В 1949 осуществлен пуск первого советского тяжеловодного реактора (А.И.Алиханов). В 1951 состоялся пуск первого экспериментального реактора-размножителя ЕВР-1 с расширенным воспроизводством топлива (бридерный реактор), от которого впервые получена электрическая энергия (Аргоннская национальная лаборатория, В.Зинн). В 1955 пущен в эксплуатацию первый советский экспериментальный реактор на быстрых нейтронах БР-1, а в 1960 построен импульсный реактор на быстрых нейтронах (И.М.Франк, Д.И.Блохинцев).

В настоящее время ядерные реакторы используют для выработки электрической энергии на АЭС и в ядерных силовых установках атомных судов, научных исследований, воспроизводства ядерного топлива и т.п.

14. Развитие Периодической системы элементов

Развитие Периодической системы элементов в первую очередь связано с открытием и синтезом новых элементов.

1898 - Открытие полония и радия (М.Склодовская-Кюри и П.Кюри).

- 1899 -Открытие актиния (Дебьерн).
 1900 – Открытие радона-220 (торона) (Э.Резерфорд)
 1900 – Открытие радона-222 (Дорн)
 1902 - Доказательство, что торон – инертный газ (Э.Резерфорд, Ф.Содди).
 1903 –Открытие радона-219 (актинона) (Дебьерн)
 1903 - Образование гелия при α -распаде (В.Рамзай и Ф.Содди).
 1905 - Открытие радиотория (^{228}Th) (О.Хан).
 1906 - Открытие 71-го элемента – лютеция (Д.Урбен).
 1917 - Открытие 91-й элемента – протактиния (О.Ган, Л.Мейтнер).
 1923 - Открытие рентгеноскопическим методом 72-й элемента – гафния (Д.Хевеши, Д.Костер).
 1925 - Открытие 75-го элемента – рения (супруги Ноддак).
 1937 - Синтез первого искусственного элемента - технеция (К.Перрье, Э.Сегре).
 1939 - Открытие франция (М.Перей).
 1940 - Синтез нептуния (Э.Макмиллан, П.Абельсон) и плутония (Г.Сиборг, А.Валь, Дж. Кеннеди, Э.Сегре).
 1940 - Открытие 85-й элемента – астата (Э.Сегре, Д.Корсон, К.Маккензи).
 1944 - Синтез 95го и 96-го элементов – америция и кюрия (Г.Сиборг, Р.Джеймс, Л.Морган, А.Гиорсо).
 1945 - Открытие 61-го элемента - прометия (Дж.Маринский).
 1948 - Синтез 97-го элемента – берклия (Г.Сиборг, С.Томпсон, А.Гиорсо, К.Стрит-младший).
 1949 - - Синтез 98-го элемента- калифорния (С.Томсон, Г.Сиборг, А.Гиорсо, К.Стрит-младший).
 1952 - Идентифицирование 99-го элемента – эйнштейния – из осколков, образовавшихся в первом термоядерном взрыве (Г.Сиборг, А.Гиорсо, С.Томпсон).
 1955 - Синтез 101-го элемента - менделевия (А.Гиорсо, Г.Сиборг, Б.Гарвей, Г.Чопин, С.Томпсон).
 1955- Синтез элементов 100 – 114 с использованием пучков ускоренных ионов (Г.Сиборг, А.Гиорсо, Г.Н.Флеров, 1955 – 1995).

На развитие Периодической системы элементов определённое влияние оказало открытие изотопов и изобаров. В 1912 произошло открытие изотопов: обнаружение существования атомов неона с массой 20 и 22 (Дж. Дж. Томсон), а в 1913 введено понятие изотопа и изотопия у радиоактивных элементов (Ф.Содди). В 1914 получено доказательство идентичности рентгеновских спектров изотопов, окончательное подтверждение равенства порядковых номеров у изотопов данного элемента (Э.Резерфорд, Э.Андрате). И, наконец, в 1916 определено понятие химического элемента (Ф.Панет). В результате удалось найти объяснение отличия массы водорода от целого числа (1919, Ф.Астон). Важное значения для развития идей изотопии явилось открытие тяжелых изотопов кислорода (1929, У.Джиок) и водорода (1932, Г.Юри), а также синтез расщепляющегося изотопа плутония-239; доказательство, что он делится медленными нейтронами (1941, Г.Сиборг, Э.Макмиллан).

На развитие Периодической системы как таковой существенное влияние оказали следующие открытия:

- 1913 - Порядковый номер элемента в Периодической Системе равен заряду ядра его атомов (Ван-ден-Брук).
 1913 - Закон Мозли: длина волны рентгеновского характеристического излучения элемента определяется зарядом его ядра; зависимость квадратного корня из частоты характеристического излучения от порядкового номера элементов (Г.Мозли).
 1914 - Свойства элементов суть периодической функции зарядов ядер их атомов (Н.Бор, Г.Мозли).
 1918 - Открытие изобар (Стюарт).
 1921 - - Строение атомов – связь периодичности их химических и спектральных свойств с характером формирования электронных конфигураций по мере роста заряда ядра (Н.Бор).

1923 - Представление об оболочечной структуре атома, основанное на классификации электронных орбит по главному и азимутальному квантовым числам (Н.Бор).

1923 - Разработка теории периодической системы химических элементов Н.Бор.

1945 - Теория синтеза химических элементов; теория «горячей Вселенной» (Дж, Гамов).

Важную роль для систематики и предсказания свойств тяжелых трансураниевых элементов сыграла актинидная теория (1944, Г.Сиборг), согласно которой число актинидов равно числу лантанидов. Эта теория в настоящее время подвергается серьезной экспериментальной проверке. Выдвинутое в 1971 предположение о существовании «островков стабильности» в приложении к трансураниевым элементам (Г.Сиборг) стимулировало поиск новых сверхтяжелых элементов, продолжающийся до сих пор.

15. Разделение изотопов

Разработка методов разделения изотопов была начата одновременно с открытием изотопов. Ещё в 1913 Дж.Дж.Томсоном был применён электромагнитный метод разделения изотопов неона ^{20}Ne и ^{22}Ne , явившийся также способом их открытия. Будучи усовершенствованным, этот метод был использован в дальнейшем Ф.Астоном для открытия и разделения изотопов многих элементов. В 1913 осуществлено разделение изотопов методом газовой диффузии (Ф. Астон), а в 1914 - разделение химически неделимых радиоэлементов с помощью метода диффузии (Г.Хевеши). В 1919 Ф.Линдеманном и Ф.Астоном был предложен для разделения изотопов метод центрифугирования. Этот метод стал перспективным после изобретения и изготовления в 1923 первой ультрацентрифуги (Т.Светберг). В 1932 Г.Герц использовал для разделения изотопов метод диффузии через пористые перегородки, а в 1934 – метод диффузии в струю пара. Метод ректификации изотопных смесей был применён в 1931 В.Керзоном и Г.Ван-Дейком для разделения ^{20}Ne и ^{22}Ne , а Г.Юри, Ф.Брикведом и Л.Мэрфи – для концентрирования дейтерия в жидком дейтерии. В 1933 Г.Люис и Р.Макдональд получили тяжёлую воду электролизом (кинетический метод). В 1935 Г.Юри и Л.Грейфф был предложен метод химического обмена, а в 1938 К.Клузиусом и Г.Диккелем - термодиффузионный метод.

16. Космические лучи

В анализе истории создания фундаментальных основ ядерной индустрии нельзя обойтись без хотя бы краткого рассмотрения работ по изучению космических лучей, поскольку как на первом этапе развития естественных наук, так и сейчас информация о процессах взаимодействия частиц высоких энергий возможно может быть получена лишь из анализа космических излучений. Именно на этом направлении были открыты позитрон, нейтрино, мезоны и т.п., изучены процессы образования пар и других компонентов материи и антиматерии, обнаружены ядра тяжёлых элементов. Благодаря этим исследованиям заложить надёжные теоретические основы ядерной индустрии.

1912 -Открытие космических лучей (В.Гейс)

1929 - Метод совпадений применён для исследования космических лучей (опыты В.Боте – В.Кольхерстера); обнаружение, что первичное космическое излучение состоит из заряженных частиц.

1932 - Открытие в космических лучах позитрона (К.Андерсон).

1933 - Открытие космических ливней (Б.Росси).

1936 - Первое применение фотопластинок для исследования космических лучей (М.Блау).

1937 - Открытие в космических лучах частиц с массой в 207 электронных масс - мюонов (μ -мезонов)

1937 - Первое наблюдение «звезд» в космических лучах (М.Блау, Г.Вамбахер).

1937 - Разработка основ каскадной теории развития ливней в космических лучах (Х. Баба, В.Гайтлер, Дж. Карлсон, Р.Оппенгеймер).

1939 - Первый расчет модели нейтронной звезды (Р.Оппенгеймер, К.Волков, Л.Д.Ландау).

1939 - Наблюдение частицы космических лучей, остановившуюся в камере Вильсона после прохождения металлической пластинки, и определение ее массы $\sim 240 m_e$ - открытие мю-мезона (К.Андерсон и С.Неддермейер). Данные о существовании этой частицы получили еще в 1936 Андерсон и Неддермейер и в 1937. Стрит и Стивенсон, но эти данные не были достаточно убедительными.

1939 - Нестабильность мезона космических лучей (Г.Куленкампф).

1939 - Разработка математической теории каскадных ливней (Л.Д.Ландау, Ю.Б.Румер).

1940 - Открытие проникающих ливней в космических лучах (Дж.Рочестер, Л.Яноши).

1940 - Прямое подтверждение спонтанного распада μ^+ мезона.

1941 - Прямое доказательство в экспериментах на воздушных шарах, что первичные космические лучи состоят главным образом из протонов.

1941 - Измерение времени жизни покоящегося мезона (Ф.Разетти).

1942 - Метод запаздывающих совпадений для определения времени жизни мезона (Б.Росси).

1942 - Идея скалярных и векторных мезонов (Г.Вентцель).

1942 - Механизм рождения мезонов космических лучей – процесс многократного рождения (теория Л.Яноши).

1942 - Гипотеза двух мезонов, прямое подтверждение которой было получено в 1947 (С.Саката, И.Таникава).

1948 - Открытие в первичных космических лучах тяжелых ядер.

1949 - Теория галактического происхождения космических лучей (Э.Ферми).

1950 - Разработка теории множественного образования мезонов космических лучей (Э.Ферми).

1958 - Открытие радиационного пояса Земли (Дж. Ван-Аллен, С.М.Вернов, А.Е.Чудаков).

1973 - Обнаружен космический дейтерий (А.Пензиас, Р.В.Вильсон).

17. Плазма и термоядерный синтез

Важное значение для современной ядерной индустрии имело развитие исследований плазмы и попыткам использования плазменных установок для достижения управляемого термоядерного синтеза.

1934 - Открытие явления сжатия плазмы собственным магнитным полем тока, протекающего по образцу пинч-эффекта (У.Беннетом, Л.Тонко).

1955 - Пуск первых установок «Токамак» (СССР).

1956 - Экспериментальное открытие мюонного катализа (Л.Альварес), предсказанный в 1947 Ф.Франком и в 1953 Я.Б.Зельдовичем).

1957 - Формулировка критерия удержания плазмы при данной плотности и температуре для получения критической точки в балансе энергии (критерий Дж.Д.Лоусона).

1968 - В СССР на установке «Токамак-3» зарегистрированы первые термоядерные нейтроны (Л.А.Арцимович).

1968 - Впервые зафиксировано возникновение нейтронов от плазмы, нагретой лазерным лучом (Н.Г.Басов).

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 2. ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ: ИСТОРИЯ РАЗВИТИЯ

Содержание

1. ИСТОРИЧЕСКАЯ СПРАВКА	1
2. ХРОНОЛОГИЯ	3
Приложение. Учёные, внесшие существенный вклад в развитие наук о строении вещества и фундаментальных основ ядерной индустрии	7

1. Историческая справка

История ядерной индустрии – это, прежде всего, история создания атомного и термоядерного оружия. Использование ядерной энергии для мирных целей началось гораздо позже, а энергию термического синтеза для мирных целей не удастся приспособить до сих пор.

Появление атомной бомбы предсказали не столько учёные, сколько поэты. А.Белый писал в 1911:

*Мир рвался в опытах Кюри
Атомной, лопнувшей, бомбой,
На электронные струи
Невоплощённой гекатомбой.*

Историю развития ядерной индустрии можно разбить на два этапа. На первом этапе в задачи ядерной индустрии входило получение в чистом виде природных радиоактивных изотопов: урана, тория, радия, полония и др., создание эталонов различных видов излучений и источников ионизирующих излучений, отработка методов разделения изотопов, начало производства детекторов ионизирующих излучений (ионизационных камер, счётчиков Гейгера-Мюллера и т.п.), масс-спектрометров, ускорителей ионов, аппаратуры для медицинской диагностики.

На втором этапе, совпавшем с началом 2-ой Мировой войны, начинается промышленное разделение изотопов (разделение урана-235 и уран-238, изотопов водорода и лития), создание атомных реакторов (на тепловых нейтронах, на быстрых нейтронах, импульсных и т.п.), сначала демонстрационных, потом промышленных, обеспечивающих наработку плутония-239, производство компонентов атомного и термоядерного оружия, создание источников тепла, тока и света, производство техногенных радионуклидов и меченых соединений, источников ионизирующих излучений, радиационной аппаратуры технического, медицинского, сельскохозяйственного и геофизического назначений, внедрение в науку и технику различных типов ускорителей и т.п. В этот же период строятся атомные электростанции, спускаются на воду подводные лодки, ледоколы, сухогрузы, снабжённые атомными двигателями. Делаются попытки создания атомных двигателей для самолетов и космических кораблей. В настоящее время ядерная индустрия – интенсивно развивающаяся промышленность, в развитии которой принимают участие все страны мира.

То, что в атомном ядре заключена огромная энергия, стало очевидно практически сразу после открытия явления радиоактивности и связанных с ним излучений. Уже в 1903 Ф. Содди писал: «Атомная энергия, по всей вероятности, обладает несравненно большей мощностью, чем молекулярная энергия, и сознание этого факта должно заставить нас рассматривать планету, на которой мы живем, как склад взрывчатых веществ, обладающих невероятной взрывной силой».

Однако непосредственное использование энергии ионизирующих излучений не представляло большого интереса для энергетики. Ситуация коренным образом изменилась, после

открытия деления урана, протекающего в режиме обеспечивающего возможность поддержания контролируемой цепной реакции.

Многими учёными сразу же были оценены перспективы, как создания ядерных реакторов, так и атомных бомб. Сразу после открытия деления урана тепловыми нейтронами, в Германии, США ("Манхэттэн"), Великобритании ("Тьюб эллоуз"), Японии ("Ни") началась ядерная оружейная программа. Определённые работы в этом направлении велись в СССР и Франции.

Замечание. Идея использования цепных процессов для создания оружия принадлежит Лео Сцилларду (ученому венгерского происхождения, работавшему в Германии, затем в Англии и в США). Еще в 1933 (т.е. задолго до открытия процесса деления урана) он выдвинул идею цепных ядерных реакций (о делении речь тогда не шла, Сциллард размышлял о возможности о цепной ядерной реакции при облучении бериллия нейтронами, которую, как он считал, можно использовать для получения мощной взрывчатки нового типа). Он писал: «В октябре 1933 я понял, что цепную реакцию удастся реализовать, если будет открыт элемент, который испускает 2 нейтрона, при захвате одного». В 1935 Сциллард получил секретный британский патент на ядерную взрывчатку. И это – не дожидаясь открытия процесса деления ядер урана!

Урановый проект стартовал в Германии ещё до начала Второй мировой войны. (Напомним, что 2-ая мировая война началась 2-го сентября 1939). В конце 1938 немецкие ученые Отто Ган и его помощник Фриц Штрасман уверенно фиксируют, что при бомбардировке атомов урана медленными нейтронами некоторые ядра расщепляются на две примерно равные части с высвобождением большого количества ядерной энергии. Через год эти выводы подтвердили Л. Сциллард, Ю. Вигнер, Э. Ферми — в США, Дж. Уилер — в Англии, Ф. Жолио-Кюри во Франции, Я. Зельдович и Ю. Харитон — в СССР. В марте 1939 года Жолио-Кюри и его коллеги, немецкие ученые-эмигранты Г. Халбан и Л. Коварски опубликовали труд «Высвобождение нейтронов в ядерном взрыве урана» и запатентовали несколько изобретений для создания ядерного реактора.

17 октября 1940 учёные харьковского Физтеха В.А. Маслов и В.С. Шпинель подали заявку на изобретение «Об использовании урана в качестве взрывчатого и отравляющего вещества», в котором довольно подробно было описано устройство атомной бомбы. Однако «не подлежащее опубликованию авторское свидетельство, зарегистрированное в Бюро изобретений при Госплане Союза ССР за №6353 с» было выдано лишь 7 декабря 1946. Никакого влияния на развитие ядерной индустрии оно не оказало.

Открытие О. Гана и Ф. Штрасмана опубликовано в 6 января 1939 в журнале *Naturwissenschaften*, а уже апреле 1939 физики Г. Йос, В. Ханле, П. Хартек и В. Грот обратились к властям Рейха с рекомендациями по созданию атомного оружия. Первичное оформление организация работ получила накануне войны, а запрет на любые публикации, связанные с созданием атомных реакторов или бомб, последовал в Германии в сентябре 1939 (в США – ограничения на публикации начали вводиться лишь в марте 1940). В руководстве Германии данный проект не вызвал большого энтузиазма. Некоторое финансирование было выделено, работы начались, но не привели к созданию транспортабельной атомной бомбы.

Однако сам факт проведения таких исследований в нацистской Германии сильно напугал союзников, поэтому и в Англии и США созданию атомного оружия уделяли много внимания. В период 1939 - 1940 многие известные ученые в своих публичных выступлениях обращали внимание на громадное количество энергии, заключенной в уране, которую можно было бы использовать как для взрыва, так и для управляемого производства энергии; благодаря этому ^{235}U приобрел большую известность. Возможность военного применения деления урана привлекла внимание правительства США. В марте 1939 на конференции с представителями Военно-морского министерства Ферми указал на возможность осуществления управляемой реакции при использовании медленных нейтронов и реакции взрывного характера - на быстрых нейтронах. 2 августа 1939 Эйнштейн написал письмо президенту США Рузвельту, в котором указал на энергетические и военные возможности применения урана. Оно положило начало Манхэттенскому проекту.

К июню 1940 года основные факты, касающиеся ядерного деления, были открыты и сделаны достоянием научного мира. Так, быстро выяснилось, что помимо изотопов урана (^{239}U , ^{235}U и ^{233}U) под действием быстрых нейтронов делятся ^{232}Th и ^{231}Pa (открыт Ф. Содди, Д.

Крэнстоном (Англия), О. Ганом, Л.Майтнер (Германия) в 1918). Однако уран-238, торий-232 и протактиний-231 были признаны мало перспективными (процесс деления этих изотопов является пороговым, и они не имеют критической массы). Важнее оказалась способность ^{239}Pu к цепному делению как быстрыми, так и тепловыми нейтронами. Цепная реакция, как таковая, еще не была осуществлена, но ее возможность ясна, что позволило наметить несколько путей, которые могли бы привести к извлечению ядерной энергии.

Замечание. Ф.Содди правильно предлагал назвать ядерную энергию «**томной**», то есть «делительной» ибо слово «**атомная**» означает как раз «неделимую». Но неологизм Ф. Содди не прижился.

Сначала в создании атомного оружия лидером была Великобритания, однако интенсивные немецкие бомбардировки островов привели к свертыванию этих работ. При этом часть учёных, некоторые материалы и оборудование оказались в США. Туда же эмигрировали учёные из Германии и стран, оккупированных ею. В период с апреля 1940 по декабрь 1942 - англичане и американцы совместно работали над проектом создания атомной бомбы. США в сентябре 1940 года закупили большое количество урановой руды в Конго, что позволило создать ядерное оружие.

В дальнейшем в США велись интенсивные работы по созданию атомных реакторов, методов разделения изотопов, наработке плутония и производству атомных бомб (Директором проекта был генерал Гровс, научным руководителем – Оппенгеймер). Они привели к разработке промышленных реакторов и атомных бомб (на основе урана-235 и плутония-239), которые были успешно испытаны сначала на полигоне, а затем в боевых условиях против Японии.

В СССР в ходе войны велись аналогичные исследования, но не очень активно.

Замечание. 17 октября 1940 г. В.А. Маслов, В.С. Шпинель подали заявку на изобретение «Конструкция ядерного взрывного устройства на уране-235».

Благодаря разведке, советское руководство до деталей знало о развитии работ в США по созданию атомного оружия. Однако при ведении активных военных действий, требующих гигантского напряжения всей экономики, не могло быть и речи о развитии ядерной индустрии СССР. Ситуация изменилась осенью 1945 года, когда Вторая мировая война окончилась, бомбардировка Хиросимы и Нагасаки наглядно продемонстрировала разрушительную силу нового оружия, а факт принадлежности подобного оружия США стал непосредственно угрожать интересам СССР.

Началась Холодная война, и связанная с ней гонка вооружений. Через несколько лет после окончания Второй мировой войны, ядерными державами стали СССР, Англия и Франция. В конце 20-го века к ним присоединились Китай, Индия, Пакистан и Южно Африканская Республика (впоследствии ЮАР вынуждена была уничтожить свой ядерный потенциал). Работы по созданию атомного оружия велись (а, возможно, тайно ведутся и сейчас) в таких странах, как Бразилия, Северная Корея, Израиль, Япония и Иран).

Ни одна отрасль техники не развивалась так быстро, как ядерная энергетика: в 1954 в СССР вступила в строй первая АЭС (г. Обнинск), а в 1978 в мире давали ток свыше 200 АЭС, установленная мощность которых превысила 100 Гвт.

Мирное использование ядерной энергии охватывает практически все страны мира. Исторически сначала развивалась электро- и тепло энергетика, потом – транспортная энергетика (в основном – морской направленности), позже начались многочисленные космические применения. В настоящее время ядерная индустрия – неотъемлемая часть современной цивилизации.

В данной лекции мы коротко остановимся на отдельных этапах мирового развития ядерной индустрии, а в двух последующих лекциях – рассмотрим эволюцию ядерной сферы в разных странах (в основном – обладающих ядерным оружием).

2. Хронология

В самом конце 19 –го века (1 марта 1896 года) Анри Беккерель открыл явление радиоактивности. Это открытие (самое крупное за последние 200 лет), коренным образом изменило взгляды на строение и свойства материи, принципиально поменяло технологию,

энергетику и оружие. Открытие полония и радия Марией и Пьером Кюри произошло в декабре 1898 г., а в 1900 г., появился и сам термин «радиоактивность». В 1902 году Э.Резерфорд и Ф.Содди – предложили первое объяснение механизма радиоактивного процесса как явления самопроизвольного распада химических элементов (атомов). К двадцатым годам было открыто 40 природных радиоактивных элементов и изотопов, установлена между ними генетическая связь и показано существование трех видов радиоактивного излучения.

В 1905 А. Эйнштейн он издал свою специальную теорию относительности. Согласно этой теории, соотношение между массой и энергией выражено уравнением $E = mc^2$, которое значит, что данная масса (m) связана с количеством энергии (E) равной этой массе, умноженной на квадрат скорости света (c). Очень малое количество вещества эквивалентно к большому количеству энергии. Например, 1 кг вещества, преобразованного в энергию был бы эквивалентен энергии, выпущенной, при взрыве 22 мегатонн тротила.

В 1919 г. Э.Резерфорд открыл протон и впервые произвел искусственную трансмутацию элементов (азот – в кислород). К 1921 Резерфорду и Д. Чэдвигу удалось осуществить превращения всех известных элементов кроме углерода, кислорода, лития и бериллия.

В развитии ядерной индустрии существенную роль сыграло создание ускорителей заряженных частиц. Сообщая заряженным частицам энергию в десятки миллионов электрон-вольт, эти устройства позволили получить радиоактивные изотопы многих элементов середины Периодической таблицы элементов. В 1930 Э. Лоуренс строит первый циклотрон в Беркли, 1931 Р.Ван Граф изобретает электростатический электрогенератор, а в 1932 Дж. Кокрофт и Т.Уолтон впервые раскалывают ядро. В 1932 Лоуренс, М. Стэнли Ливингстон, и Милтон Вит проводят эксперименты на первом циклотроне.

В 1934 г. И. и Ф. Жолио-Кюри обнаружили искусственную радиоактивность. Открытие в 1932 году нейтрона (Д.Чедвиг) существенно расширило возможности ядерных превращений одних элементов в другие. Особенно удачно пошел синтез радиоактивных изотопов при облучении медленными нейтронами. Так, Э.Ферми за короткий период (1934) синтезировал несколько десятков радионуклидов: одновременно было открыто 4 новых элемента: технеций, франций, астат и прометий. В частности, Э.Ферми облучал уран нейтронами (1934) и в результате (как он полагал) получил первый трансурановый элемент. На самом деле он добился первого в мире деления ядра, но так и осознал этого.

В 1934 И.Ноддак предположила возможность существования деления ядер. В том же году идею цепной ядерной реакции выдвинул Сцилард. На примере урана, деление ядер под действием нейтронов было открыто в конце 1938 О.Ганом, Ф.Штрассманом. 6 января 1939 была опубликована их статья: «О доказательстве возникновения щелочноземельных металлов при облучении урана нейтронами и их свойствах». Ещё до выхода в свет этой статьи, 20 декабря 1938, Ганн отправил её рукопись своей бывшей сотруднице Лизе Мейтнер, которая к тому моменту эмигрировала из фашистской Германии в Швецию. Л.Мейтнер и её племянник Отто Фриш дали теоретическое объяснение результатов Гана (опубликовано 11 февраля 1939). Они интерпретировали их, как распад ядра урана на два осколка почти одинаковой массы, и не умозраительно, а строго доказали, что деление ядер сопровождается высвобождением огромного количества энергии. Это утверждение Фриш вскоре подтвердил экспериментально, а Л.Мейтнер ввела понятие «деление ядра».

С начала 1939 года новое явление изучают сразу в Англии, Франции, США и СССР.

В марте 1939 года, французские физики Жолио-Кюри, Халбан и Коварски публикуют в лондонском журнале Nature статью "Высвобождение нейтронов в ядерном взрыве урана". Ученые предположили, что в случае появления при делении ядра урана двух и более нейтронов цепная реакция принимает характер взрыва исключительной силы.

Н.Бор совместно с Дж. Уилером дали количественную теорию деления ядра, введя параметр деления, а В. Цинн, Л.Сцилард, Ю.Вигнер, Э.Ферми, Дж. Уилер, Ф.Жолио-Кюри, Я.Б.Зельдович, Ю.Б.Харитон обосновали возможность протекания в уране цепной ядерной

реакции деления. Независимое экспериментальное доказательство деления ядра урана на два осколка и непосредственное измерение энергии деления дали О.Фриш, Ф.Жолио-Кюри, Г.Андерсон, а Ф. Перрен ввёл понятие критической массы урана, при достижении которой начинается процесс деления. Тогда же Дж. Даннинг, Дж. Пеграм, Л.Сцилард, Э.Ферми, Г.Плачек выдвинули идею использования графита как замедлителя нейтронов. С точки зрения возможности создания управляемого ядерного реактора важное значение имело открытие запаздывающих нейтронов (Р. Роберте, Р. Мейер, П.Ванг), а так же испускания вторичных нейтронов при делении (Л.Сцилард, Э.Ферми, Г.Андерсон, В.Зинн, Ф.Жолио-Кюри, Х. Халбан, Л.Коварски). В том же 1939 И.Нишина показал, что торий-232 делится быстрыми нейтронами.

В 1940 К.А.Петержак и Г.Н.Флеров экспериментально подтвердили возможность спонтанного деления ядер урана (Предсказано Я.И.Френкелем и Н.Бором в 1939). В том же году был выделен чистый уран-235 (Дж. Даннинг, А.Нир), доказано, что уран-235 (содержание в природной урановой смеси всего 0,71%) делится медленными нейтронами (Ю.Бут, Дж. Даннинг, А.Гросс), получены данные, свидетельствующие о возможности протекания в системе с ураном и тяжелой водой цепной ядерной реакции деления (Х. Халбан, Л.Коварски), а так же показано, что при определенных условиях можно управлять цепной реакцией под действием медленных нейтронов. В 1940 Макмиллан получил облучением нейтронами урана нептуний-239, а Сиборг – плутоний-239. К успехам 1941 следует отнести открытие еще одного изотопа, способного к делению, ^{233}U , (Г.Сиборг и др.), синтез расщепляющегося изотопа ^{239}Pu в ощутимых количествах, и доказательство, что он делится медленными нейтронами (Г.Сиборг, Э.Макмиллан и др.), а так же построение первой экспериментальной системы с уран-графитовой решеткой (Э.Ферми).

Используя три эмпирических открытия: деление урана-235 под действием нейтронов, превышение числа нейтронов, образовавшихся в результате деления, над затраченными, и наличие запаздывающих нейтронов, Э.Ферми 2.12.1942 г. осуществил первую самоподдерживающуюся цепную реакцию на сконструированном им котле в Чикаго.

Изготовление ядерных бомб из урана-235 натолкнулось на большую сложность его выделения из природной смеси изотопов. Изотопы пытались разделить разными методами. В частности, в США до практического применения был доведён метод разделения летучих фторидов изотопов урана пористой перегородкой. В середине 1943 была пущена экспериментальная газодиффузионная установка в Колумбийском университете, а в 1944 закончено строительство первых обогащательных диффузионных заводов. В март 1944 получена первая партия обогащенного урана на заводе К-25 в Окридже (В августе К-25 полностью введен в действие). Уран-235 был использован для производства атомной бомбы («Мальш»), сброшенной на Хиросиму (некоторую часть урана для этой бомбы дал завод Y-12 в том же Окридже, использующий принцип электромагнитного разделения изотопов).

Лоуренс в 1941 предложил обойти проблему разделения изотопов, путём использования нового делящегося элемента - ^{239}Pu . Получение плутония в ядерных реакторах явилось значительно более легким делом, чем разделение изотопов урана. В августе 1942 в металлургической лаборатории Чикагского университета были получены видимые количества плутония, но значительные количества плутония были произведены на графитовом реакторе X-10 (построен в 1942) в Окридже. В 1943 а Хэмфорде (1943) было начато строительство реактора для получения плутония и радиохимического завода для его извлечения. К концу февраля 1944 производство плутония достигло несколько граммов в месяц (Окридж). Плутоний, нарабатанный на заводах в Окридже и Хэмфорде пошел на создание атомной бомбы («Голстяк»), сброшенной на Нагасаки.

В начале 1945 г. Американцам удалось сделать несколько экземпляров атомных бомб (одна взорвана на полигоне, а две других - сброшены в 6 и 9 августа 1945 г. на японские города Хиросима и Нагасаки), 1 ноября 1952 г. США осуществили первый термоядерный взрыв (Взорванное устройство представляло собой огромное нетранспортабельное 50-тонное сооружение размером с двухэтажный дом. Газообразное ядерное горючее поддерживалось в нем в

сконденсированном состоянии с помощью криогенной техники), а в 1954 году испытали боевую водородную бомбу.

В СССР первые организационные мероприятия по работам над урановым проектом начались в 1942, но серьёзные работы развернулись в 1945, когда бомбардировка японских городов наглядно продемонстрировала мощность нового оружия, из Германии были доставлено достаточное количество оксида урана, а разведка предоставила подробную информации о работах в США, Англии и Германии по созданию атомного оружия (включая чертежи атомных бомб). Организационную сторону дела обеспечивали Берия, Ванников, Завенягин, Малышев, а научную – Курчатов и Харитон.

20 августа 1945 декретом ГКО созданы Спецкомитет и Первое Главное Управление, а 16 сентября - принято решение о строительстве обогатительного завода и первых промышленных реакторов. 26 декабря 1946 осуществлена цепная ядерная реакция в первом советском ядерном реакторе (И.В.Курчатов). В декабре 1948 пущен первый промышленный реактор и наработана партия плутония. В 1949 начато строительство газодиффузионного завода по разделению изотопов урана, Д-3.

4.04.49 было образовано НАТО, а 29.08.49 на Семипалатинском полигоне (Казахстан) проведено успешное испытание первой советской атомной плутониевой бомбы, Джо 1 (точная копия американского Толстяка, мощность 21 килотонн тротилового эквивалента). К этому моменту американцы успели провести 8 испытаний ядерного оружия, в том числе два – в реальных условиях военных действий.

В 1953 году на Семипалатинском полигоне (СССР) взорвано термоядерное устройство (готовое к применению в виде бомбы), а в 1955 - водородная боевая бомба.

Во второй половине 20-го века шло дальнейшее развитие атомных боеприпасов, связанное с совершенствованием характеристик ядерного и термоядерного оружия, с повышением уровней стойкости его к поражающим факторам противоракетной обороны потенциального противника существенно изменило облик ядерных и термоядерных зарядов. Если первые боеприпасы (авиабомбы) весили несколько тонн, а их энерговыделение достигало десятков килотонн (на Хиросиму и Нагасаки были сброшены бомбы мощностью в ~15 и ~20 килотонн), то сегодня уровень энерговыделения в ~100 килотонн получен в боеприпасах, которые весят в десятки раз меньше. Этот прогресс связан не просто с инженерной работой, а с развитием понимания происходящих процессов, с созданием современной расчетно-теоретической и экспериментальной базы.

14 июня 1952 в США начато строительство атомной подводной лодки "Наутилус" (Июнь 1955 – ее первый выход в море, июнь 1958 – достижение ею Северного полюса). В 1959 вышло в плавание американское грузо-пассажирское судно с ядерным двигателем «Саванна».

Первая АЭС (5 МВт) пущена в СССР (1954 г., г. Обнинск). В 28 декабря 1956 в США осуществлен пуск прототипа энергетического реактора BWR (4 МВт), а 15 апреля 1960 введена в строй крупная АЭС Dresden-1 с реактором BWR.

В 1957 в СССР началось строительство подводных лодок с ядерными двигателями, способных нести ядерное оружие (Июнь 1958 - спуск на воду первой советской атомной подлодки). В декабре 1959 в СССР для арктического флота был построен атомный ледокол «Ленин». Сейчас в разных странах ядерные двигатели ставят как на военные (надводные и подводные), так и гражданские (ледоколы, сухогрузы, контейнеровозы) суда. В авиации и космосе, ядерные двигатели пока не нашли широкого применения (хотя изотопные источники тока используются в космосе достаточно широко).

Успехи в сфере производства водородных бомбы породило надежды на создание термоядерных установок для поддержания управляемой реакции термоядерного синтеза, а затем – и на развитие термоядерной энергетики. И хотя управляемый термоядерный синтез в принципе осуществлен, пока не удается достигнуть энергетического выхода, превышающего энергетические затраты.

Приложение. Учёные, внесшие существенный вклад в развитие наук о строении вещества и фундаментальных основ ядерной индустрии

Агрест Маттес Менделевич (р. 1915), математик, сотрудник Института химической физики (с 1946 работал в группе Я.Б. Зельдовича), руководитель математической группы при теоретическом центре Арзамас-16 (1948–51)

Александров Анатолий Петрович (1903–1994), физик, академик (1953), директор института Физических проблем АН СССР (1946–55), член президиума (1960) и президент АН СССР (1975–86)

Алиханов Абрам Исаакович (1904-70) – физик, академик АН СССР (1943), Герой Соц. Труда (1954). Основатель и директор (с 1945) Института теоретической и экспериментальной физики. Труды по физике атомного ядра и космических лучей. Под руководством Алиханова созданы первые в СССР тяжеловодный ядерный реактор (1949), протонный синхротрон с жёсткой фокусировкой до 7 ГэВ (1961). Гос. пр. СССР (1941, 1948, 1953).

Альварес Луис Уолтер (1911-88), американский физик. Открыл электронный захват (1938). Создал современную методику работы с пузырьковой камерами. Открыл множественные резонансы (1960). Автор схемы подрыва имплозивной плутониевой бомбы (типа «Толстяк», сброшенной на Нагасаки) – так называемый «футбольный мяч». Ноб. Пр. (1968).

Альтшулер Лев Владимирович (р.1913), физик-экспериментатор, профессор (1956). В ядерном центре Арзамас-16 работал более 20 лет (с 1946)

Альтшулер Семён Александрович (1911-83), физик, ч.-к. РАН (1976). Исследовал электронный парамагнитный резонанс. Теоретически обосновал акустический парамагнитный резонанс.

Андерсон Карл (1905-1991) – американский физик, член Национальной АН (1967). Окончил Калифорнийский технологический институт (1927). Основные труды посвящены рентгеновским и гамма-лучам, физике космических лучей, физике элементарных частиц. Открыл в космических лучах позитроны (1932) и мюоны (1936). В 1933 открыл рождение электронно-позитронной пары из гамма-кванта. Нобелевская премия 1936. Медаль им. Э. Грессона (1937), им. Дж. Эриксона (1960).

Арденне Манфред фон (1907 в Гамбурге - 26.05.1997 в Дрездене) – немецкий физик, изобретатель в области электроники, электронной оптике, электронной и ионной физике, телевидения, физики частиц высоких энергий, автора электронной ТВ системы "бегущего луча" (1931). Вел чрезвычайно разностороннюю изобретательскую и научную деятельность, внес значительный вклад в развитие радио и телевидения, затем в 60-е годы занимался ядерными исследованиями (в частности, разработал электромагнитный способ разделения изотопов урана), потом - посвятил себя борьбе с онкологическими заболеваниями. Автор более 30 книг, более 700 научных публикаций, более 600 патентов на изобретения. Родился в Гамбурге. Учился в Берлинском университете. В 1945-1955 жил и работал в СССР. Директор Сухумского института физики и технологии. Лауреат двух Государственных премий СССР (1947, 1953). Член АН ГДР. С 1955 г. - директор научно-исследовательского института в Дрездене. Дважды лауреат Национальной премии ГДР (1958, 1965).

Арцимович Лев Андреевич (1909-73) – физик, академик АН СССР (1953), академик-секретарь Отделения общей физики и астрономии АН СССР (с 1957). Герой Соц. Труда (1969). Родился в Москве. Окончил Белорусский университет в Минске (1928). В 1933-1944 гг. работал в Ленинградском физико-техническом институте АН СССР. Сотрудник Лаборатории №2–ЛИПАН–ИАЭ (1945–73), т.е. Института атомной энергии. Профессор Московского университета (1947). Труды по атомной и ядерной физике. Под руководством Арцимовича, впервые в СССР разработан электромагнитный метод разделения изотопов. С 1951 руководил исследованиями по физике высокотемпературной плазмы и проблеме управляемого термоядерного синтеза. Под руководством Арцимовича впервые получена в лабораторных условиях термоядерная реакция. Гос. Пр. СССР (1953, 1971), Лен. Пр. (1958).

Астон Френсис (1877-1945) – английский физик, ин. ч.-к. РАН (1924), ин. ч.-к. АН СССР (1925). Создал масс-спектрограф, с его помощью открыл и исследовал многие стабильные изотопы. Построил кривую упаковочных коэффициентов. Нобелевская премия 1922.

Баркла Чарльз (1877-1944) – английский физик. Осуществил (1904) поляризацию рентгеновских лучей. Открыл (1906) характеристическое рентгеновское излучение. Нобелевская премия (1917).

Басов Николай Геннадиевич (1922-) – физик, один из основоположников квантовой электроники, академик РАН (1966), Герой Соц. Труда (1969, 1982). Создал (совм. с А.М.Прохоровым и независимо от Ч.Таунса) первый квантовый генератор – мазер. Труды по полупроводниковым лазерам, теории мощных импульсов твёрдотельных лазеров, квантовым стандартам частоты, взаимодействия мощного лазерного излучения с веществом. Председатель правления Всес. Об-ва «Знание» (1978-90). Лен. Пр. (1959), Гос. пр. СССР (1989). Нобелевская премия (1964, совм. с Прохоровым и Таунсом).

Беккерель – французские физики. **Антуан** Сезар (1788-1878) – труды по фосфо- и флуоресценции, термоэлектричеству и др., **Александр** Эдмон (1820-91), сын Антуана Сезара, основополагающие труды по фосфоресценции. **Антуан Анри** (1852-1908), сын Александра Эдмона, открыл (1896) естественную радиоактивность солей урана. Нобелевская премия 1903. В честь А.Беккереля названа единица измерения активности радиоактивных изотопов.

Бёте Ганс (1906-) - физик–теоретик. В 1933 эмигрировал из Германии, с 1935 в США. Фундаментальные труды по квантовой механике, ядерной физике, квантовой теории твёрдого тела, астрофизике. Указал наиболее вероятные циклы термоядерных реакций в звёздах. Участник создания первой атомной бомбы. Нобелевская премия 1967.

Бломберген Николас (1920-) – американский физик. Родился в Нидерландах, с 1949 в США. Труды по ядерному магнитному и парамагнитному резонансу, нелинейной оптике, квантовой электронике. Предложил применить (1956) метод 3 уровней для создания парамагнитного квантового усилителя радиодиапазона. Нобелевская премия (1981, совм. с А.Шавловым).

Блохинцев Дмитрий Иванович (1908–1979), физик, член-корреспондент АН СССР (1958). Директор Объединенного института ядерных исследований в Дубне (1956–65). Труды по квантовой механике, атомной и ядерной физике, теории ядерных реакторов, физике элементарных частиц.

Блэкетт Патрик Мейнврд Стьюарт (1897-1974) – английский физик, член (1933) и председатель (1965-70) Лондонского королевского общества, ин. ч. АН СССР (1966). Классические исследования по физике космических лучей с помощью усовершенствованной камеры Вильсона. Нобелевская премия (1948).

Боголюбов Николай Николаевич (1909–1992), математик и физик-теоретик, академик АН УССР, АН СССР. Директор Объединенного института ядерных исследований в Дубне (с 1965). Фундаментальные труды по нелинейной механике, статистической физике, квантовой теории поля

Бозе Шатьендранат (1894-1974) индийский физик. Один из создателей квантовой статистики (статистика Бозе-Эйнштейна).

Бор Нильс (1885-1962) – датский физик, один из создателей современной физики. Основатель (1920) и руководитель Института теоретической физики в Копенгагене (Институт Нильса Бора); создатель мировой научной школы; иностранный член АН СССР (1929). В 1943-45 работал в США. Создал теорию атома, в основу которой легли планетарная модель атома, квантовые представления и предложенные им Бора постулаты. Важные работы по теории металлов, теории атомного ядра и ядерных реакций. Труды по философии естествознания. Участник Манхэттенского проекта (1943–45). Активный участник борьбы против атомной угрозы. Нобелевская премия 1922.

Борн Макс (1882-1970) – немецкий физик-теоретик, один из создателей квантовой механики, почётный член АН СССР. С 1933 в Великобритании, с 1953 в ФРГ. Дал статистическую

интерпретацию квантовой механики. Глава Геттингенской школы теоретической физики. Один из создателей квантовой механики. Труды по динамической теории кристаллической решётки, атомной физике, оптике, философии естествознания. Нобелевская премия 1954.

Боте Вальтер (1891-1957) – немецкий физик. Труды по теории рассеяния, ядерной физики и др. Разработал метод совпадений и применил его к исследованию космических лучей. Нобелевская премия 1954.

Бочвар Андрей Анатальевич (1902-84) – металлург, академик АН СССР (1946). Герой Соц. Труда (1949, 1953). Труды по кристаллизации, литейным свойствам, рекристаллизации и жаропрочности цветных металлов и сплавов, металлургии урана и плутония. Гос. Пр. СССР 1941, 1848, 1951, 2953. Лен. Пр. 1961.

Бродский Александр Ильич (1895-1969 г.), физико-химик, чл.- корр. АН СССР (1943), акад. АН УССР (1939), Герой Социалистического Труда (1969). Основные труды по электрохимии, химии и разделению изотопов, теории химической связи. В 1939—1969 был директором Института физической химии им. Л. Писаржевского АН УССР, где под его руководством были получены первые образцы тяжелой воды, в 1937 г. - первые в СССР концентраты тяжелого изотопа кислорода, а в 1949 г. — тяжелого изотопа азота. Бродским впервые в СССР создана установка по получению тяжелой воды (1934). Гос. пр. СССР.

Бройль, де Брольи – французские физики, братья. **Морис** (1875-1960), иностранный член-корр. АН СССР (1927). Труды по рентгеновской спектроскопии, атомной и ядерной физике. **Луи** (1892-1987), иностранный член АН СССР (1958), один из создателей квантовой механики, выдвинул (1924) идею о волновых свойствах материи. Труды по строению атомного ядра, распространению электромагнитных волн в волноводах, истории и методологии физики Нобелевская премия 1929.

Брэгг – английские физики, основоположники рентгеноструктурного анализа, отец и сын. Первыми (1913) расшифровали атомные структуры ряда кристаллов с помощью дифракции рентгеновских лучей. Нобелевская премия (1915). Уильям Генри (1862-1942), чл. (1906) и през. (1935-40) Лондонского королевского общества. Уильям Лоренс (1890-1971), директор Кавендишской лаборатории (1938-53) и Королевского института в Кембридже (1954-60). Установил условие Брэгга-Вульфа.

Будкер Герш Ицкович (1918–1977) — физик, академик АН СССР (1964). Сотрудник Лаборатории №2–ЛИПАН– ИАЭ (1945–57), основатель и директор Института ядерной физики Сибирского отделения АН СССР (с 1957). Труды по ядерным реакторам, ускорителям, физике плазмы, физике частиц высоких энергий

Вавилов Сергей Иванович (1891–1951), физик, академик АН СССР (1932). Директор ФИАН (с 1932), президент АН СССР (с 1945). Фундаментальные труды по физической оптике, люминесценции, философии естествознания и истории науки

Вайсберг Александр Семёнович (8.10.1901 - 4.3.1964) – австрийский физик. Родился 8 октября 1901 г. в Кракове (Польша). Умер 4 марта 1964 г. в Париже. В 1920 г. поступил в Венский университет и одновременно в Высшую техническую школу. В 1931 году Вайсберг получил приглашение директора УФИ И. В. Обреимова работать в Харькове. Свою научную работу в УФИ Вайсберг начал в Криогенной лаборатории Л. В. Шубникова. Активно участвовал в организационных мероприятиях по изданию в Харькове международного физического журнала (1932). Вайсберг был бессменным членом его редакционной коллегии. В 1932 г. в Харькове началось строительство прикладного криогенного института - Опытной станции глубокого охлаждения. Проектирование станции и ее строительство с самого начала возглавил Вайсберг. Накануне сдачи станции приемной комиссии Вайсберг был арестован (1.04.1937). С ходатайством о его освобождении с письмом к Сталину обратились А.Эйнштейн и ряд нобелевских лауреатов. 5.01.1940 Вайсберг был депортирован в Германию и передан в руки гестапо. После войны Вайсберг жил в Швеции, затем в Англии. В 1951 году во Франкфурте-на-Майне вышла его книга "Ведьмовской шабаш. Россия в горниле чисток".

Вайсельберг Конрад Бернардович (25.10.1905 - 16.12.1937) – австрийский физик. Родился в г. Бырлад, Румыния. В 1925 г. окончил среднюю школу (Вена), затем институт. В 1934 приглашен на

работу в Харьковский углехимический институт. С 1936 работал в Украинском физико-техническом институте. В феврале 1937 принял советское гражданство. 4.03. 1937 арестован. 16.12.1937 расстрелян согласно приговору Особого совещания.

Вайцеккер Карл Фридрих Фон (р. 1912), немецкий физик-теоретик, астрофизик и философ. Брат Р.Вайцеккера - (р.1920) президента ФРГ в 1984-94, в 1981-84 – бургомистра Западного Берлина. Родился 28 июня 1912 в Киле (Германия). В 1933 окончил Лейпцигский университет. В 1936–1942 работал в Институте физики кайзера Вильгельма в Берлине; в 1942–1944 профессор Страсбургского университета. В 1946–1957 работал в Институте Макса Планка. В 1957–1969 профессор Гамбургского университета; 1969-80 директор Института Макса Планка по исследованию условий жизни в научно-техническом мире. Труды по ядерной физике и космологии, философии природы и философским проблемам естествознания. Активный участник немецкого Уранового проекта.

Работы Вайцеккера посвящены атомной и ядерной физике, квантовой теории, единой теории поля и элементарных частиц, теории турбулентности, ядерным источникам энергии звезд, происхождению планет, теории аккреции. Предложил полуэмпирическую формулу для энергии связи атомного ядра (формула Вайцеккера). Объяснил существование метастабильных состояний. Заложил основы теории изомерии атомных ядер. Независимо от Х.Бете открыл в 1938–1939 углеродно-азотный цикл термоядерных реакций в звездах. В квантовой электродинамике известен метод эквивалентных фотонов (метод Вайцеккера – Вильямса). В 1940-е годы Вайцеккер выдвинул ряд оригинальных идей в области космогонии. Ученый предложил аккреционную теорию формирования звезд: из переобогащенного космической пылью вещества за счет лучевого давления формируются ядра звезд, а затем на них происходит гравитационная аккреция более чистого газа, содержащего мало пыли, но много водорода и гелия. Пытаясь объяснить существование главной последовательности на диаграмме «температура – светимость звезд», Вайцеккер и Ф.Хойл предположили, что звезды движутся вдоль главной последовательности вверх из-за аккреции межзвездного вещества, вызывающей рост их массы. В 1944 Вайцеккер разработал вихревую гипотезу формирования Солнечной системы. Занимался также философскими проблемами науки.

Вальтер Антон Карлович (1905-1965), физик, академик АН УССР (1951). Труды по ядерной физике и физике элементарных частиц. В 1932 совместно с А.И. Лейпунским, К.Д. Синельниковым и Г.Д. Латышевым впервые в СССР расщепил атомное ядро лития искусственно ускоренными протонами. Руководил сооружением первого отечественно электростатического ускорителя электронов на 2,5 МэВ (1935), Участник сооружения линейного ускорителя электронов до 1,8 ГэВ (г. Харьков, 1964).

Ван де Грааф Роберт (1901-67) – американский физик. Труды по ядерной физике, ускорителям заряженных частиц. Предложил принцип действия и сконструировал (1931) электростатический ускоритель (генератор Ван де Графа). Выдвинул идею тандемного ускорителя.

Векслер Владимир Иосифович (1907-66) – физик, академик АН СССР (1958), член президиума и академик-секретарь Отделения ядерной физики АН СССР (с 1963). Основатель научной школы по физике и технике ускорения заряженных частиц. Предложил принцип автофазировки, разработал основы коллективного метода ускорения. Под руководством Векслера созданы первый отечественный синхротрон (1947) и синхрофазотрон (1957). Труды по физике высоких энергий и космических лучей, ядерной физике и технике ускорителей. Гос. пр. СССР (1951), Лен. Пр. СССР (1959).

Векуа Илья Несторович (1907-77), математик и механик, академик (1946) и президент (1972-77) АН Грузинской ССР, академик АН СССР (1958), Герой Соц. Труда (1969). Труды по дифференциальным и интегральным уравнениям, теории функций, теории оболочек. Гос. пр. СССР (1950, 84), Лен. Пр. (1963).

Вернадский Владимир Иванович (1863-1945), естествоиспытатель, мыслитель и общественный деятель. Основатель комплексной науки о Земле – геохимии,

биогеохимии, радиологии, гидрогеологии и др. Создатель многих научных школ. Академик Петербургской АН (1912), РАН (1917), АН СССР (1925), первый президент АН Украины (с 1919). Организатор и директор (1922–39) Радиевого института. Профессор Московского Университета (1898-1911), ушёл в отставку в знак протеста против притеснения студенчества. Идеи Вернадского сыграли выдающуюся роль в становлении современной картины мира. В центре его естественно-научных и философских интересов – разработка целостного учения о биосфере, живом веществе (организующем земную оболочку) и эволюции биосферы в ноосферу, в которой человеческий разум и деятельность, научная мысль становятся определяющим фактором развития, мощной силой, сравнимой по своему воздействию на природу с геологическими воздействиями. Учение Вернадского о взаимоотношении природы и общества оказало сильное влияние на формирование современного экологического сознания. Развивал традиции русского космизма, опирающегося на идею внутреннего единства человечества и космоса. Вернадский – участник земского движения конца 19 – начала 20 вв., один из создателей и лидеров «Союза освобождения», Конституционно-демократической партии (в 1905-17 член её ЦК), в августе-октябре 1917 зам.министра народного просвещения Временного правительства. Организатор и директор Радиевого института (1922-39), биогеохимической лаборатории (с 1928, ныне Институт геохимии и аналитической химии РАН им. Вернадского). Государственная премия СССР (1943).

Вернов Сергей Николаевич (1910-1982), физик, член-корреспондент по Отделению физико-математических наук (физика) с 1953, академик по Отделению ядерной физики (физика высоких энергий) с 1968. Герой Социалистического Труда (1980), Гос. пр. СССР (1949), Лен. пр. (1960). Занимался исследованием космических лучей в верхних слоях атмосферы и вне ее. Участник открытия внешнего радиационного пояса Земли.

Вильсон Чарльз Томсон Рис (1869-1959) – английский физик. Изобрёл прибор для наблюдения треков микрочастиц (камера Вильсона). Нобелевская премия (1927).

Виноградов Александр Павлович (1895-1975), геохимик, академик АН СССР (1953), Герой Соц. Труда (1949, 1975). Труды по проблемам гео-, биогео- и космохимии, разрабатывал вопросы формирования земных оболочек (зонное плавление), химической эволюции Земли, геохимии изотопов и др. С 1946 занимался вопросами аналитического обеспечения контроля технологических процессов на всех стадиях производства урана и плутония. Участник испытаний первого советского ядерного заряда. Гос. пр. СССР (1949, 51), Лен. Пр. (1934, 62).

Виноградов Иван Матвеевич (1891-1983), математик, академик АН СССР (1929), Герой Соц. Труда (1945, 71). Директор Математического института АН СССР им. В.А.Стеклова (с 1932). Создал классический метод тригонометрических сумм, получил фундаментальные результаты и решил ряд важнейших задач в аналитической теории чисел. Гос. пр. СССР (1941, 83), Лен. Пр. (1972).

Гайснский Моиз (1898-1976) – французский химик, один из основоположников радиационной химии. Изучил радиохимические свойства соединений протактиния, полония и кюрия. Установил (1960) закономерности радиолиза воды и водных растворов оснований.

Гайтлер Вальтер Генрих (1904–1981), немецкий физик и химик-теоретик (эмигрировал из Германии в 1933). Фундаментальные труды по квантовой механике и ядерной физике.

Гамов Георгий Антонович (1904-68) – физик-теоретик. Родился в России, ч.-к. АН СССР (1932). С 1933 за границей, с 1934 - в США. Разработал теорию альфа-распада. Выдвинул гипотезу «горячей Вселенной». Сделал первый расчёт генетического кода.

Ган (Хан) Отто (1879-1968) немецкий радиохимик. Открыл протактиний (совместно с Л.Майтнер), ядерную изомерию у естественных радиоактивных элементов; деление ядер урана под действием нейтронов (1938, совместно с Штрассманом). Нобелевская премия 1944.

Гейгер Ганс (1882-1945) – немецкий физик. Изобрёл (1908) прибор для регистрации отдельных заряженных частиц (гейгеровский счётчик). Установил (1911) закон Гейгера-Нетолла – зависимость между вероятностью альфа-распада и энергией альфа-частиц.

Гейзенберг Вернер (1901-76) – немецкий физик-теоретик, один из создателей квантовой механики. Предложил (1925) матричный вариант квантовой механики; сформулировал (1927) принцип неопределённости; ввёл концепцию матрицы рассеяния (1943). Труды по структуре атомного ядра, релятивистской квантовой механики, единой теории поля, теории ферромагнетизма, физике космических лучей, теории элементарных частиц, философии естествознания. 1941 - 45 профессор физики Берлинского университета и директор Физического института кайзера Вильгельма. Научный руководитель немецкого Уранового проекта. С 1946 - профессор физики Геттингенского университета и директора Института Макса Планка (бывшего Физического института кайзера Вильгельма). Нобелевская премия 1932.

Гейзенберг был среди тех ученых, которые предупреждали мир об опасности ядерной войны. Он принадлежал к числу противников вооружения бундесвера ядерным оружием. Гейзенберг был большим любителем музыки и тонким пианистом. Награжден золотой медалью Барнарда "За выдающиеся научные заслуги" Колумбийского университета (1929), золотой медалью Маттеуччи Национальной академии наук Италии (1929), медалью Макса Планка Германского физического общества (1933), бронзовой медалью Национальной академии наук США (1964), международной золотой медалью Нильса Бора Датского общества инженеров-строителей, электриков и механиков (1970). Он был удостоен почетных степеней университетов Брюсселя, Будапешта, Копенгагена, Загреба и Технического университета в Карлсруэ, состоял членом академий наук Норвегии, Геттингена, Испании, Германии и Румынии, а также Лондонского королевского общества, Американского философского общества, Нью-Йоркской академии наук. Королевской ирландской академии и Японской академии. В 1925 Гейзенберг совместно с Н.Бором разработал т.н. матричную механику – первый вариант квантовой механики, давший возможность вычислить интенсивность спектральных линий, испускаемых простейшей квантовой системой – линейным осциллятором. Произвел квантовомеханический расчет атома гелия, показав возможность его существования в двух различных состояниях. В 1927 сформулировал соотношение неопределенностей, выражающее связь между импульсом и координатой микрочастицы, обусловленную ее корпускулярно-волновой природой. За работы по квантовой механике Гейзенбергу в 1933 присуждена Нобелевская премия. Гейзенберг разработал теорию спонтанной намагниченности ферромагнетиков и обменного взаимодействия, ориентирующего элементарные магнетики при намагничивании вещества. Автор работ по структуре атомного ядра, в которых раскрыт обменный характер взаимодействия нуклонов в ядре, а также работ по релятивистской квантовой механике и единой теории поля – нелинейной теории, ставящей задачей дать единую теорию всех существующих физических полей. Дал математическое обоснование протонно-нейтронной модели атомного ядра. Ввел концепцию матрицы рассеяния (1943).

Герц Генрих (1857-94) – немецкий физик, один из основоположников электродинамики. Экспериментально доказал (1886-89) существование электромагнитных волн (используя вибратор Герца) и установил тождественность электромагнитных и световых волн. Придал уравнениям Максвелла симметричную форму. Открыл внешний фотоэффект (1887). Построил механику, свободную от понятия силы.

Герц Густав (1887-1975) – немецкий физик, Член АН ГДР, ин. ч. АН СССР (1958). Родился в Гамбурге. Племянник Генриха Герца. Специалист в области спектроскопии. Исследовал столкновения электронов с атомами (опыт Франка-Герца, 1913). Разработал диффузионный метод разделения изотопов. Окончил Мюнхенский и Берлинский университеты (1911). В 1913-1920 работал в Берлинском университете. В 1920-1925 - в лаборатории завода Филлипса (Эйдховен), в 1925-1927 - профессор университета в Галле, в 1928-1935 - профессор Высшей технической школы в Берлине, в 1935-1945 - возглавлял научно-исследовательскую лабораторию фирмы «Сименс» в Берлине. В 1945-1954 гг. работал в СССР. В 1954- 1962 - профессор и директор Физического института Лейпцигского университета. Лауреат Сталинской премии (1951) и Национальной премии ГДР (1955) Нобелевская премия (1925, совместно с Дж. Франком) Гос. пр. СССР 1951.

Гейгер Ганс (1882-1045) – немецкий физик. Изобрёл (совместно с Резерфордом, 1908) прибор для регистрации отдельных заряженных частиц (гейгеровский счётчик). Установил (1911) закон Гейгера-Нетолла – зависимость между вероятностью α -распада t энергией α -частиц.

Гесс Виктор Франц (1883-1964) – австрийский физик, с 1938 в США. Труды по исследованию радиоактивности. Открыл (1912) космические лучи. Нобелевская премия (1936).

Гинзбург Виталий Лазаревич (р.1916), физик-теоретик, академик АН СССР (1966). Сотрудник Теоретического отдела ФИАН (зав. отделом с 1971), автор предложения о термоядерном веществе для водородной бомбы (1948). Основные труды по распространению радиоволн, астрофизике, происхождению космических лучей, излучению Черенкова-Вавилова, сверхпроводимости, физике плазмы, кристаллооптике и др. Нобелевская премия 2004.

Головин Игорь Николаевич (1913–1997), физик-экспериментатор, доктор физ.-мат. наук, профессор. Сотрудник Лаборатории № 2–ЛИПАН–ИАЭ (с 1944), первый заместитель И.В. Курчатова (1950–58)

Гольданский Виктор Иосифович (1923-) физикохимик, академик РАН (1981). Основные труды по ядерной и радиационной химии. Открыл (1960) двухпротонную радиоактивность, низкотемпературный предел скорости химической реакции. Лен. Пр. (1980).

Гуревич Исай Израилевич (1912–1992), физик, член-корреспондент АН СССР (1968). Сотрудник Лаборатории № 2–ЛИПАН–ИАЭ (с 1943), профессор МИФИ (с 1946). Основные труды по ядерной физике, теории ядерных реакторов, физике элементарных частиц

Дебай Петер (1884-1966) – физик, ин. ч.-к. РАН (1924), ин. ч. АН СССР (1925). Родился в Нидерландах, учился и работал в Германии, с 1940 в США. Фундаментальные труды по квантовой теории твёрдых тел (модель твёрдого тела Дебая, температура Дебая, закон теплоёмкости Дебая). Автор дипольной теории диэлектриков. Разработал рентгеновский метод исследования поликристаллических материалов (метод Дебая-Шеррера). Нобелевская премия 1936.

Джелепов Борис Сергеевич (1910-1998 гг.), специалист в области ядерной спектроскопии, ч.-к. АН СССР по отделению физико-математических наук (физика) с 1953, лауреат Государственной премии СССР (1953). Труды по ядерной физике, ядерной спектроскопии.

Дирак Поль (1902-84) – английский физик, один из создателей квантовой механики, иностранный член-корр. АН СССР (1931). Разработал квантовую статистику (статистика Ферми-Дирака), релятивистскую теорию движения электрона (уравнение Дирака, 1928), предсказавшую позитрон, а также аннигиляцию и рождение пар. Предложил метод вторичного квантования. Заложил основы квантовой электродинамики и квантовой теории гравитации. Нобелевская премия 1933.

Дойч Мартин (1917 – 2002) - физик первым обнаруживший позитроний. Родился в 1917 в Вене (Австрия). В 1935 эмигрировал в США, где получил степень доктора физических наук при Массачусетском Институте Технологий. В 1943 прикреплен к Манхэттанскому проекту, но позже присоединился к Ассоциации Ученых Атомщиков, организации выступавшей за отмену ядерного оружия. Дойч возвращается в Массачусетский Институт Технологий в 1946 в качестве исследователя и лектора. Он нашел остаточные следы распада позитрония в 1951, когда он изучал податомные частицы. Частица позитрония - водородноподобное вещество состоящее из позитронов (антиэлектронов) и электронов. Существование позитрония было предсказано в 1941 году, то есть через девять лет после открытия позитрона и через 13 лет после первого предсказания Пауля Дирака о существовании антиматерии. 1973-79 зав. лаб. ядерных наук в Массачусетском Институте технологий. Нобелевская премия (1956).

Доллежалъ Николай Антонович (1899-), энергетик, академик РАН (1962), Герой Соц. Труда (1949, 1984). Труды по ядерной энергетике, тепловым установкам, компрессорам. Главный конструктор реактора первой в мире АЭС. Гос. пр. СССР (1949, 51, 53, 70, 76), Лен. пр. (1957).

Дэввисон Клинтон Джозеф (1881-1958) – английский физик. Открыл (1927, совм. с амер. Физиком Л.Джеромом и независимо от Дж.П.Томсона) дифракцию электронов на кристалле никеля (опыт Дэввисона и Джерома). Нобелевская премия (1937, совместно с Томсоном).

Жолио Кюри – французские физики, супруги, ин. ч.-к. АН СССР (1947). Открыли искусственную радиоактивность, позитронную радиоактивность (1934), аннигиляцию и рождение пар (1933). Активные участники Движения сопротивления, Движения сторонников мира.

Нобелевская премия 1935. Фредерик Жолио-Кюри (до 1934 Жолио) (1900-58), основатель и первый руководитель (1946-50) Комиссариата по атомной энергии. Первый председатель всемирного совета мира (1950). Ирен (до 1934 Кюри) (1897-1956), дочь П.Кюри и М.Склодовской-Кюри.

Забабихин Евгений Иванович (1917-84), акад. АН СССР (1968), Герой Соц. Труда (1953). Осн. тр. По гидродинамике, теории взрыва и ударных волн. Гос. пр. СССР (1949, 51, 53), Лен. Пр. 1958.

Завойский Евгений Константинович (1907-76), физик, основатель казанской научной школы, академик АН СССР (1964), Герой Соц. Труда (1969). Открыл электронный парамагнитный резонанс (1941, совместно с С.А.Альшуллером и В.М.Козыревым; опублик. в 1944). Под его руководством разработан метод турбулентного нагрева плазмы; создана люминисцентная камера. Разрабатывал методы применения релятивистских электронных пучков для управляемого термоядерного синтеза (1968). Гос. пр. СССР (1949), Лен. Пр. (1957).

Зельдович Яков Борисович (1914-87), физик-теоретик, академик АН СССР (1958), Герой Соц. Труда (1949, 54, 56). Один из основателей современной теории горения, детонации и ударных волн. Автор фундаментальных трудов по ядерной физике, физике элементарных частиц, астрофизике, релятивистской космологии. В 1939 совместно с Ю.Б.Харитоновым впервые осуществил расчёт цепной реакции деления урана. Гос. пр. СССР (1943, 49, 51, 53), Лен. Пр. 1957.

Иваненко Дмитрий Дмитриевич (1904-94) – физик. Профессор МГУ (с 1943). Выдвинул гипотезу строения атомного ядра из протонов и нейтронов (1932). Труды по теории ядерных сил, синхротронному излучению. Гос. пр. СССР (1950).

Йенсен Йоханнес (1907-73) немецкий физик. Труды по теории ядра и физике твердого тела. Один из авторов оболочечной модели атомного ядра. Нобелевская премия (1963, совместно с Марией Гёпперт-Майер).

Иоффе Абрам Фёдорович (1880-1960), один из создателей физической школы в СССР, пионер исследования полупроводников, академик РАН (1920), АН СССР (1925), вице-президент АН СССР (1926-1929, 1942-1945), Герой Соц. Труда (1955). Организатор и первый директор Физико-технического института (Ленинград), Института полупроводников АН СССР и Физико-агрономического института. Инициатор создания физико-технических институтов в Харькове, Днепрпетровске, Екатеринбурге, Томске. создатель школы физиков-атомщиков, многие из которых стали образовали собственные школы: А.П. Александров, А.И. Алиханов, Л.А. Арцимович, И.В. Курчатова, Н.Н. Семенов, Ю.Б. Харитон, А.И. Лейпунский и другие. Труды по прочности, пластичности, электропроводности твёрдого тела. Гос. пр. СССР (1942), Лен. Пр. 1961.

Иоффе Борис Лазаревич (1926-), физик-теоретик, ч.-к. РАН (1990). Труды по физике элементарных частиц, физике высоких энергий, ядерной физике, теории ядерных реакторов.

Кадомцев Борис Борисович (1928-98) – физик, академик РАН (1970). Труды по физике плазмы (устойчивость, явления переноса, термоизоляция) и проблеме управляемого термоядерного синтеза. Гос. пр. СССР (1970), Лен. Пр. (1984).

Капица Пётр Леонидович (1894-1984) – физик, один из основателей физики низких температур и физики сильных магнитных полей, академик АН СССР (1939). Герой Соц. Труда (1945, 74). В 1921-34 в научной командировке в Великобритании. Организатор и первый директор (1935-46 и с 1955) Института физических проблем АН СССР (ныне имени Капицы). Открыл сверхтекучесть жидкого гелия (1938). Разработал способ сжижения воздуха с помощью созданного им турбодетандера, который существенно усовершенствовал технику промышленного получения кислорода. Построил новый тип мощного СВЧ генератора и получил высокотемпературную плазму в ВЧ-разряде. Гос. пр. СССР (1941, 43). Нобелевская премия (1978).

Кикоин (Кушелевич) Исаак Константинович (1908-84): физик, академик, дважды Герой Соц. Труда, лауреат Ленинской премии, 6-кратный лауреат Государственной премии. В числе первых (1943) начал работы по созданию ядерной науки и техники, возглавлял одно из направлений отечественного атомного проекта (разделение изотопов урана методом газовой диффузии,

строительство диффузионного завода). Экспериментальное исследование электрических и магнитных свойств металлов и полупроводников.

Кокрофт Джон (1897-1967) – английский физик. Создал (1932 совместно с Э.Уолтоном) первый ускоритель протонов (каскадный генератор) и осуществил ядерную реакцию с искусственно ускоренными протонами. В 1939-44 руководил разработкой английского радара. В 1946-58 директор научно-исследовательского центра по атомной энергии в Харуэлле. Нобелевская премия 1951.

Комптон Артур Холи (1892-1962) – американский физик. Открыл и объяснил эффект, названный его именем. Обнаружил полное внутреннее отражение рентгеновских лучей. Открыл широтный эффект в космических лучах. Участник создания атомной бомбы. Нобелевская премия (1927).

Конобеевский Сергей Тихонович (1890-1970), физик, ч.-к. АН СССР (1946). Труды по рентгеновскому структурному анализу, металловедению и физике металлов. Открыл явление полигонизации. Разработал термодинамическую теорию старения. Один из первых начал изучение диаграмм состояния сплавов тяжелых металлов (уран, плутоний). Один из создателей радиационного материаловедения.

Константинов Борис Павлович (1910-1969), физик, академик (1960), вице-президент (с 1967) АН СССР, директор Ленинградского физико-технического института (1957-67). Герой Социалистического Труда (1954), лауреат Ленинской (1958 г.) и Государственной (1953) премий СССР. Руководил работами по промышленному разделению изотопов (с 1945) и по диагностике плазмы (с 1957). Труды по теоретической и прикладной акустике, астрофизике и др.

Кржижановский Глеб Максимилианович (1912-1992), государственный деятель, учёный, академик (1929), вице-президент (1929-39) АН СССР, Герой Соц. Труда (1957). В 1903-04 член ЦК РСДРП, член ЦК партии в 1924-39. В 1921-23, 1925-30 председатель Госплана, с 1930 директор Энергетического института АН СССР. Труды по электрификации народного хозяйства. Автор песен «Варшавянка» («Вихри враждебные»), «Беснуйтесь тираны» и др.

Курчатов Борис Васильевич (1903-72), физикохимик, радиохимик, профессор (1970). Брат И.В.Курчатова. Труды по радиохимии и химии диэлектриков. Открыл (1935 совместно с другими) ядерную изомерию у искусственных радионуклидов. Под руководством Курчатова получены первые образцы плутония. Гос. пр. СССР (1949, 1952), Лен. Пр. (1959).

Курчатов Игорь Васильевич (1902-1960): физик, академик, трижды Герой Социалистического Труда. Под его руководством сооружен в 1939 году первый советский циклотрон, в 1940 году открыто спонтанное деление ядер урана. Совместно с сотрудниками обнаружил ядерную изомерию искусственных радионуклидов. Основатель и первый директор Института атомной энергии. Под руководством И. В. Курчатова созданы первый в Европе ядерный реактор (1946 год), первая в СССР атомная бомба (1949 год), первые в мире термоядерная бомба (1953 год) и атомная электростанция. Лауреат Ленинской и нескольких Государственных премий.

Кюри Пьер (1859-1906), французский физик, один из создателей учения о радиоактивности. Открыл (1880) и исследовал пьезоэлектричество. Исследования по симметрии кристаллов (принцип Кюри), магнетизму (закон Кюри, точка Кюри). Совместно с женой М.Склодовской-Кюри открыл (1898) полоний и радий, исследовал радиоактивное излучение. Нобелевская премия 1903. В честь супругов Кюри был назван искусственно полученный химический элемент с порядковым номером 96 - кюрий Cm.

Лавёров Николай Павлович (1930 -), геолог, академик (1987) и вице-президент РАН. Основные труды по геологии рудных месторождений и экономике минеральных ресурсов. Под его руководством и при его непосредственном участии созданы теоретические основы и ускорено внедрение в производство принципиально новых технологий разработки месторождений урана с помощью подземного выщелачивания, что способствовало расширению и укреплению минерально-сырьевой базы атомной промышленности нашей страны. В 1989-91 зам. пред. СМ СССР – председатель Госкомитета СССР по науке и технике.

Лазарев Пётр Петрович (1878-1942), физик, био- и геофизик, академик РАН (1917), АН СССР (1925). Разработал ионную теорию возбуждения. Исследования по фотохимии и молекулярной физике. Руководил исследованиями курской магнитной аномалии (с 1918).

Ланге Фриц Фрицович (16.12.1899 - 25.7.1987)- немецкий физик, изобретатель центрифужного метода разделения изотопов урана. Родился в Берлине. С конца 1918 по 1924 учился в университетах Берлина, Фрайбурга и Киля. Окончил Берлинский университет в 1924 г., занимался физикой, химией, математикой. В 1924, будучи учеником В. Нернста, выполнил научную работу "Теплоемкость при низких температурах", за которую получил звание доктора. С 1924 до 1933 работал ассистентом Нернста в физическом институте Берлинского университета. С приходом Гитлера к власти эмигрировал. В 1935 живя в Лондоне и работая у Резерфорда, принял приглашение А. Лейпунского переехать в Советский Союз на работу в Украинский физико-технический институт в Харькове, где основал Лабораторию ударных напряжений, подчиненную АН, и стал ее научным руководителем. В 1936 ходатайствовал о принятии в советское гражданство и получил его 9 февраля 1937. В апреле 1940 ему была присуждена степень доктора физико-математических наук без защиты диссертации. В 1941 выехал из Харькова в эвакуацию, где перешел на работу в Киевский институт физики и математики, располагавшийся в Уфе. С 1943 работал в Уральском физико-техническом институте в Свердловске, а с 1945 г. - в Лаборатории №2, затем возглавил в Москве Лабораторию №4. В 1951-1952 гг. работал в Днепропетровске, затем в Москве. В 1959 г. возвратился в Берлин, где возглавил лабораторию физики в Институте биофизики. До приезда в СССР Ланге стал знаменит благодаря своим попыткам использовать грозовые разряды для расщепления атомного ядра и разработкам ускорительной техники, в частности ускорительных трубок. В Харькове конструировал высоковольтные разрядные трубки, на основе которых создавал нейтронные генераторы и источники рентгеновского излучения. Построил самый большой в мире, по тому времени, генератор, рассчитанный на напряжение 5 миллионов вольт. Сотрудник его лаборатории В. С. Шпинель является сообладателем авторского свидетельства на изобретение советской атомной бомбы. Упомянутый Шпинель вместе с другим сотрудником УФТИ Масловым еще до войны писали письма в Наркомат обороны о возможности создания "уранового боеприпаса" большой разрушительной силы. В Харькове Ланге занялся проблемой разделения изотопов урана и предложил для этой цели метод ультрацентрифуги. Свои опыты с ультрацентрифугой он продолжил сначала в Уфе, а затем в Москве. В марте 1945 Фриц Ланге был переведен в Москву и назначен руководителем Лаборатории № 4 при Первом главном управлении Совнаркома, которому были подчинены все задействованные в урановом проекте наркоматы и институты. Он продолжал заниматься своей центрифугой вплоть до начала 50-х годов. Параллельно с работами Лаборатории № 4 в Москве (И.К.Кикоин, Ф.Ланге, Д.Л.Симоненко) в Сухуми в институтах "А" и "Г" над той же проблемой трудился целый коллектив известных немецких ученых, вывезенных в СССР из Германии в 1945 году. Совместными усилиями удалось разработать очень высокооборотную центрифугу с гибким ротором (ротор Штеенбека). В период с 1951 по 1953 немецкие ученые постепенно были выведены из работы по отечественному атомному проекту, а метод центрифуги был доведен до такого совершенства, что в 1962 в нашей стране на смену диффузионному и электромагнитному методам разделения изотопов пришла уникальная центрифужная технология. Она в десятки раз уменьшила расход энергии в процессе разделения изотопов и в сотни раз сократила число необходимых ступеней разделения изотопов в каскадах колонок разделения, что очень существенно улучшило экономику обогащения урана и тем самым сберегло большое количество материальных и финансовых средств. С августа 1952 он был откомандирован в распоряжение Минвуза СССР. Некоторое время работал заведующим кафедрой физики в Днепропетровском химико-технологическом институте, а с 1953 - профессором во Всесоюзном электротехническом институте, где занимался исследованиями в области технологий получения высоких напряжений и физики изолирующих материалов. В августе 1959 Фриц Ланге вернулся на свою родину и занял должность директора Института молекулярной биологии Немецкой АН в Берлине. В 1980 году от правительства ГДР он получил высшую награду страны.

Ландау Лев Давидович (1908–1968), физик-теоретик, академик АН СССР (1946). Основатель школы теоретической физики. Труды по квантовой механике, физике твердого тела, теории сверхтекучей жидкости, физике космических лучей, гидродинамике, физической кинетике, квантовой теории поля, физике элементарных частиц, физике плазмы. Автор классического курса теоретической физики (совместно с Е.М.Лифшицем). Лауреат Нобелевской премии по физике (1962)

Лауэ Макс фон (1879-1960) – немецкий физик, ин. ч.-к. РАН и ин. поч. ч. АН СССР (1929). Разработал теорию дифракции рентгеновских лучей на кристаллах и предложил метод, с помощью которого она была открыта его сотрудниками (1912). Труды по сверхпроводимости, теории относительности, квантовой теории, атомной физике, истории физики. Нобелевская премия (1914).

Лейпунский Александр Ильич (1903-72), физик, академик АНУССР (1935), Герой Соц. Труда (1963). Труды по физике элементарных частиц и ядерной физике. Под его руководством разработаны ядерные реакторы-размножители на быстрых нейтронах. Лен. пр. (1960).

Ленард Филлип (1862-1947) – немецкий физик. Исследовал природу и свойства катодных лучей. Активный нацист. Нобелевская премия 1905.

Леонтович Михаил Александрович (1903–1981), физик-теоретик, академик АН СССР (1946). Сотрудник ЛИПАН, ИАЭ (с 1951), руководил теоретическими исследованиями по физике плазмы и проблеме управляемого термоядерного синтеза. Труды по электродинамике, физической оптике, статистической физике, термодинамике, квантовой механике, теории колебаний, акустике, радиофизике, физике плазмы.

Лифшиц Евгений Михайлович (1915–1985), физик-теоретик, академик АН СССР (1979). Основные труды по ферромагнетизму, релятивистской космологии и др. Автор классического курса теоретической физики (совместно с Л.Д.Ландау).

Лоуренс Эрнест Орландо (1901-1958) – американский физик, иностранный член АН СССР (1942). Выдвинул идею (1930) и построил первый циклотрон. Труды по ядерной физике и её применениям в биологии и медицине. Участвовал в создании атомной бомбы. Нобелевская премия 1939. В честь него 103-ий элемент назван Лоуренсием.

Майтнер (Мейтнер) Лизе (1878-1968) – австрийский физик и радиохимик. В 1907-38 работала в Берлине с О.Ганом, совместно с ним предложила ряд методов исследования радиоактивности, открыла протактиний, начала исследования по облучению урана нейтронами. В 1938 эмигрировала из Германии, до 1960 в Швеции, затем в Великобритании. Совместно с О.Фришем впервые объяснила опыты Гана и Штрассмана по расщеплению ядер урана, определила энергетический выход реакции деления (1939), предложила методы исследования радиоактивности. Труды по ядерной физике и ядерной химии.

Макмиллан Эдвин (1907-91) – американский физик. Труды по ядерной физике, ускорительной технике. Синтезировал совместно с американским учёным Ф.Х.Эйблсоном нептуний; участник открытия плутония. Выдвинул принцип автофазировки. Нобелевская премия 1951.

Мандельштам Леонид Исаакович (1879-1944), физик, один из основателей российской научной школы по радиофизике, академик АН СССР (1929). В 1928 открыл (совместно с Г.С.Ландсбергом) комбинационное рассеяние света. Им совместно с Н.Д.Папалекси выполнены основополагающие исследования по нелинейным колебаниям, разработан метод параметрического возбуждения электрических колебаний, предложен радиоинтерференционный метод. Труды по рассеянию света. Лен. Пр. (1931), Гос. пр. СССР (1942).

Мандельштам Сергей Леонидович (1910-90), физик, ч.-к. РАН (1979). Сын Л.И.Мандельштама. Труды по атомной спектроскопии, спектроскопии плазмы (в т. ч. Космической). Гос. пр. СССР (1946, 77).

Мещеряков Михаил Григорьевич (1910–1994), физик, член-корреспондент АН СССР (1953). Зам. начальника Лаборатории № 2 АН СССР (1947–48), директор Института ядерных проблем АН СССР (1948–56). Основные труды по ядерной физике, физике высоких энергий

Мигдал Аркадий Бейнусович (1911–1991), физик-теоретик, академик АН СССР (1966). Сотрудник Лаборатории № 2–ЛИПАН–ИАЭ (1945–71). Труды по квантовой теории поля, физике атомного ядра и элементарных частиц.

Миц Александр Львович (1895–1974), физик и радиотехник, академик АН СССР (1958). Труды по радиотехнике и ускорительной технике

Михайлов Виктор Никитович (р. 1934) физик, академик РАН (1997), министр Российской Федерации по атомной энергии (1992-98). Научный руководитель Института экспериментальной физики (г.Саров). Труды по ядерной физике, созданию ядерных и термоядерных зарядов, физике взрыва, созданию аппаратуры для диагностики быстропротекающих процессов. Лен. Пр. (1967), Гос. пр. СССР (1982).

Мысовский Лев Владимирович (1888-1939), физик, д-р физ.-матем. наук. Зав. физическим отделом Радиевого института в Ленинграде. Труды по физике космических лучей, ядерной физике. Открыл (1935, совм. с др.) ядерную изомерию. Инициатор и участник создания первого российского ускорителя.

Наумов Алексей Александрович (1916–1985), физик, член-корреспондент АН СССР (1964). Труды по радиолокационным системам, ускорителям

Негин Евгений Аркадьевич (1921–1998), ученый в области механики, академик АН СССР (1979), профессор. В ядерном центре Арзамас-16 с 1949 г.: младший, затем старший научный сотрудник, зам. начальника сектора по научным вопросам (с 1952), 1-й зам. научного руководителя и главного конструктора (с 1955), главный конструктор (с 1959), директор и главный конструктор ядерного центра (с 1978). Участник и руководитель большинства полигонных испытаний «изделий» ядерного объекта. Труды по газовой динамике.

Нейман Джон (Янош) фон (1903-57) - американский математик и физик. Родился в Будапеште, с 1930 в США. Труды по функциональному анализу, теории игр и квантовой механике. Внёс большой вклад в создание первых ЭВМ и разработку методов их применения.

Ненадкевич Константин Автономович (1880-1963), геохимик, минералог. Член-корреспондент по Отделению геолого-географических наук (геохимия, химическая минералогия) с 4 декабря 1946 г., работал в Радиевом институте им. В.Г. Хлопина. Основные труды по разработке способов извлечения редких металлов из руд. Гос. пр. СССР (1948).

Несмеянов Андрей Николаевич (1911-83), радиохимик, член-корр. АН СССР, Труды по химии радионуклидов и методам их использования.

Никольский Борис Петрович (1900-1990) – физико-химик, акад. АН СССР (1968), Герой Соц. Труда (1970) разработал метод потенциометрического титрования. Предложил ионообменную теорию стеклянного электрода. Труды в области прикладной и теоретической радиохимии. Гос. пр. СССР (1949, 1973), Лен. пр. (1961). Открыл тритий и гелий-3. предложил идею кольцевого магнита в ускорителях.

Обреимов Иван Васильевич (1894-1981), физик, академик АН СССР (1958). Основные труды по физике кристаллов, оптике, молекулярной спектроскопии. Гос. пр. СССР (19460).

Олифант Маркус Лоренс Элвин (р.1901) – австралийский физик, президент АН Австралии (1952-57). В 1929-50 работал в Кавендишской лаборатории у Резерфорда, в Бирмингемском университете и Лос-Аламосе (США)

Оппенгеймер Роберт (1904–1967), американский физик-теоретик, член Национальной академии США. Научный руководитель (1943–45) американского ядерного центра (в Лос-Аламосе) - "отец" американской атомной бомбы. Председатель консультативного комитета Комиссии по атомной энергии США (1946-52), директор (1947-66) Института фундаментальных исследований в Принстоне. Выступил против создания водородной бомбы, был обвинен в «нелояльности» и отстранен от секретных работ (1953). Р.Оппенгеймер - основатель научной школы в Беркли. В 1948 году был президентом Американского физического общества. Труды по квантовой механике, физике атомного ядра, теории относительности, физике космических лучей, физике элементарных частиц, теоретической астрофизике, разделению изотопов.

Пайерлс Рудольф Эрнст (1907–95), немецкий физик-теоретик, ин. ч. РАН (1988). Родился в Германии, с 1933 в Великобритании. Участник Манхэттенского проекта. Руководил теоретическими исследованиями по разделению изотопов (1943-46, США). Основные труды по квантовой теории твердого тела, физике элементарных частиц, ядерной физике. Один из основоположников квантовой теории магнетизма.

Панет Фридрих (1887-1958) – немецкий химик. Первый исследовал абсолютный возраст метеоритов, разработал точный метод определения содержания в них гелия. Один из авторов правила Фаянса-Панета (1913). Совместно с Хевеши предложил (1913) метод изотопных индикаторов. Труды по химии свободных радикалов.

Паули Вольфганг (1900–1958), швейцарский физик-теоретик, один из создателей квантовой механики и релятивистской квантовой теории поля. Лауреат Нобелевской премии (1945).

Петржак К.А. (р.1907–1998), радиохимик, доктор химических наук, сотрудник РИАН, совместно с Г.Н.Флеровым открыл явление спонтанного деления урана (1940)

Перрен Жан Батист (1870-1942) – французский физик, иностранный член-корреспондент РАН (1924) и иностранный почётный член АН СССР (1929). С 1940 в США. Труды по различным вопросам физики. Доказал (1895), что катодные лучи являются потоком отрицательно заряженных частиц. Экспериментально исследовал броуновское движение (1908-13), подтвердив теорию Эйнштейна-Смолуховского и окончательно доказав реальность существования молекул. Труды по исследованию тонких плёнок, рентгеновского излучения, радиоактивности и др. Первым оценил критическую массу урана-235. Активный деятель народного фронта. Нобелевская премия (1926).

Петржак К. А.

Планк Макс (1858-1947) немецкий физик, один из основоположников квантовой теории, почётный член АН СССР (1926). Ввёл (1900) квант действия (постоянная Планка) и, исходя из идеи квантов, вывел закон излучения, названный его именем. Труды по термодинамике, теории относительности, философии естествознания. Нобелевская премия (1918).

Померанчук Исаак Яковлевич (1913–1966), физик-теоретик, академик АН СССР (1964). Сотрудник Лаборатории №2 АН СССР (1943-46). Внес важный вклад в теорию и создание первых советских ядерных реакторов, в развитие физики высоких энергий. Труды по ядерной физике, квантовой теории поля, физике твёрдого тела, электродинамике, квантовой теории жидкостей.

Прохоров Александр Михайлович (1916-) – физик, один из основоположников квантовой электроники, академик РАН (1966), Герой Соц. Труда (1969, 86). Создал (совместно с Н.Г.Басовым) первый квантовый генератор – мазер. Труды по парамагнитным мазерам, открытым резонаторам, газодинамическим и твёрдотельным лазерам, мощным лазерам ИК- и видимого диапазонов, нелинейной оптике, взаимодействия мощного лазерного излучения с веществом. Председатель Научно-редакц. Совета изд-ва «Большая Российская энциклопедия» (с 1969), гл. ред. 3-го изд. БСЭ (1969-78). Лен. Пр. (1959), Гос. пр. СССР (1980), Гос. пр. Рос. Фед. (1998). Ноб. Пр. (1964).

Раби Исидор Айзек (1898-1988) – американский физик. Разработал резонансный метод измерения магнитных моментов атомных ядер (метод Раби), измерил (1939) магнитные моменты протона и дейтрона. Нобелевская премия (1944).

Резерфорд Эрнест (1871-1937) – английский физик, один из основателей учения о радиоактивности ядерной физики и представлений о строении атомов, основатель научной школы, иностранный член-корр. РАН и почётный член АН СССР (1925). Родился в Новой Зеландии, после окончания Новозеландского университета (1894) работал в Кавендишской лаборатории (Кембридж), с 1919 её директор. Открыл (1899) альфа- и бета-лучи и установил их природу. Создал (1903, совместно с Ф.Содди) теорию радиоактивности: дал четкую формулировку закона радиоактивных превращений, выразив его в математической форме, и ввел понятие «период полураспада». Изучил рассеяние α -частиц атомами различных элементов и предложил (1911) планетарную (ядерную) модель атома. Осуществил (1919) первую искусственную ядерную реакцию - первое искусственное превращение элементов (азота в кислород), предсказал (1921) существование нейтрона. Предложил называть ядро атома водорода протоном. Нобелевская премия 1908.

Рентген Вильгельм Конрад (1845-1923) – немецкий физик. Открыл (1895) излучение, названное рентгеновским, исследовал его свойства. Труды по пьезо- и пироэлектрическим свойствам кристаллов, магнетизму. Нобелевская премия (1901) – первая по физике.

Решетников Фёдор Григорьевич (1919-) физико-химик и металлург, академик АН РАН. Труды по физикохимии и технологии получения редких и радиоактивных элементов. Получил (1949) первый слиток металлического плутония. Гос. Пр. СССР 1951, 1975, 1985.

Рэлей Рейли Джон Уильям (1842-1919) – английский физик, один из основоположников теории колебаний, чл. (1873) и председатель (1905-08) Лондонского королевского общества, ин. ч.-к. Петербургской АН (1896), директор Кавендишской лаборатории (1879-84). Труды по акустике, молекулярному рассеянию света (рэлеевское рассеяние) и др. открыл (1894, совместно с У.Рамзаем) аргон. Вывел закон излучения Рэля-Джинса). Нобелевская премия (1904).

Сахаров Андрей Дмитриевич (1921-89): физик-теоретик, общественный деятель, академик АН СССР, один из создателей водородной бомбы, предложил (совместно с И.Е.Таммом) идею удержания высокотемпературной плазмы, трижды Герой Социалистического Труда, лауреат Ленинской и Государственных премий. Нобелевская премия мира (1976).

Сегре Эмилио (1905-89) – физик-экспериментатор. Родился в Италии. С 1938 в США. Открыл первый искусственный элемент технеций (1937), астат и плутоний-239 (1941), а так же антипротон (1955, совместно с О.Чемберленом). Нобелевская премия 1959.

Семёнов Николай Николаевич (1896-82) – физик, один из основоположников химической физики, основатель научной школы, академик АН СССР (1932), Герой Соц. Труда (1966, 76). Создал общую количественную теорию цепных реакций (1934). Разработал теорию теплового взрыва газовых смесей. Гос. пр. СССР (1941, 1949), Лен. Пр. (1976), Нобелевская премия (1956, совместно с С.Хиншелвудом).

Сиборг Гленн (1912-) – американский химик и физик, иностранный член РАН (1971). Открыл и исследовал (совместно с другими) трансурановые элементы – плутоний (1940), америций, кюрий (1944) и др. руководитель работ по синтезу новых элементов и разделению изотопов. Автор актинидной теории. Глава научной школы. Нобелевская премия по химии 1951.

Склодовская-Кюри Мария (1867-1934), физик и химик, один из создателей учения о радиоактивности, иностранный член-корр. Петербургской АН (1907) и почётный член АН СССР (1926). По происхождению полька, с 1891 во Франции. Обнаружила радиоактивность тория (1898). Совместно с мужем – П.Кюри открыла (1898) полоний и радий. Ввела термин «радиоактивность». Нобелевская премия по физике за исследования радиоактивности (1903). Получила (совместно с А.Дебьёрном) металлический радий, исследовала его свойства (Нобелевская премия по химии, 1911). Разработала методы радиоактивных измерений, впервые применила радиоактивное излучение в медицинских целях.

Содди Фредерик (1877-1956) – английский радиохимик, ин. ч.-к. РАН и АН СССР (1925). Разработал основы теории радиоактивного распада (1903, совместно с Э.Резерфордом). Ввёл понятие об изотопах. Сформулировал правило радиоактивного смещения (1913, одновременно с Фаянсом). Экспериментально доказал образование радия из урана. Автор книги «Химия радиоактивных элементов». Нобелевская премия 1921.

Спивак Пётр Ефимович (1911-92), физик ч.-к. РАН (1964). Труды по определению ядерно-физических характеристик делящихся изотопов, времени жизни нейтрона и др. Гос. пр. СССР (1953).

Спицыны, химики, братья. **Владимир Иванович** (1893-1923). Основные труды по радиохимии. Разработал программу изучения и организации производства радиоактивных элементов в России. **Виктор Иванович** (1902 -88) академик АН СССР (1958), Герой Соц. Труда (1969). Труды по неорганической и физической химии. Внёс существенный вклад в создание отечественного производства вольфрама, молибдена, бериллия, ниобия и др. руководил исследованиями по химии урана, разработал способы выделения трансурановых элементов. Государственная премия СССР (1986).

Старик Иосиф Евсеевич (1902-64) – химик, ч.-к. АН СССР (1946). Труды по радиохимии, радиоактивным методам определения возраста горных пород и др. Гос. пр. СССР (1949, 1951, 1953).

Сцилард (Силард) Лео (1898-1964) – физик. Родился в Венгрии, работал в Германии, Великобритании, с 1939 в США. Труды по физике ускорителей, радиационной химии, молекулярной биологии. В 1939 (совместно с другими) обнаружил вторичные нейтроны при делении ядер урана и обосновал возможность цепной ядерной реакции деления урана. Участник создания первого ядерного реактора (1942). Вместе с Э.Ферми определил критическую массу ^{235}U . Выступал за запрещение ядерных испытаний.

Тамм Игорь Евгеньевич (1895-1971) – физик-теоретик, основатель научной школы, академик АН СССР (1953), Герой Соц. Труда (1953). Руководил группой сотрудников ФИАН (А.Д.

Сахаров и др.), работавших в КБ-11 (РНЦ «ВНИИЭФ», г. Саров) над проблемой термоядерного синтеза и созданием водородной бомбы. Автор квантовой теории рассеяния, один из авторов квантовой теории фотоэффекта, теории ядерных сил, теории излучения электрона, движущегося со сверхсветовой скоростью – эффекта Черенкова-Вавилова (совместно с Франком). В 1950 предложил (совместно с А.Д.Сахаровым) идею удержания горячей плазмы сильным магнитным полем. Автор учебника «Основы теории электричества». Гос. пр. СССР (1946, 53). Нобелевская премия (1948).

Таунс Чарлз Хард (1915-) – американский физик, один из основателей квантовой электроники. Создал (1954) независимо от Н.Г.Басова и А.М.Прохорова) первый квантовый генератор – мазер. Обосновал (1958, совместно с А.Л.Шавловым) возможность создания лазера. Нобелевская премия (1964).

Теллер Эдвард (1908-2003) – американский физик. Родился в Венгрии. Учился и работал в Германии, Дании, Великобритании, с 1935 в США. Труды по теории бета-распада, рассеянию нейтронов, термоядерным реакциям, астрофизике. Участник создания американской атомной бомбы и руководитель работ по созданию водородной бомбы.

Тимофеев-Ресовский Николай Владимирович (1900-81) – биолог, генетик, д-р. Биологических наук (1964). Один из основоположников популяционной и радиационной генетики. Исследования по эволюционной генетике, фенотипике, радиологии. В 1925 был командирован Совнаркомом на работу в Германию, где возглавил отдел Института мозга. В 1937 отказался вернуться в СССР. В 1946-54 осуждён, как невозвращенец. В 1992 реабилитирован. С 1955 работал в Институте биологии Уральского филиала АН СССР (Свердловск), а затем (1964-69) в Институте медицинской радиобиологии АМН СССР (Обнинск). Научно-просветительская деятельность Тимофеева-Ресовского сыграла большую роль в возрождении генетики в СССР. Герой романа Д.А.Гранина «Зубр».

Томсон – английские физики, отец и сын. **Джозеф Джон** (1856-1940), основатель научной школы, член (1884) и президент (1915-20) Лондонского королевского общества, ин. ч.-к. Петерб. АН (1913) и ин. поч. ч. (1925) АН СССР. Директор Кавендишской лаборатории (1884-1919). Исследовал прохождение электрического тока через разреженные газы. Открыл (1897) электрон и определил (1898) его заряд. Предложил (1903) одну из первых моделей атома. Один из создателей электронной теории металлов. Нобелевская премия 1906. **Джорж Паджет** (1892-1975), открыл (1927, независимо от К.Девидсона и Л.Джермера) дифракцию электронов. Нобелевская премия 1937.

Уолтон Эрнест Томас Синтон (р.1903) – ирландский физик. Создал (1932, совм. с Дж.Кокрофтом) первый ускоритель протонов (каскадный генератор) и осуществил первую ядерную реакцию с искусственно ускоренными протонами. Нобелевская премия (1951, совм. с Кокрофтом).

Фаулер Уильям Алфред (1911-95) – американский астрофизик. Труды по ядерной физике, астрофизике, космологии. Внёс вклад в теорию расширяющейся вселенной и теорию ядерных реакций в звёздах. Нобелевская премия (1983).

Фаянс Казимир (1887-1977) – физико-химик, ин. ч.-к. РАН (1924), АН СССР (1925). Родился в Польше, с 1936 в США. Труды по радиохимии, теории растворов, адсорбции. Сформулировал (1913, одновременно с Ф.Содди) правило смещения при распаде радиоактивных элементов. Установил (1913, совместно с Ф.Панетом) правило соосаждения радиоактивных элементов из растворов (правило Фаянса-Панета).

Феоктистов Лев Петрович (1928-), физик, ч.-к. РАН, Герой Соц. Труда (1966). Основные труды по ядерной физике и технике, Лен. Пр. (1958), Гос. пр. (1968).

Ферми Энрико (1901-54) - итальянский физик, один из создателей ядерной и нейтронной физики, основатель научных школ в Италии и США, ин. ч.-к. АН СССР (1929). В 1938 эмигрировал в США. Разработал квантовую статистику (статистика Ферми-Дирака; 1925), теорию бета-распада (1934), один из основоположников квантовой электродинамики. Открыл (с сотрудниками)

искусственную радиоактивность, вызванную нейтронами, замедление нейтронов в веществе (1934). Построил первый ядерный реактор и первым осуществил в нём цепную ядерную реакцию. Нобелевская премия 1938.

Ферман Александр Евгеньевич (1883-1945), минералог, один из основателей геохимии, академик РАН (1919), АН СССР (1925). Ученик В.И.Вернадского. Автор фундаментальных трудов «Геохимия» (тома 1-4, 1933-39), «Пегматиты» (1931). Организатор ряда научных учреждений и многочисленных экспедиций (в том числе на Кольский полуостров, в Среднюю Азию, на Урал) по исследованию минеральных ресурсов. Ленинская премия (1929), Государственная премия СССР (1942).

Флёров Георгий Николаевич (1913-90) – физик, академик АН СССР (1968), Герой. Соц. Труда (1949). Открыл спонтанное деление тяжёлых ядер (1940, совместно с К.А.Петржаком). Под руководством Флёрова синтезированы и исследованы изотопы элементов с порядковыми номерами 102-107. Возглавлял исследования по синтезу сверхтяжёлых элементов на ускорителе многозарядных ионов. Участник создания отечественной атомной бомбы. Гос. пр СССР (1946, 1949, 1975), Лен. Пр. (1967).

Фок Владимир Александрович (1898-1974), физик-теоретик, академик АН СССР (1939). Герой Соц. Труда (1968). Фундаментальные труды по квантовой механике и электродинамике, общей теории относительности. Разработал метод самосогласованного поля (метод Хартри-Фока), метод вторичного квантования. Исследования по распространению радиоволн, математической физике, философским вопросам физики. Глава научной школы. Гос. пр. СССР (1946), Лен. пр. (1960).

Фомин Владимир Владимирович (1909-79) химик, ч.-к. РАН (1964). Труды по химии и технологии радиоактивных элементов, проблемам их комплексообразования и экстракции.

Франк Глеб Михайлович (1904-76) – биофизик, академик АН СССР (1966), ч.-к. АМН СССР (1945). Брат И.М.Франка. Труды по биологическому действию УФ-излучения, биофизике нервного возбуждения. Организатор и директор (1961-67) Научного центра биологических исследований АН СССР (Пушино). Гос. пр. СССР (1949, 51, 78).

Франк Джеймс (1882-1964) – немецкий физик, ин. ч.-к. АН СССР (1927). С 1935 в США. Автор (совместно с Г.Герцем) классических исследований столкновений электронов с атомами (опыт Франка-Герца, 1913). Труды по молекулярной спектроскопии, фотосинтезу. Нобелевская премия (1925)

Франк Илья Михайлович (1908-90) – физик, академик АН СССР (1968). Один из авторов теории излучения Черенкова-Вавилова. Теоретические и экспериментальные исследования по нейтронам. Участник создания импульсных реакторов на быстрых нейтронах ИБР-1 и ИБР-2. Гос. пр. СССР (1946, 53, 71). Нобелевская премия (1958).

Франк-Каменецкий Давид Альбертович (1910-70), физик и астрофизик. Профессор Моск. Физ.-техн. Института (с 1957). Труды по физике плазмы, теории горения и взрыва, кинетике, строению, эволюции и пульсации звёзд, космическим ударным волнам, космологии и др. Трижды лауреат Гос. пр. СССР.

Френкель Яков Ильич (1894-1952), физик-теоретик, ч.-к. АН СССР (1929). Разработал первую квантовую теорию ферромагнетиков (1928, независимо от В.Гейзенберга) и теорию её доменной структуры (1930, совместно с Я.Г.Дорфманом). Предложил кинетическую теорию жидкостей. Ввёл понятие экситона и дефектов в кристаллах. Труды по квантовой теории электропроводности, ядерной физике, астрофизике, биофизике и др. автор курсов «Волновая механика», «Электродинамика» и др. Гос. пр. СССР (1947).

Фридман Александр Александрович (1888-1925), математик и геофизик. В 1922-24 нашёл нестационарные решения уравнений тяготения Эйнштейна, что легло в основу нестационарной (расширяющейся) Вселенной. Один из создателей современной теории турбулентности и отечественной школы динамической метеорологии. Пр. им. В.И. Ленина.

Фрумкин Александр Наумович (1895-1976), физикохимик, электрохимик. Академик по Отделению математических и естественных наук (физическая химия) с 29 марта 1932 г. Работы А.Н. Фрумкина оказали значительное влияние на разработку новых химических источников тока и топливных элементов, на развитие хемотроники, на работы в области органических полупроводников, в области радиационной химии и других разделах науки и технологи. Герой Социалистического Труда (1965), лауреат премии им. В.И. Ленина (1931) и трех Государственных премий СССР (1941, 49, 52).

Фриш

Харитон Юлий Борисович (1904-96): физик, академик, трижды Герой Социалистического Труда, лауреат Ленинской и нескольких Государственных премий. Окончил Ленинградский политехнический институт. С 1921 года работал в Ленинградском физико-техническом институте под руководством академика Н.Н. Семенова. В 1926-1928 годах был командирован в Кавендишскую лабораторию Э. Резерфорда (Великобритания), где получил степень доктора философии. С 1931-го - в Институте химической физики АН СССР, других научно-исследовательских учреждениях. В 1939-1941 годах совместно с Я.Б. Зельдовичем впервые осуществил расчет цепной реакции деления урана. Основатель и глава новой школы в теории взрывчатых веществ. Более 45 лет академик Ю. Б. Харитон возглавлял Российский федеральный ядерный центр - ВНИИ экспериментальной физики (Арзамас-16, ныне Саров).

Хевеши Дьёрдь (Георг) (1885-1966) – венгерский радиохимик. С 1943 в Швеции. Совместно с Ф.Панетом предложил метод изотопных индикаторов. Открыл (1923, совместно с нидерландским спектроскопистом Д.Костером) гафний. Нобелевская премия 1943.

Хлопин Виталий Георгиевич (1890-1950) – радиохимик, основатель научной школы, академик АН СССР (1939), Герой. Соц. Труда (1949). Руководил созданием первого в СССР радиевого завода. Получил (1921, совместно с другими) первые отечественные препараты радия. С 1942 возглавлял работы по созданию первой отечественной технологии промышленного получения плутония из облученного урана. Труды по химии и геохимии радиоактивных элементов. Гос. прем. СССР (1943, 1946, 1949).

Хоутерманс Фридрих Георг (22.01.1903 - 1.02.66) – немецкий физик. Родился в Данциге (теперь Гданьск, Польша). В 1928 получил степень доктора философии в Геттингенском университете. В 1933-1934 работал в Англии, в 1935-1937 - в Украинском физико-техническом институте, в 1940-1945 - в частной научно-исследовательской лаборатории М. фон Арденне в Шарлоттенбурге, в 1945-1952 гг. - в Геттингенском университете (с 1950 г. - профессор). С 1952 г. - профессор Бернского университета и директор организованного им Центра физических исследований при университете. Еще в Геттингене Хоутерманс вместе с Г. Гамовым в 1928 г. опубликовал классическую работу о квантовомеханических аспектах радиоактивного распада атомных ядер. Работы по ядерной физике, физике высоких энергий, ядерной геологии. В 1929 г. впервые высказал мысль о ядерном (термоядерном) происхождении энергии звезд. В 1940 г. впервые обратил внимание на плутоний как на сырье для изготовления атомной бомбы. Был близок к созданию лазера, участвовал в создании электронного микроскопа. Харьковские работы Хоутерманса посвящены физике нейтронов. В лаборатории фон Арденне Хоутерманс занялся ядерно-физическими исследованиями и цепной реакцией. В 1941 изложил результаты своих теоретических исследований в отчете "К вопросу о запуске цепной реакции". Хоутерманс еще в 1940 первым высказал мысль о перспективности использования плутония в качестве ядерного топлива. 15 января 1938 г. Хоутерманс был арестован на московской таможне, где он оформлял свой выезд за рубеж. Особое совещание при НКВД СССР приняло решение о выдворении Хоутерманса за пределы Советского Союза. В 1951 в Лондоне вышла книга Хоутерманса, явившаяся предтечей "Архипелага Гулага" А. Солженицына. С 1952 г. и до самой своей смерти в 1966 г. Хоутерманс работал в Швейцарии в созданном им Центре физических исследований при Бернском университете.

Чедвиг Джеймс (1891-1974) – английский физик. Труды по радиоактивности, ядерной физике. Открыл нейтрон (1932), ядерный фотоэффект (1934-35). Исследовал искусственную радиоактивность, возможность осуществления цепной реакции деления. Был координатором работ по созданию атомного оружия в Великобритании, затем в США. Нобелевская премия (1935).

Черенков Павел Александрович (1904-90) – физик, академик АН СССР (1970), Герой Соц. Труда (1984). Экспериментально обнаружил новое оптическое явление (излучение Черенкова-Вавилова). Труды по космическим лучам, ускорителям. Гос. пр. СССР (1946, 52, 77). Нобелевская премия (1958).

Шавлов Артур Леонард (1921-) – американский физик. Обосновал возможность создания лазера (1958, совм. с Ч.Таунсом). Предложил (независимо от А.М.Прохорова и Р.Дикке) использовать в лазерах интерферометры Фабри-Перо, а также рубин в качестве рабочего тела. Труды по радио- и оптической спектроскопии, сверхпроводимости. Нобелевская премия (1981, совм. с Н.Бломбергенем) за вклад в развитие лазерной спектроскопии.

Шапиро Иосиф Соломонович (1918-99), физик, чл-к. РАН (1968). Труды по теории ядерных реакций, внутренней конверсии, несохранению чётности и ядерным взаимодействиям, квазиядерным системам. Предсказал барионий.

Шапиро Фёдор Львович (1915-73), физик, ч.-к. АН СССР (1968). В 1945-1958 гг. работал в Физическом институте АН СССР, с 1959 - заместитель директора лаборатории нейтронной физики ОИЯИ. Труды по ядерной и нейтронной физике. В 1968 впервые получил пучок ультрахолодных нейтронов и экспериментально подтвердил эффект их полного отражения при любых углах падения. Участник создания импульсного реактора на быстрых нейтронах. Впервые создал систему, сочетающую импульсный реактор с электронным инжектором. Гос. пр. СССР (1971).

Шрёдингер Эрвин (1887-1961) – австрийский физик-теоретик, один из создателей квантовой механики, иностранный член-корр.(1928) и почётный член (1934) АН СССР. Разработал (1926) так называемую волновую механику, сформулировал её основное уравнение (уравнение Шрёдингера), доказал её идентичность матричному варианту квантовой механики. Труды по электродинамике, статистической физики, элементарным частицам, теории относительности, биофизике, философии. Нобелевская премия 1933.

Штарк Йоханес (1874-1957) – немецкий физик. Открыл (1913) расщепление спектральных линий в электрическом поле (эффект Штарка). Во время гитлеровского режима активный нацист. Нобелевская премия (1919) За открытие эффекта Доплера в канальных лучах и расщепления спектральных линий в электрических полях.

Штеенбек Макс (1904-81) - немецкий физик, член АН ГДР (1956), иностранный член АН СССР (1966). Родился в Киле, там же окончил университет. В 1928-1945 работал в фирме «Сименс-Шукерт», в 1945-1956 - в научно-исследовательских институтах СССР. С 1956 - профессор Иенско-го университета, в 1956-1959 - директор Института магнитной электродинамики. С 1965 - президент Научного совета ГДР. Дважды лауреат Национальной премии ГДР. Работы посвящены физике газовых разрядов, полупроводникам, астрофизике, электродинамике, физике плазмы, магнитогидродинамике, прикладной физике, разделению изотопов, ядерной энергетике.

Штерн Отто (1888-1969) – физик. Родился в Германии, с 1933 в США. Разработал метод молекулярных пучков, измерил (1920) скорость теплового движения молекул газа (опыт Штерна), доказал (1922) существование пространственного квантования (опыт Штерна-Герлаха). Открыл (1929) дифракцию атомов и молекул, измерил (совместно с О.Фришем) магнитный момент протона. Нобелевская премия (1943) за вклад в развитие метода молекулярных пучков и открытие магнитного момента протона.

Щербаков Дмитрий Иванович (1893-1966), геолог, академик АН СССР (1953). Труды по геологии и геохимии редких металлов и радиоактивных элементов. Внёс значительный вклад в геологическое изучение Средней Азии. Лен. Пр. (1965).

Щербаков Иван Александрович (1944-), физик, ч.-к. РАН (1998). Труды по оптике и лазерной физике. Исследовал явления переноса энергии электронного возбуждения, что позволило вести направленный поиск новых лазерных материалов.

Щёлкин Кирилл Иванович (1911-68), физик, ч.-к. АН СССР (1953), Герой Соц. Труда (1949, 51, 54). Труды по физике горения и детонации, роли турбулентности в этих процессах. Предложил

теорию спиновой детонации. Один из руководителей работ по созданию отечественного ядерного оружия. Гос. пр. СССР (1949, 51, 53), Лен. Пр (1958).

Эйнштейн Альберт (1879-1955) физик-теоретик, один из основателей современной физики, иностранный член-корр. РАН (1922), иностранный почётный член АН СССР (1926). Родился в Германии, с 1893 жил в Швейцарии, с 1914 – в Германии, в 1933 эмигрировал в США. Создал частную (1905) и общую (1907-16) теорию относительности. Автор основополагающих трудов по квантовой теории света: ввёл понятие фотона (1905), установил законы фотоэффекта, закон фотохимии (Закон Эйнштейна), предсказал (1917) индуцированное излучение. Развил статистическую теорию флуктуаций, создал квантовую статистику Бозе-Эйнштейна. С 1933 работал над проблемами космологии и единой теории поля. В 30-х годах выступал против фашизма, войны, в 40-х годах – против применения ядерного оружия. В 1940 подписал письмо президенту США об опасности создания ядерного оружия в Германии, которое стимулировало американские ядерные исследования. Один из инициаторов создания государства Израиль. Нобелевская премия (1921) за труды по теоретической физике, особенно за открытие законов фотоэффекта.

Эплтон Эдуард Виктор (1892-1965) – английский физик, ректор Эдинбургского университета (с 1949). В 1924 совместно с англ. физиком М.Барнеттом экспериментально обнаружил слой ионосферы, отражающий радиоволны. Предложил магнитоионную теорию ионосферы, внёс вклад в развитие радиолокации. Нобелевская премия (1947).

Юри Гарольд Клейтон (1893-1981) – американский физик и физикохимик. Открыл дейтерий (1932). Труды по химии и разделению изотопов, гео- и космохимии, астрофизике, проблемам возникновения жизни. Нобелевская премия (1934).

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 3. РАЗВИТИЕ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ В РАЗНЫХ СТРАНАХ: Германия

Содержание

1. ХРОНИКА СОБЫТИЙ	1
2. ДЕЙСТВИЯ РАЗВЕДОК	12
3. ДОСТИЖЕНИЯ ГЕРМАНИИ В РАЗВИТИИ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ	14
4. ПРИЧИНЫ НЕУДАЧ	16
5. ОПЕРАЦИЯ ПЕЙПЕР КЛИПС	26
6. ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ ГЕРМАНИИ ПОСЛЕ ВОЙНЫ	27

Первой страной, которая пытались создать атомное оружие, была Германия. Страна располагала соответствующими условиями: необходимые производственные мощности в химической, электротехнической, машиностроительной промышленности и цветной металлургии; финансовые средства; материалы общего назначения; достаточные знания в области физики атомного ядра; ученые с мировым именем и изобретатели (Г.Гейгер и М. фон Арденне, К.Дибнер и др.).

Замечание. К немецкой научной школе 20-го века относятся такие лауреаты Нобелевской премии, как физики: В.Рентген (За открытие лучей, названных его именем, 1901), Ф. Ленард (За работы по катодным лучам, 1905), М. фон Лауэ (За открытие дифракции X-лучей кристаллами, 1918.), М. Планк (За открытие кванта энергии, 1914), Й.Штарк (За открытие эффекта Доплера в канальных лучах и расщепления спектральных линий в электрических полях, 1919), А. Эйнштейн (За вклад в теоретическую физику и в особенности за открытие закона фотоэлектрического эффекта, 1921), Г.Герц (За исследование столкновения электронов с атомами, 1925), В. Гейзенберг (За создание квантовой механики, 1932), В. Гесс (За открытие космического излучения, 1936), П.Дебай (За вклад в наши знания о молекулярной структуре через его исследования дипольных моментов и дифракции рентгеновских лучей и электронов в газах, О. Штерн (За вклад в развитие метода молекулярных пучков и открытие магнитного момента протона, 1943), М. Борн (За фундаментальные исследования в квантовой механике, в особенности за статистическую интерпретацию волновой функции, 1954), В. Боте (За метод совпадений и сделанные с его помощью открытия, 1954), Р.Мёссбауэр (За открытие гамма-резонансной спектроскопии, 1961), Й.Йенсен (За создание оболочечной модели ядра, 1963); и химики: Г. Хевеши (За использование изотопов как индикаторов и открытие гафния, 1943), г. О. Ган и Ф.Штрассман (За открытие реакции деления ядер урана нейтронами, 1944).

1. Хроника событий

Коротко остановимся на хронологии развития работ в Германии по атомному проекту.

Декабрь 1938 – эксперимент Гана и Штрассмана (Берлин) по делению урана медленными нейтронами.

Начало 1939 – встреча в Лейпциге Гейзенберга и Вайцзеккера (научных руководителей будущего уранового проекта) и обсуждение ими перспектив реакции цепного деления тяжёлых элементов.

24 апреля 1939 - письмо в высшие военные инстанции Германии за подписью профессора Гамбургского университета П. Гартека и его ассистента доктора В. Грота, в котором указывалось на принципиальную возможность создания нового вида высокоэффективного взрывчатого вещества. «Та страна, которая первой сумеет практически овладеть достижениями ядерной физики, приобретет абсолютное превосходство над другими».

29 апреля 1939 - первое обсуждение проблем ядерной физики под эгидой имперского министерства науки, воспитания и народного образования по поручению руководителя специального отдела физики имперского исследовательского совета - профессора А. Эзау. На обсуждение вопроса «о самостоятельно распространяющейся ядерной реакции» были приглашены П. Дебай, Г. Гейгер, В. Боте, Г. Гофман, Г. Йос, Р. Дёпель, В. Ханле, В. Гентнер и руководитель исследовательского отдела Управления армейского вооружения профессор Э. Шуман.

Замечание. Управление армейского вооружения не случайно проявляло интерес к ядерным исследованиям. В научном отделе этого управления работал К. Дибнер, окончивший университет в Галле, где он занимался вопросами экспериментальной ядерной физики под руководством профессора Гофмана. Задачей Дибнера была проверка реальности использования в военных целях радиоактивных излучений, с помощью которых предполагали инициировать взрывы боеприпасов на большом расстоянии. Это были так называемые «лучи смерти», но техническое осуществление идеи оказалось невозможным. Дибнер следил за всеми новинками технической литературы, отыскивая в ней все то, что можно было бы использовать для совершенствования армейского вооружения или создания его новых видов. Именно Дибнеру было передано на заключение письмо П. Хартека и В. Грота, которое он рассмотрел, привлекая физиков из берлинских институтов. По просьбам Дибнера Управление армейского вооружения (подчиняющееся командующему армией резерва генералу Фромму), не дожидаясь принятия официального решения высших военных властей, начало самостоятельные ядерные исследования. Дибнер - армейский специалист по взрывчатым веществам - был неплохим физиком-экспериментатором и еще с 1934-го трудился на нужды Управления по вооружению Сухопутных войск. В частности, он известен разработками кумулятивных боеголовок ракет и сотрудничеством с Вернером фон Брауном. С 1939 года ученый привлекается к работе в Экспериментальном ведомстве Сухопутных войск в Куммерсдорфе под Берлином, где возглавил отдел атомной физики. С 1943 – заместитель Герлаха.

Июнь 1939 - сооружение под руководством Дибнера первой в Германии реакторной сборки на полигоне Куммерсдорф в Готтове под Берлином (в качестве замедлителя нейтронов используется парафин). Руководство управления освобождает Дибнера от выполнения всех побочных работ и поручает ему заниматься только вопросами ядерной физики, создав для этого специальное отделение. Разработка обширной программы действий.

Июнь 1939 - сотрудник Химического института Общества кайзера Вильгельма 3. Флюгге информирует общественность о возможности создания атомного оружия, публикуя в журнале «Натурвиссеншафтен» популярную статью «Возможно ли техническое использование энергии атомного ядра?», где говорит об огромной мощи и взрывном характере ядерных реакций. Например, 1 м^3 окиси урана массой 4 т достаточно для того, чтобы поднять в воздух за сотую долю секунды на высоту 27 км примерно 1 км^3 воды массой в 1 млрд. т. Флюгге предупреждал, что в мире появился новый фактор, влияющий на политику, экономику, на всю общественную жизнь. Этот фактор - атомная энергия.

Август 1939 Флюгге публикует еще одну статью о ядерных проблемах, на этот раз в газете «Дойче альгемайне цайтунг», выходящей массовым тиражом.

25 августа 1939 - решение о признании Физического института объектом I категории, который «должен продолжать свою деятельность в полном объеме и после объявления мобилизации» (директором института в то время был голландец П. И. В. Дебай, которого сразу после начала войны сменил Дибнер, а в 1941 – Гейзенберг).

Середина сентября 1939 - главное командование армии принимает решение о начале работ по созданию атомного оружия. Руководство работами поручено Управлению армейского вооружения, а ведущей организацией был назначен Физический институт Общества кайзера Вильгельма (Берлин). Курт Дибнер и Лейпцигский физик Эрик Багге, ассистент профессора Вернера Гейзенберга, в соответствии с приказом намечают "рабочий план по производству опытов для практического использования деления ядра". В пределах этой программы каждому специалисту были указаны свои задачи. В. Гейзенберг и К. Ф. фон Вейцекер - ведущие немецкие атомные теоретики - обязывались работать над теоретическими проблемами.

26 сентября 1939 в Берлине, в Управлении армейских вооружений, происходит совещание ведущих физиков Германии. Присутствуют К. Дибнер, П. Гартек, Г. Гейгер, З. Флюгге, И. Маттаух, Э. Багге, В. Боте и Г. Гофман. Позже были приглашены В. Гейзенберг и К. фон Вайцеккер. Задачи поставил руководитель управления, председатель совещания Баше. Он сказал, что с учетом полученных из-за рубежа сведений необходимо наметить план производства оружия нового вида. Участники совещания согласились с необходимостью решения поставленной перед ними задачи. Флюгге кратко изложил содержание своей статьи в «Натурвиссеншафтен». Гартек заявил, что он полностью убежден в технической возможности получения атомной энергии. Боте предложил подготовить рабочие программы. Общую точку зрения выразил профессор Гейгер (изобретатель счетчика ионизирующих излучений). Он сказал: «Господа! Если существует хотя бы незначительный шанс решения поставленной задачи, мы должны использовать его при всех обстоятельствах». Было принято решение засекретить все работы, имеющие прямое или косвенное отношение к урановой проблеме (Таким образом, именно в Третьем рейхе ядерная тематика впервые получила официальный статус приоритетного направления военных исследований). Осуществление программы было возложено на Физический институт Общества кайзера Вильгельма (Берлин), Институт физической химии Гамбургского университета. Физический институт Высшей технической школы (Берлин), Физический институт Института медицинских исследований, Физико-химический институт Лейпцигского университета и на другие научные учреждения. Вскоре число институтов, занятых исследованиями в рамках Уранового проекта, достигло 22. Управление армейского вооружения подчиняет себе Физический институт, изымая его из ведения Общества кайзера Вильгельма.

Замечание. Участники совещания не видели больших трудностей в решении поставленных задач и без оговорок приняли ориентировочный срок разработки ядерного оружия, установленный Управлением армейского вооружения - 9-12 месяцев.

Октябрь 1939 – оформление «Уранового союза» ("Uranverein", что переводится часто как «Урановый клуб» или «Урановое общество») - неформального объединения примерно 100 ученых различных институтов и университетов – призванного решать урановую проблему. Руководил проектом один из выдающихся физиков, Вальтер Герлах, а Вернер Гейзенберг, молодой блестящий немецкий физик и нобелевский лауреат, стал его главным теоретиком. Вся последующая деятельность германских физиков-атомщиков отныне должна была вестись по планам так называемого уранового проекта. Координационным научным центром соответствующих исследований стал Физический институт Общества кайзера Вильгельма, выполнявшего в ту пору роль Национальной академии наук. Физическому институту были приданы лучшие силы физиков-ядерщиков Гамбургского, Лейпцигского и Гейдельбергского университетов, а также опытно-конструкторских организаций. По послевоенному свидетельству К. фон Вайцеккера, «Урановый союз» сосредоточил свою деятельность исключительно на строительстве реакторов для выработки энергии. О создании атомной бомбы не помышляли и никогда не приступали к ее изготовлению.

Замечание. Ядерными исследованиями в рейхе занимался не один лишь «Урановый союз». Эти работы проводились в Германии по меньшей мере еще в четырех научных заведениях – управлениях по вооружению Сухопутных войск, вооружению военно-морского флота, люфтваффе и рейхсминистерстве почты. Тесная кооперация между рейхсминистерством почты (министр Онезорге, физик фон Арденне), СС (Гимлер) и группой Дибнера стала решающей для последней фазы разработки германского атомного проекта.

Осень 1939 - выделение средств и размещение заказов в промышленности. Все исследования финансировало управление армейских вооружений, возглавляемое известным физиком Эрихом Шуманом, который хорошо понимал сложности проблемы создания ядерного оружия. Крупнейший концерн «ИГ Фарбениндустри» начинает наработку шестифтористого урана, пригодного для получения обогащенного урана изотопом 235. Этот же концерн начинает

сооружение полупромышленной установки (г. Леверкузен) по разделению изотопов урана (в виде его летучих соединений) методом термодиффузии.

Замечание. Установка была простой: две концентрические трубы, одна из которых, внутренняя, нагревалась, а вторая, наружная, охлаждалась. Между трубами должен был подаваться газообразный шестифтористый уран. При этом более легкие изотопы (уран-235) должны были бы подниматься вверх быстрее, а более тяжелые (уран-238) медленнее, что позволило бы отделять их друг от друга. Эта установка была названа по именам ее создателей — Клузиуса-Диккеля— и достаточно надежно и давно работала по разделению изотопов ксенона и ртути. В начале 1940 г. был вычислен порядок величины массы ядерного заряда, необходимой для успешного осуществления ядерного взрыва,— от 10 до 100 кг. Зная производительность установки Клузиуса— Диккеля, немецкие ученые не считали это количество слишком большим. В последствии оказалось, что метод термодиффузии практически не пригоден для разделения изотопов урана и от него пришлось отказаться.

Конец 1939 - Гейзенберг проводит опыты по сооружению атомного реактора (Uranbrenner – урановая топка, она же – урановая машина).

6 декабря 1939 – письменный доклад Гейзенберга отделу вооружения армии «О возможности технического получения энергии при расщеплении урана». Эту работу можно считать первой общей концепцией урановой машины, именуемой теперь урановым или атомным реактором. В докладе утверждается, что самый верный метод конструирования такой машины состоит в обогащении изотопа ^{235}U . Этот метод - единственный для получения взрывчатых веществ, разрушительная сила которых будет на несколько порядков превосходить известные сильнейшие взрывчатые вещества. Для выработки энергии можно использовать и обычный уран, без обогащения, если его соединить с другим веществом, которое могло бы замедлить нейтроны, не поглощая их. Вода для этой цели не подходит. По имеющимся данным, этого можно достичь с помощью тяжелой воды или очень чистого графита. Гейзенберг дал обзор работ Бора, Ферми, Сциларда и др., работ по исследованию конструкционных материалов, проведенных в Берлине, Лейпциге и Гейдельберге, и результатов своих исследований и (а также Дёпсла, Боте, Йенсена и Хартека) свойств замедлителей. Проанализировав полученные экспериментальные данные и проведя необходимые теоретические расчеты, Гейзенберг делает вывод: «В целом можно считать, что при смеси уран — тяжелая вода в шаре радиусом 60 см, окруженном водой (1000 кг тяжелой воды и 1200 кг урана), начнется спонтанное выделение энергии». Одновременно Гейзенберг рассчитал параметры другого реактора, в котором уран и тяжелая вода не смешивались, а располагались слоями. «Процесс расщепления подержится долгое время», если установка будет состоять из слоев урана толщиной 4 см и площадью 1 м², перемежаемых слоями тяжелой воды толщиной 5 см, причем после трехкратного повторения слоев урана и тяжелой воды необходим слой чистого углерода (10-20 см), а весь реактор снаружи должен быть окружен слоем чистого углерода.

Зима 1940 - промышленность Германии получает заказ на изготовление небольших количеств урана, а Управление армейского вооружения дает поручение на приобретение необходимого количества тяжелой воды в норвежской фирме «Норск-Гидро». Во дворе Физического института в Берлине для подтверждения расчетов Гейзенберга начинается сооружение реакторной сборки (в качестве замедлителя нейтронов используется парафин).

5 января 1940 – подписание договора между Управлением армейского вооружения и Обществом кайзера Вильгельма о передаче Физического института Управлению армейского вооружения. По существу это был договор между армией и наукой о разработке атомного оружия. Д

Замечание. Это был «золотой век» немецкого Уранового проекта. Все удавалось его участникам. Армия взяла руководство проектом в свои руки. Открылся надежный источник финансирования. Промышленность безоговорочно принимала заказы на оборудование и материалы. Объемы предстоящих работ были невелики и, судя по началу, должны были в скором времени завершиться созданием ядерной бомбы. Увы! Длился этот век всего пять месяцев!

1940 – начало неприятностей. Установка по разделению изотопов методом термодиффузии не позволила наработать уран-235. Привлечены Хартек, Йенсен, Грот, а также сам автор метода

Клузиус. Испытывались различные варианты сечений и длин труб, изменялся способ нагрева (паром и электричеством), пытались сделать трубы из кварца. В начале 1941 было признано, что разделение изотопов урана методом Клузиуса— Диккеля невозможно. Ставка на один метод привела к тому, что немецкие ученые потратили год на бесплодные эксперименты.

Май 1940 - теоретический отчет П. Мюллера «Условия для применимости урана в качестве взрывчатого вещества». В работе исследовано, насколько минимально должен быть обогащен изотоп урана-235, чтобы он мог действовать в качестве взрывчатого вещества. Вывод: чтобы получить действенное взрывчатое вещество, необходимо обогатить изотоп урана-235 так сильно, чтобы превзойти резонансное поглощение урана-238.

1940 - в речи по случаю оккупации Франции Гитлер даёт установку на сокращение производства боеприпасов.

Весна 1940 – решение проблемы обеспечения Проекта урановым сырьём: оккупация Бельгии, где было захвачено урановое сырьё, привезенное туда ранее из Бельгийского Конго и Катанги (было захвачено 1200 тонн готового рудного концентрата окиси урана, то есть почти половина его мирового запаса в ту пору). Этих запасов хватило для выполнения работ - в общей сложности из Бельгии в Германию вывезли более 3500 тонн урановых солей, из которых к концу войны было получено 15 тонн металлического урана. О запасах урана можно судить по таким фактам: рейхсминистр А.Шпеер в 1943 передал армии 1200 т урана на производство бронестрелковых снарядов, взамен ставшего дефицитным вольфрама, США вывезла из Германии 1100 т урановой руды, а также 1,5 т металлического урана, а СССР уже в мае 1945 – 300 тонн.

Замечание. Рудные месторождения в самой Германии и на оккупированных ею территориях были разработаны очень слабо. Да и потребность в уране в Германии в начале XX в. была очень невелика: он шел лишь на изготовление огнеупорных красок и керамики. Позже из урановой руды стали извлекать радий. На территории Германии, в Баварии, возле Наббурга, в 1933-1934 гг. добывалось очень небольшое количество урановой руды попутно с основным продуктом— плавиковым шпатом. На оккупированных территориях имелись два источника получения урана. На железорудном месторождении Шмидеберг в Силезии были известны очень небольшие залежи урановой руды. Более крупным и наиболее освоенным было месторождение в Яхимове, на территории оккупированной Чехословакии, оно разрабатывалось с 1850. В некоторых рудных жилах этого месторождения имелась урановая смоляная руда с большим содержанием урана, но мощности разрабатываемых пластов были невелики, вследствие чего объем добычи был незначителен. Яхимовское месторождение удовлетворяло потребности первых лабораторий в уране, но для получения промышленных количеств руды нужны были значительные капитальные вложения для увеличения его добычи.

Осень 1940 – предписание ученым от Управления армейского вооружения форсировать исследования. Создание двух направлений работ: поиск соединений урана, пригодных для разделения изотопов, и разработка методов обогащения. В Лаборатории неорганической химии Высшей технической школы в Мюнхене Хибер исследует карбонильные соединения урана. В Химическом институте Боннского университета Ш. Монт изучает соединения урана с хлором. В Физико-химическом институте Лейпцигского университета Хейн работает над органическими соединениями урана. В Институте органической химии Высшей технической школы в Данциге Г. Альберс исследует урановые алкоголяты.

Конец 1940 - разработка новых методов обогащения: масс-спектрометрический, метод изотопного шлюзования, метод ультрацентрифугирования. Рассмотрение перспектив других методов разделения изотопов урана. Наиболее перспективным методом разделения изотопов урана немцы считали метод центрифугирования, работами по которому руководил Гартек.

Замечание. Немецкие ученые не использовали хорошо им известный метод обогащения урана-235 с помощью диффузии газообразного соединения урана через пористую перегородку (из-за его очень высокой энергоёмкости и стоимости). Этот способ разработан в Германии в 30-х годах, и именно он был использован в США для получения урана-235. Немецкие ученые знали о работах американцев в этом направлении, но предпринять ничего не могли из-за скудости ресурсов военного времени. Приходилось изобретать что-то более простое и дешёвое. Масс-спектрометрический метод также не привёл к успеху.

Установка Вальхера (Киль) оказалась несовершенной, а более продвинутый масс-спектрометр инженера-изобретателя барона Манфреда фон Арденне так и не был построен.

Замечание. Работы М. фон Арденне (будущего директора Физического института в Сухуми, лауреата Гос.премий СССР), субсидировало министерство почт, возглавляемое известным нацистом, другом Гитлера Онезорге. И сам генерал-почмейстер Онзеронге и его близкий друг – личный фотограф Гитлера – пытались убедить Фюрера в перспективах атомной энергетики (в качестве двигателей средств доставки почты, крейсеров и подводных лодок) и атомного оружия. Лаборатория Арденне располагалась в его частном доме (вилле) под Берлином. В ней работало два десятка сотрудников. Всю войну лаборатория изготавливала электромагнит; до сооружения вакуумной камеры электромагнитного масс-сепаратора дело не дошло.

Конец 1940 - второй удар по Урановому проекту. В Берлине Гейзенберг проводит эксперимент по созданию реакторной сборки на основе выполненных им ранее расчетов. Для установки построена Внешняя лаборатория во дворе Физического института, в стороне от основного здания, поскольку Гейзенберг в первом же опыте ожидал возникновения цепной реакции и связанного с нею мощного радиоактивного излучения. Установка представляла собой алюминиевый цилиндр высотой и диаметром 1,4 м, в который было уложено попеременно 14 слоев окиси урана и 13 слоев парафина в качестве замедлителя. В центре цилиндра помещался радиоводебориллиевый источник нейтронов. Весь цилиндр опускался в шахту, заполненную водой. Всего в опыте использовалось около 5,5 т необогащенного оксида урана. Проводили опыт непосредственно Гейзенберг, Вайцеккер и Виртц. Но эта попытка не привела к эффективному размножению нейтронов и не вызвала появления цепной реакции. Стало ясно, что теоретические расчеты неверны и предстоит много поработать над определением действительно необходимого количества ядерного топлива - урана и повышением его качества, а также над выбором замедлителя нейтронов и конструкционных материалов.

Конец 1940 - немецкие ученые убеждаются в необоснованности своего оптимизма не только в деле получения урана-235, но и в вопросе быстрого осуществления цепной ядерной реакции.

Середина 1940 - теоретическое рассмотрение процессов, происходящих в ядрах атомов урана при обстреле их нейтронами, приводит Вайцеккера к важному выводу: в атомном реакторе ядро атома урана-238, захватив нейтрон превращается в уран-239, который распадается за 2,3 мин. с образованием нового элемента. Возникший радиоактивный элемент с периодом 2,33 дня распадается на новый элемент. Этот последний по склонности к делению похож на уран-235 и может быть применен как для создания взрывчатого вещества, так и сооружения очень малого реактора. Новый элемент Вайцеккер назвал «элемент 94». Теперь его называют плутонием (Экспериментально плутоний впервые был получен Кеннеди, Сиборгом, Сегре в США на рубеже 1940-41, в виде изотопа ^{238}Pu при облучении урана-238 ускоренными до 14 Мэв дейтронами; делящийся изотоп ^{239}Pu синтезирован в атомном реакторе в 1941).

17 июля 1940 в отчете «Возможность получения энергии из урана-238», Вайцеккер обобщает свои первые выводы.

Декабрь 1940 - под Берлином заработал на полную мощность завод фирмы "Ауэргезельшафт", наладивший производство металлического урана.

1941 - Вайцеккер оформляет патентную заявку на способ превращения урана-238 в «элемент 94»: Способ по взрывному получению энергии и нейтронов при расщеплении «элемента 94», характеризующийся тем, что изготовленный «элемент 94» доставляется к месту, например к бомбе, в таком количестве, что нейтроны, возникающие при расщеплении, расходуются в подавляющем большинстве на инициирование нового расщепления и не покидают вещество. Там же обоснована возможность отделения этого элемента от урана химическими методами. Прекрасно понимая важность своего открытия и его военное значение, Вайцеккер немедленно сообщает об этом военным властям.

Август 1941 - Ф. Хоутерманс, человек с нелегкой судьбой, крупный физик, несколько позже Вайцеккера (и независимо от него) пришедший к концепции плутониевой бомбы, пишет отчет «К вопросу об инициировании цепной ядерной реакции» (отчёт опубликован в 1942 г. в Докладах об

изысканиях почтового ведомства), в котором даёт полный расчет атомной бомбы на основе трансураниевых элементов.

1941 – активизация работ по созданию ускорителей, в основном – типа циклотрона, как важного инструмента ядерных исследований.

Замечание 1. Внимание к циклотрону стимулировалось тем, что, впервые плутоний был получен на этом ускорителе. Однако, оружейный плутоний-239 нарабатывается не на ускорителях, а на атомных реакторах, использующих реакцию деления урана тепловыми нейтронами. Так что строительство циклотронов было напрасным отвлечением средств, выделяемых на Урановый проект.

Замечание 2. В годы войны в Германии сооружались циклотроны для Физического института Лейпцигского университета, Физического института, Института медицинских исследований в Гейдельберге и для лаборатории М. фон Арденне в Берлине. В 1943 г. обсуждалась возможность сооружения циклотрона большой мощности по предложению, сделанному профессором Делленбахом, при поддержке министерства вооружения и боеприпасов, но этот вариант реализован не был. Попытки построить циклотрон для Физического института Лейпцигского университета начались еще в 1931, но в связи с недостаточным финансированием без успеха продолжались шесть лет. После назначения в апреле 1937 директором Физического института профессора Г. Гофмана планы сооружения циклотрона обрели некоторую реальность. Первое предложение о помощи в сооружении циклотрона Гофман получил от фирмы «Сименс и Гальске» (19 января 1938). К выполнению заказа фирма готовилась тщательно и даже послала своих специалистов - Герца и Шютца в ноябре 1938 в командировку в США для изучения опыта в строительстве и эксплуатации циклотронов. Поездка была удачной, и проект циклотрона был скорректирован с учетом новейших американских достижений. Но после открытия О. Гана, в начале февраля 1939, циклотроном заинтересовался концерн «ИГ Фарбениндустри». Споры между фирмами привели к тому, что к 1944 циклотрон не был запущен. Циклотрон был построен, но 20 февраля 1944 в здание института попала фугасная бомба. Гофман вскоре нашел полностью защищенную от бомбежек заброшенную горную выработку в 30 км от Лейпцига, в местечке Клостер-Хольц. Была составлена новая смета на приспособление старых шахт и монтаж циклотрона. Работы начались, но фронт быстро приближался к Лейпцигу. О монтаже циклотрона не могло быть и речи. Нервы Гофмана не выдержали, и он потерял рассудок. В мае 1944 г. состоялся пробный пуск циклотрона в институте профессора Боте. В числе почетных гостей были А. Шпеер и А. Фёглер. Но пуско-наладочный период затянулся, а потом циклотрон был поврежден при бомбардировке. В Урановом проекте был допущен крупный промах в отношении использования французского циклотрона. При оккупации Франции немцы получили в свое распоряжение почти готовый к пуску циклотрон в Париже, в лаборатории Фредерика Жолио. Немецкие ученые участвовали в наладке, пуске и эксплуатации циклотрона, но не проводили на нем исследований в рамках Уранового проекта (из-за секретности!).

1941 – выбор замедлителя для атомного реактора – тяжелой воды, D₂O. (В лабораторных экспериментах использовался дейтерированный парафин – весьма эффективный замедлитель нейтронов, далеко превосходящий по этому показателю графит. В реакторе, запускаемом в конце войны, использовался комбинированный замедлитель – тяжёлая вода и графит).

Замечание. Часто неудачу Германии в создании атомного оружия видят в неправильном выборе замедлителя, причём обоснование этого выбора видят в ошибке Бозе. То и другое абсолютно не верно: выбор замедлителя был сделан совершенно правильно, а Бозе никаких ошибок не делал. Немцам прекрасно были известны свойства замедлителей быстрых нейтронов: обычной воды, тяжелой воды, чистого углерода, парафина (обычного и дейтерированного), древесины, графита, бериллия и многих других. Они быстро пришли к правильному выводу, что наилучшим замедлителем из этого ряда является графит, поскольку масса углерода сильно отличается от массы нейтрона, и потеря импульса нейтрона на графите гораздо меньше, чем на дейтерии. Этой же точки зрения придерживаются сейчас все атомщики мира (Тот факт, что в США и России первые промышленные реакторы были графитовыми, никак не отражается на сделанном выводе). Достаточно сказать, что практически все реакторы на современных АЭС являются водо-водяными, т.е. используют для замедления воду, причём обычную воду. Тяжелая же вода по сравнению с обычной обладает важнейшим преимуществом: реактор с таким замедлителем работает на необогащённом уране! (Сейчас лучший в мире тип энергетического реактора – канадский реактор КАНДУ работает как раз на необогащённом уране и на тяжёлой воде). Это позволяет полностью отказаться от разделения изотопов урана! А мы знаем, что американские заводы по разделению изотопов урана диффузионным методом, мало того, что были необычайно дороги и энергоёмки, они занимали территорию в 15 км в поперечнике. Построй Германия такой завод – он бы в шесть секунд был уничтожен авиацией противника. Поэтому выбор тяжёлой воды в качестве замедлителя был совершенно правилен: реактор на тяжёлой воде компактный, мало материалоемкий, не требует обогащённого топлива.

Кроме того, производство тяжёлой воды было хорошо отлажено на электролизном заводе в Норвегии, в то время находящейся под полным контролем Германии. Другое дело, что тяжёлая вода намного дороже графита (хотя и производство графита реакторной чистоты на редкость трудоёмкое дело), что она производилась на крайне ограниченном числе предприятий, что ее доставка была сложна. Графитовые замедлители конструктивно гораздо проще, нежели система, основанная на тяжелой воде. Хотя бы потому, что из тугоплавкого графита можно делать цилиндрические стержни. По этой причине первые реакторы были графитовыми. Однако в стратегическом смысле основное преимущество тяжёлой воды с лихвой перекрывает все преимущества графита: топливо на базе природного урана гораздо дешевле обогащённого и не требует строительства гигантских разделительных заводов.

Теперь о роли экспериментов Боте по определению величины пробега медленных нейтронов в графите. Боте действительно исследовал графит, но не чистый, а промышленный электрографит фирмы «Сименс». Ожидалось, что длина пробега нейтрона в графите составит около 70 см, но она оказалась почти в 2 раза меньше. Боте сделал вывод, что исследованный им образец графита сильно загрязнен примесями (азотом или водородом, но скорее всего – бором) и его нельзя рекомендовать для строительства атомного реактора. Его заключение справедливо и сегодня, ибо, как известно, даже самое малое содержание бора в графите выедает нейтроны. Результаты опытов Боте и Ханле были изложены ими в апреле-июне 1940 в отчетах. Впоследствии эти опыты были перепроверены многими учеными на графите другого происхождения и на других углеродсодержащих материалах. Был точно измерен пробег медленных нейтронов в чистом графите, и уже к 1941 было показано, что он вполне может быть использован в реакторостроении. Всё же по целому ряду причин (см. выше) он был отвергнут в пользу тяжёлой воды. Лишь в конце войны немцы стали применять реакторостроения и графит и тяжёлую воду.

1939-41 - борьба за тяжёлую воду. Для проверки свойств тяжелой воды как замедлителя Управление армейского вооружения осенью 1939 г. поручило концерну «ИГ Фарбениндустри» приобрести 25 кг тяжелой воды. Заказ поступил в фирму норвежскую фирму «Норск-Гидро» уже после того, как она продала французам 180 кг тяжелой воды. Фирма приняла немецкий заказ и выполнила его даже с некоторым превышением: в первой половине 1940 г., т. е. еще до оккупации Норвегии, в Германию поставлено 27 кг тяжелой воды. После захвата Норвегии в мае 1940 г. в военно-хозяйственный штаб Норвегии была направлена телеграмма с требованием расширить производство тяжелой воды. Однако Управление армейского вооружения медлило с выдачей заказа на приобретение тяжелой воды и не давало поручения на расширение ее производства. Выход из положения был найден представителями концерна «ИГ Фарбениндустри». Они стали просто упаковывать тяжелую воду в обычные посылки и направлять ее как груз большой скорости на поездах в нейтральную Швецию, откуда они переправлялись в Германию на склады «Фарбениндустри». Производство тяжелой воды в Норвегии увеличилось, и в 1941 г. Германия получила 500 кг этого важнейшего продукта.

Замечание. В 1940 единственный в мире завод по промышленному производству тяжелой воды действовал в поселке Веморк близ города Рьюкан (в срединной части южной Норвегии, примерно в 180 км к западу от Осло), на базе мощной гидроэлектростанции, принадлежавшей норвежской фирме "Норск-гидро". Процесс образования тяжёлой тяжелой воды идёт при разложении пресной воды электрическим током на водород и кислород. Основной продукт завода не столько тяжёлая вода, сколько газообразный водород, используемый для заполнения аэростатов заграждения и в химической промышленности. Тяжелая вода, представляющая собой оксид дейтерия (D_2O), хуже поддается разложению и остается в жидком виде. Она тяжелее обычной, не имеет цвета и запаха, безвредна для здоровья. Для получения одного литра тяжелой воды требуется подвергнуть электролизу 6700 литров обычной воды.

1940-41 - начало производства фирмами «Ауэргезельпафт» и «Дегусса» порошка свободного от вредных примесей металлического урана (производство литого урана ещё не было освоено).

Август-сентябрь 1941 в Лейпциге, Гейзенберг, Вайцеккер и Дёпель добились положительного результата размножения нейтронов на реакторной установке, использующей металлический уран и тяжёлую воду, что послужило доказательством протекавшей в массе урана цепной реакции. Эта реакция еще не была самоподдерживавшейся, но опытное подтверждение реальности цепной реакции стало фактом. Давая позже оценку лейпцигскому опыту, Гейзенберг писал: «В сентябре 1941 г. перед нами открылся путь — он вел нас к атомной бомбе».

25 августа 1941 - первое свидетельство цепной ядерной реакции.

Конец августа 1941 – в связи с успешным наступлением в России и близким окончанием войны, запрет Гитлера на любые военные разработки, не готовые к внедрению в течение года. Сокращение финансирования Уранового проекта, ракет типа ФАУ и др.

1941 – встреча Гейзенберга с Бором в Копенгагене (Дания). Попытка Гейзенберга договориться о всемирном моратории на разработку атомного оружия. Бор, пораженный и испуганный работой Германии в области освоения атомной энергии и использования её в военных целях, сообщает об этом компетентным властям Англии, невольно стимулируя развитие подобных работ в США.

27 ноября 1941 – формулировка «программы Гейзенберга». Гейзенберг предлагал все работы по Урановому проекту разделить на необходимые, важные и неважные. Необходимыми он считал только такие, которые делают возможным строительство в кратчайший срок одного действующего реактора; важными те, которые могут повысить качество работы реактора. Гейзенберг определил конкретные количества необходимых ему материалов: от 5 до 10 т тяжелой воды, от 5 до 10 т металлического урана в слитках. К программе прилагались два документа, расшифровывающие детали плана: «Получение тяжелой воды и связанные с этим задачи» и «Проведение большого промежуточного опыта с металлическим ураном и тяжелой водой». Реальность программы Гейзенберга не вызывает сомнений. Теперь дело было за получением больших количеств металлического литого урана и тяжелой воды. Нет сомнения, что объединенные усилия промышленных концернов и военных властей обеспечили бы ученых всем необходимым, но к этому времени в действие стали вступать новые факторы, не зависевшие от воли нацистов.

Декабрь 1941 – совещание, созванное Управлением армейского вооружения, по рассмотрению состояния дел в Урановом проекте. Совещание не прояснило обстановку, не приняло никаких практических рекомендаций и предложило ученым провести теоретическую конференцию, на которой они смогли бы подвести итоги работ и подготовиться к обоснованию планов Уранового проекта перед руководством вооружения армии.

Начало 1942 - крупная реорганизацию военно-промышленного хозяйства Германии, проведенная Гитлером.

Март 1942 - министр вооружения и боеприпасов Шпеер становится еще и военным уполномоченным по четырехлетнему плану. Он, обладая фактически ничем не ограниченными диктаторскими полномочиями, получил право приказывать всем без исключения министерствам проводить или прекращать те или иные работы и исследования.

Замечание. Глава военной промышленности третьего рейха, архитектор-декоратор А. Шпеер сформулировал свои принципы и задачи на страницах геббельсовского официоза «Дас райх»: «Энергичное применение самых суровых наказаний; за проступки, карать каторжными работами или смертной казнью. Война должна быть выиграна». Под его руководством военная промышленность Германии поставляла на фронт непрерывным потоком самолеты, танки, снаряды... Были построены подземные заводы и верфи, неуязвимые от авиации противника. Активно шло производство «оружия воздействия» - ракет ФАУ-2 и истребителей с реактивными двигателями. Однако недостаточное внимание к развитию радарных систем в конечном счёте привело к поражению Германии.

26 - 28 февраля 1942 в Берлине на Грюнвальдштрассе проходит конференция участников ядерных исследований. На повестке дня было восемь докладов по ядерной физике. Первым стоял доклад Э. Шумана «Ядерная физика как оружие». Заканчивалось это совещание докладом А. Эзау «Расширение масштабов работ в области ядерной физики: с привлечением правительственного аппарата и промышленности». На совещание были приглашены министр науки и образования Руст, рейхсмаршал Г. Геринг, фельдмаршал В. Кейтель, а также только что назначенный министр вооружения и боеприпасов Шпеер, шеф гестапо Гиммлер и руководитель партийной канцелярии Борман. Ган, Гейзенберг, Боте и Хартек познакомили присутствовавших с перспективами своих работ. Конференция подвела итоги проведенных исследований и сформулировала задачи на будущее. В ее резолюции говорилось: «Развитие экспериментальных работ определяется сегодня темпами обеспечения материалами. При наличии необходимого количества металлического урана и тяжелой воды будет сделана попытка создать первую самостоятельно действующую машину -

чисто исследовательскую установку. Ее успешная работа выдвинет три задачи: 1) оформление машины в промышленную установку; 2) техническое, особенно военно-техническое, применение машины; 3) производство уранового взрывчатого вещества». В связи с решением первой и второй задач обсуждались проблемы применения тепла реактора в паровой машине, создания судовых двигателей (для крейсера и для подводных лодок, так как атомные установки не требуют кислорода), создания атомных двигателей для самолетов и наземного транспорта (в том числе для крупных танков). Для воплощения в жизнь третьей задачи был необходим в большом количестве «элемент 94». Главным условием решения всех задач было проведение большой подготовительной работы. В понятие «подготовительные работы» ученые вкладывали решение финансовых вопросов, подготовку обученных сотрудников для исследований и использования в промышленности, расширение производства тяжелой воды и металлического литого урана.

Апрель 1942 - создание Совета вооружения, призванного решать все вопросы разработки оружия в Германии. В его состав вошли Мильх, Фромм, Витцель, Лееб, Фёглер и др.

4 июня 1942 – расширенное совещание (Доме Харнака, штаб-квартире Института Кайзера Вильгельма в Берлин-Далеме) Совета вооружений с участием учёных и разработчиков Wunderwaffe («чудо-оружия»), к которому относили ракеты типа «Фау», межконтинентальные и атомные бомбы) с целью определения приоритетных направлений в области вооружений. Совещание созвано имперским министром вооружения и боеприпасов А.Шпеером по рекомендации руководителя вооружения вермахта генерал-полковника Фромма и президента Общества кайзера Вильгельма, руководителя «Стального треста» Феглера. Среди присутствовавших на совещании были представители всех родов войск: фельдмаршал Мильх, генерал-полковник Фромм (ведавший поставками вооружений), адмирал Витцель, прямой заказчик ядерных разработок начальник Управления армейского вооружения генерал фон Лееб. Ученые были представлены В. Гейзенбергом, О. Ганом, К. Дибнером, П. Гартеком, К. Виртцем и др. На совещании присутствовали руководители Общества кайзера Вильгельма Фёглер и Тельшов. Участники пытались выяснить конкретные сроки создания ядерного оружия и его применения. Фромм считал, что «война только тогда будет иметь перспективу, когда Германия приобретет оружие, которое сможет уничтожить целый город или вывести из строя английский остров». Фромм знал состояние работ по Урановому проекту и, недовольный результатами, предпринял меры по форсированию исследований. Он задался целью подключить к финансированию проекта и льготному обеспечению его материалами имперское министерство вооружения и боеприпасов. Докладывал Гейзенберг как научный руководитель Уранового проекта. Гейзенберг доходчиво изложил содержание понятия «ядерные превращения», остановился на перспективах, подчеркнув, что «исследования за предыдущие три года не дали возможности высвободить для технических целей то большое количество энергии, которое сосредоточено в атомном ядре». Были предложены варианты применения атомной энергии и обсуждена перспектива получения взрывчатого вещества. О путях извлечения урана-235 он сказал, что «еще не достигнут окончательный прогресс»; о плутониевом варианте: «По положительным результатам, полученным в последнее время, не исключается, что сооружение уранового реактора и способ, указанный Вайцзеккером, однажды могут привести к получению взрывчатого вещества, которое превзойдет по своему действию все известные до сих пор в миллион раз». Итог исследований, теоретических и экспериментальных, - вывод о возможности создания "уранового котла" с тяжелой водой в качестве замедлителя цепной реакции. Для создания "котла" с непрерывной цепной реакцией, позволяющего нарабатывать уран-239, необходимо 10 тонн металлического урана и 5 тонн тяжелой воды. В этом случае атомная бомба могла стать реальностью не ранее, чем через 2 года и то при оказании всемерной поддержки. Столь длительный срок В.Гейзенберг объяснял как отсутствием специалистов-ядерщиков (они были в армии), так и слабой технической базой (в распоряжении у немцев был один маломощный циклотрон). На вопрос фельдмаршала Мильха о возможных размерах атомной бомбы, способной разрушить город, Гейзенберг ответил, что заряд будет «не больше ананаса», и для наглядности показал размеры руками. Хотя решение об

интенсивном развитии Уранового проекта не было принято, Шпеер оказал проекту поддержку: были выделены денежные средства, фонды на дефицитные материалы, утверждены минимальные сроки строительства бункера для атомного реактора в Берлине, изготовления металлического урана и поставки оборудования для разделения изотопов.

23 июня 1942 – доклад Шпеера Гитлеру о мерах по обеспечению армии вооружением. Вопрос об атомном оружии (он представлялся Шпееру несущественным) он включил лишь шестнадцатым пунктом доклада и ограничился следующей записью в своем дневнике: «Коротко доложил фюреру о совещании по поводу расщепления атомов и об оказанном содействии». Именно тогда Гитлер впервые получил конкретную информацию о планах создания атомного оружия: Шпеер сообщил ему, что для этого потребуется не менее пяти лет, но точно не объяснил, что оно будет собой представлять и какова будет его разрушительная сила.

В 1942 в Германии сложилась ситуация, которая исключала возможность создания атомной бомбы: немецко-фашистские войска терпели поражения, промышленность была перегружена военными заказами, авиация союзников все чаще совершала налеты на немецкие города. И хотя ученые действовали в прежнем направлении, они не могли наверстать время, упущенное в 1940-1941 гг., тем более что Шпеер и Совет вооружения не решились безоговорочно принять и поддержать программу Гейзенберга.

Март 1943 - Управление армейского вооружения отказывается от работ по Урановому проекту: они передаются в ведение имперского исследовательского совета. Руководителем ядерных разработок был начальник отдела ядерной физики имперского исследовательского совета А. Эзау, затем его сменил В.Герлах (Герлах руководил исследованиями в области ядерной физики в Третьем рейхе начиная с декабря 1943 года и до окончания войны, его заместителем был Дибнер). При этом полностью сохранилась преемственность целей, ранее поставленных перед учеными главным командованием армии.

8 мая 1943 - доклад руководителя планового управления имперского исследовательского совета В. Озенберга (в связи с получением соответствующих разведывательных данных из США) Герингу, что и в Германии проводится работа над созданием урановой бомбы.

Начало 1943 – серьёзное повреждение норвежского завода по производству тяжёлой воды, возобновление производства при невозможности доставить продукт в Германию. Проектирования завода по производству тяжелой воды в Германии. Дочерняя фирма концерна «ИГ Фарбениндустри» проектирует установку мощностью 5 т тяжелой воды в год. В связи с отсутствием сырья (воды с 1% концентрацией D₂O), фирма «Монтекатини» (Италия) предоставляет немцам электролизный завод в Марленго. Высадка в Италии союзников по антигитлеровской коалиции срывает эти планы.

Середина 1943 – промышленный выпуск заводом фирмы «Дегусса» литых кубиков металлического урана. (Основным подрядчиком по изготовлению урана была фирма «Ауэргезельпафт». На своем заводе в Ораниенбурге она проводила только очистку окиси урана, а изготовление металлического урана поручила фирме «Дегусса»).

1943 - нахождение способа защиты металлического урана от коррозии.

Осень 1943 года – приказ А.Шпеера остановить работы по созданию атомного оружия. Дано разрешение только на строительство уранового реактора для возможного оснащения боевых кораблей. Прекращение поставок из Португалии вольфрама – лигирующей добавки для стали. Изъятие из Уранового проекта и передача на военные заводы 1200 тонн урана для замены вольфрама в производстве противотанковых снарядов – мощный удар по нарождающейся ядерной индустрии. Конец работ по атомной бомбе Германии.

Конец 1943 – повреждение завода «Дегусса» бомбардировками (1944 – возобновление производства литого урана, затем прекращение в связи с уничтожением завода). Всего промышленность Германии передала Урановому проекту 3,5 т металлического литого урана, что далеко не соответствовало потребностям ученых. Существовавшее в течение всех военных лет

производство металлического урана практически не обеспечивало Урановый проект сырьем ни по количеству, ни по качеству.

Декабрь - 1943 заводы фирмы «Дегусса» выдают первые литые кубики урана для опыта Дибнера в Куммерсдорфе.

Январь 1944 - Гейзенберг получает литые пластины для большой реакторной сборки в Берлине. Строительство специального бункера для реактора.

Начало 1944 - приведение в действие имперской службы безопасности для получения атомной информации была. Полученная по каналам разведки информация была полезной. В частности, последние реакторные сборки сооружались уже с широким использованием графита.

Октябрь 1944 – доклад группы Дибнера с описанием принципов конструкций урановой и плутониевой бомб (под условными обозначениями UB I и UB II).

Конец 1944 – начало «большого опыта» - испытание созданного на основе исправленных расчетов Гейзенберга реактора с использованием металлического литого урана, большего, чем прежде, количества тяжелой воды и графита. Начало эвакуации - отправка на юг Германии, во Фрайбург, Хайгерлох и Тайльфинген, всего оборудования и сотрудников института, не участвующих в опыте. Гейзенберг большую часть времени проводит в бункере, наблюдая за монтажом реактора и контрольных приборов. Основным его помощником теперь был Виртц, поскольку Вайцеккер еще раньше получил пост директора института в Страсбурге. Вайцеккер продолжал работать над проблемами Уранового проекта и взял с собой для этого копии всех научных отчетов о выполненных ранее работах. Надежно заглубленный бункер предохранял от воздушных налетов; техники спали прямо на рабочих местах. Последний эксперимент 1944 в Берлине имел шифр В-VII. Активная зона реактора монтировалась внутри контейнера из магниевых сплава. Всего в контейнер было уложено почти 1,5 т металлических урановых слитков с расстоянием между пластинами в 18 см. Между пластинами залили 1,5 т тяжелой воды. Магниевый контейнер укутали снаружи графитовыми брикетами для отражения вылетающих из активной зоны нейтронов, на что пошло почти 10 т графита, и опустили в большой алюминиевый бак. Эксперимент прошел успешно – удалось добиться самоподдерживающегося режима работы реактора. Коэффициент размножения нейтронов заметно возрос, что немецкие ученые совершенно справедливо отнесли на счет графитового отражателя. К этому же времени относится первый успех в реакторных экспериментах на полигоне Куммерсдорф. Группа Дибнера (всего пять человек) также применила металлический уран и существенно повысила коэффициент размножения нейтронов.

Январь 1945 - подготовка следующей сборки - реактора В-VIII, который должен был стать критичным. Эксперимент готовили в три смены, не прекращая работы ни днем, ни ночью. Наконец реактор был готов, и эксперимент назначили на 29 января. Но уже за несколько дней до этого стало ясно, что оставаться в Берлине невозможно. Советские войска приблизились вплотную к городу, на горизонте не исчезало зарево пожаров, вода не подавалась, постоянно отключали свет.

31 января 1945 - спешный демонтаж всего оборудования и отправка его на юг Германии, в Баварию. В Хайгерлохе, в пещере, реактор собрали вновь, однако время было потеряно. На Эхинген и Хайгерлох двигались французские войска. Американское подразделение «Алсос» спешило опередить французов. Небольшая моторизованная ударная группа, которая без боя вступила в Эхинген и Хайгерлох за 18 час до того, как туда прибыли французские войска, захватила группу немецких физиков. В подземной ядерной лаборатории американцы нашли недостроенный ядерный реактор. Через несколько дней, реактор был взорван вместе с пещерой.

Начало мая 1945 - капитуляция фашистской Германии: конец Уранового проекта.

2. Действия разведок

Разведка Германии периодически докладывала о работах, ведущихся в сфере атомного оружия в Англии и США. Некоторые идеи усваивались немцами (например, перспективы плутония-239 и возможности чистого графита, как замедлителя), но в целом, они игнорировали угрозу: вплоть до конца войны, немцы были уверены, что опережают американцев.

Разведка союзников достаточно хорошо была осведомлена о работах, проводимых в Германии. Англичане к концу войны были убеждены в невозможности создания немецкого атомного оружия. Американцы подходили к этому вопросу более осторожно, хотя и они считали, что немцы не пойдут дальше лабораторных испытаний.

Замечание 1 Военная разведка США создала специальную миссию «Алсос» (греч. «алсос» то же, что англ. “grove”, т.е. – роща, лесок), которая имела целью перехватить (в т.ч. и у своих бывших союзников по антигитлеровской коалиции) результаты немецких работ по созданию атомной бомбы и других перспективных научных разработок, а главное – не допустить, чтобы все это попало в СССР. Миссией руководили полковник Борис Пуш, сын митрополита русской православной церкви в Сан-Франциско, и физик Гоудсмит. Миссия создавалась совместно с отделом G-2 армии, “Манхэттенским проектом”, руководимым генералом Гровсом, Бюро научных исследований и разработок (OSRD), руководимым Ваневаром Бушем, и военно-морскими силами. Миссии собирала информацию о различных научно-исследовательских направлениях германских исследований как то: “Урановая проблема”, “Бактериологическое оружие”, “Организация вражеских научных исследований”, “Исследования по аэронавтике”, “Неконтактные взрыватели”, “Германские исследовательские центры управляемых ракет”, “Участие министерства Шпеера в научных исследованиях”, “Химические исследования”, “Исследования по получению горючего из сланцев” и “Прочие исследования, представляющие разведывательный интерес”. О степени секретности миссии можно судить по тому обстоятельству, что урановый проект хранили в тайне даже от весьма высокопоставленных американцев; в каждой из организаций, с которыми миссия имела дело только один или два работника имели некоторое представление об ее истинных задачах. А на завершающем этапе операции в Европу был откомандирован руководитель органов безопасности всего “Манхэттенского проекта” полковник Лансдейл. Спецслужбы США внимательно следили за работами немецких учёных. В частности был разработан план (Гровса – Оппенгеймера) похищения и даже физической ликвидации Гейзенберга в случае, если будут обнаружены явные признаки работы его группы над бомбой. В подчинении у офицеров миссии «Алсос» не было солдат. Они не участвовали в боевых операциях, однако всегда держались поближе к передовым частям, особенно к ведущим бои за промышленные центры или в местах, где располагались немецкие научные учреждения. Офицеры миссии «Алсос» появлялись в захваченных районах вслед за передовыми американскими частями, и первое, что они делали,— набирали воду из всех естественных водоемов в бутылки, для проверки на радиоактивность. Когда на занятой территории оказывалось какое-либо научное учреждение, офицеры миссии прежде всего стремились добыть списки его сотрудников. Миссия была обеспечена подробными и точными сведениями о лабораториях и заводах Германии, которые могли быть привлечены к участию в атомном проекте. В ее распоряжении находились досье на всех крупных европейских ученых. Когда американские войска заняли Страсбург, разведчики «Алсоса» бросились в здание Физического института, руководимого Вайцзеккером. Они обнаружили много документов, которые свидетельствовали о том, что Германия вела работы в области атомной энергии. Вместе с документами американцы захватили четырех физиков и отправили их в местную тюрьму. В последующие дни были арестованы еще несколько ученых, в том числе восемь физиков, работавших в Физическом и Химическом институтах Общества кайзера Вильгельма. «Охотились» не только за выдающимися учеными-физиками. В США были переправлены немецкие инженеры и техники – специалисты по вооружению. После захвата в Страсбургском университете группы немецких ученых (61 человек) миссия «Алсос» установила, что секретные германские лаборатории, связанные с осуществлением Уранового проекта, сосредоточены к югу от Штутгарта, возле городка Хейсинген, который должны были занять французы. «Я вынужден был пойти на довольно рискованную операцию, которая получила потом название „Обман“,— пишет генерал Гровс. - Американская ударная группа двинулась наперерез передовым французским подразделениям, раньше их вышла в район Хейсингена и удерживала его до тех пор, пока нужные люди будут захвачены и допрошены, письменные материалы разысканы, а оборудование уничтожено». Ворвавшись в Хейсинген и Тайльфинген раньше французов, американцы интернировали виднейших немецких физиков— О. Гана, М. Лауэ и К. Вайцзеккера, Багге, Коршинга и Виртца, конфисковали документы, демонтировали экспериментальный урановый реактор в Хайгерлохе и даже взорвали пещеру в скале, где он находился. Миссия «Алсос» по захвату немецких ядерных центров и ученых-атомников закончила свое первое расследование в Хейсингене и собиралась к отъезду, как вдруг Вайцзеккер преподнес «сюрприз»: он решил открыть местонахождение основного тайника с важными документами. Так американцы получили полный комплект секретных отчетов о результатах немецких исследований по урану. Последним был схвачен Гартек. Два сотрудника миссии «Алсос» без разрешения

проникли в английскую оккупационную зону, в Гамбург, и вывезли оттуда Гартека на автомашине в Париж. Гровс уточняет задачи миссии: «На этом этапе мы беспокоились о том, чтобы информация и ученые не попали к русским». Генерал раскрывает секрет «одной из стратегических бомбардировок Германии». Завод концерна «Ауэргезельпафт» в Ораниенбурге, который к концу войны наладил производство металлического урана, располагался в «пределах зоны, которую должны были оккупировать русские. Поэтому по инициативе Л. Гровса 13 марта 1945 г. (за несколько дней до занятия Ораниенбурга Советской Армией) завод подвергся налету 612 «летающих крепостей», сбросивших на него 1506 т фугасных и 178 т зажигательных бомб. К концу войны большая группа учёных (10 человек), захваченных миссией Алсос, была эвакуирована в Англию. Среди них Ган, Гейзенберг, Герлах, Дибнер, фон Лауэ, Боте (Когда Гейзенберг оказался на территории, захваченной советскими войсками, он сел на велосипед и благополучно перебрался в американскую зону оккупации). Миссия "Алсос" весной 1945 года захватила 1100 т урановой руды (вывезенной немцами из Бельгийского Конго в 1940 году), а также 1,5 т металлического урана и почти весь запас тяжелой воды.

Замечание 2. Главное разведывательное управление СССР (начальник И.Ильичёв) получало довольно подробную информацию о работах в рамках Уранового проекта Германии. Попытки скомпрометировать ведущих немецких учёных-ядерщиков в глазах нацистских властей успеха не имели. Советской разведке было известно о двух испытаниях мощных бомб (по не подтвержденным данным – атомным), проведенных в Германии. До советского руководства была доведена также оценка их эффективности немецкой стороной: использование подобного оружия на Восточном фронте нацисты считали бессмысленным. И.Ильичев писал в докладе в Кремль: "Эти бомбы могут замедлить темпы нашего наступления". Однако он не допускал возможности перелома в войне с помощью этих бомб. С данными разведки был ознакомлен И.Курчатов. В отчёте (30 марта 1945) он даёт краткое описание конструкции немецкой атомной бомбы, предназначенной к транспортировке на "Фау-2." Конструкция бомбы массой не более одной тонны была разработана (вероятно, группой Курта Дибнера) в Германии к концу 1944-го. Это была имплозионная бомба, как и взорванный первым в пустыне Аламогродро американский "Толстяк", но не из плутония-239, а из урана-235. Необходимое количество этого материала немцы так и не наготовили, хотя природного металлического урана у них до конца войны хватало на сотню бомб. Курчатов отнесся к полученной информации о бомбах и испытании их «грязных» прототипов довольно скептически и потребовал от разведки дополнительных подтверждений. Они не были даны.

3. Достижения Германии в развитии ядерной индустрии

Подведём итог работ по немецкому урановому проекту.

Германии не удалось создать полноценное атомное оружие, однако, немецкие учёные и инженеры достигли в овладении ядерной энергии выдающихся успехов. «Остается лишь удивляться,— писали американские исследователи Уранового проекта А. Вейнберг и Л. Нордхейм,— что столь небольшая и изолированная от всех группа ученых достигла столь многого в таких неблагоприятных условиях». В условиях блокады, отсутствия сырья, под непрерывными бомбежками, уничтожившими чуть ли не все заводы, немецкие учёные неуклонно шли к поставленной цели. Согласно современным оценкам, до создания атомной бомбы им оставалось два года, т.е. если бы не поражение, немцы создали атомную бомбу быстрее СССР, Англии и Франции. А «грязная» бомба у них, по-видимому, уже была.

В Германии ученые осуществили необходимые теоретические и экспериментальные исследования атомных реакторов. Были точно измерены пробеги и величины захвата нейтронов (как быстрых, так и медленных) в различных материалах, правильно оценена критическая масса урана-235. Промышленность освоила технологию производства металлического урана необходимой чистоты. Исследовались различные методы получения урана-235, были созданы опытные образцы ультрацентрифуг, опробованы пилотные установки всех существующих методов разделения изотопов. Значительно улучшена технология получения тяжелой воды, начато производство графита реакторной чистоты. Построены четыре циклотрона. Со стратегической точки зрения правильно выбрана схема гетерогенного реактора на тяжелой воде, не требующего обогащения природного урана. Построен ядерный реактор и выведен на самоподдерживающийся режим. Немецкие ученые самостоятельно открыли плутоний и теоретически обосновали его способность

к делению под действием тепловых нейтронов. Были начаты исследования по освоению энергии термоядерного синтеза.

Замечание. Германии не удалось создать транспортабельное ядерное оружие, но, возможно, ею была создана «грязная» атомная бомба. В марте 2005 в издательстве Deutsche Verlags-Anstalt вышла книга «Hitlers Bombe. Die geheime Geschichte der deutschen Kernwaffenversuche» («Бомба Гитлера. Тайная история испытаний ядерного оружия в Германии»). Автор книги – немецкий историк профессор Райнер Карльш утверждает что незадолго до окончания второй мировой войны фашистская Германия была близка к созданию атомной и даже водородной бомбы. Он базируется на отчётах Советского ГРУ и некоторых свидетелей проведения мощных взрывов в Тюрингии и на острове Рюген, в результате которых погибли несколько десятков или, может быть, сотен человек -узников концлагерей. Разведка считала эти взрывы – ядерными. Поскольку радиус действия испытанных снарядов составлял всего 500 метров, то И.Курчатов усомнился в их ядерной природе. Р.Карлош утверждает, что испытаны были не «настоящие» атомные бомбы, типа сброшенных на японские города, а комбинированные ядерные устройства. Устройство содержало количество урана-235 существенно ниже критического. Критическая масса, тем не менее, создавалась в ходе взрыва имплозивной схемой (Метод имплозии – взрыв во внутрь, при котором развиваются чрезвычайно высокие температуры и давления – немецкое изобретение, Теория имплозии была разработана ещё в начале 1940-х годов немецкими инженерами Г.Гудерлеем и К.Дибнером, а также К. Фуксом (конструктором американской А-бомбы, также выходцем из Германии). Американцы, как известно, использовали две схемы: пушечную (движение двух кусков урана навстречу друг другу) а урановой бомбе и имплозивную – в плутониевой. Немцы применили имплозию, но не на плутонии, а на уране (в этом случае для начала цепного процесса можно использовать не чистый, а 20% и даже 14% уран-235). Схема имплозии и наличие отражателей нейтронов (рефлекторов) позволяют существенно снизить требуемое количество урана-235.

Но Р.Карлош идёт дальше – он утверждает, что испытанное в конце войны устройство было комбинированным: оно сочетало в себе деление тяжёлых элементов и синтез лёгких, т.е. сочетало черты атомной и водородной бомб!!! Испытаниями ведал известный взрывотехник К.Дибнер.

Термоядерный синтез, как таковой, был хорошо известен в Германии. Еще в 1937 году о нём писал Вейцзекер, сумевший в 25 лет стать классиком астрофизики, построив теорию термоядерного горения вообще и звезд (несверхновых) в частности, Солнца в том числе. К нему пришла и идея водородной бомбы, которую уже предрекал, но более интуитивно, английский астрофизик Артур Эддингтон еще в начале 30-х. А в 1939 немецкий профессор Г.Бете опубликовал научную статью с описанием термоядерных реакций внутри звезд. Причем его расчеты показывали, что выделение энергии при термоядерном синтезе намного превосходит энергию распада урана. К тому же, для термоядерного синтеза нет понятия «критической массы» - реакцию можно возбудить *в сколь угодно малом* количестве водорода. Звездная астрономия подсказала немцам путь к созданию термоядерной бомбы. Здесь, однако, была одна проблема. Для начала термоядерной реакции требуются совершенно экстремальные условия – температура в несколько миллионов градусов и давление в миллионы атмосфер. В современном термоядерном оружии такие условия создает взрыв атомной бомбы. И тут Дибнер – известный изобретатель противотанковых кумулятивных снарядов и «фауст-патрона» - предложил неожиданный выход - требуемые условия можно получить в зоне столкновения встречных кумулятивных взрывов обычного взрывчатого вещества. Руководитель ядерной программы Германии профессор Герлах по достоинству оценил предложение Дибнера. Именно он составил отчет «Вопрос производства ядерной энергии отличным от расщепления урана путем». По его инициативе на полигоне в Куммерсдорфе в мае 1944 начались эксперименты по получению неуправляемой термоядерной реакции. В ходе экспериментов Дибнер сумел получить сверхвысокую температуру и давление с помощью кумулятивных взрывов тротила. Более того, он разработал совершенно правильную конструкцию бомбы – в тротильный цилиндр помещался серебряный шар, заполненный дейтерием). При взрыве тротила сходящиеся к центру кумулятивные струи сжимали шар и повышали температуру в нем до миллиона градусов. Впрочем, термоядерная реакция, видимо, не пошла. Даже миллиона градусов оказалось недостаточно для начала синтеза гелия из дейтерия. Дибнер не знал, что в бомбе его конструкции дейтерий не может служить источником термоядерной реакции. Для него нужны гораздо более высокие температуры, дать которые способен лишь взрыв атомной бомбы. Бомба, сконструированная Дибнером, могла взорваться лишь при условии, что вместо дейтерия использовался бы тритий. Тогда к началу 1945 немцы получили бы водородную бомбу. Поскольку трития в нужных количествах не было, то немцам удалось изготовить лишь «грязную» атомную бомбу – мечту террориста,

основное назначение которой – загрязнение территории высокорadioактивными продуктами и вызов паники у населения. Прав ли Карлош или нет, станет ясно после опубликования всех архивов 2-ой Мировой войны.

Германия в период 1940-1941 могла организовать свою атомную промышленность на основе еще не разрушенных войной металлургических и химических предприятий: в ту пору она имела в своем распоряжении нужное количество сырья, материалов, финансов и рабочей силы. Однако время было упущено.

4. Причины неудач

Коротко остановимся на причинах неудач германского Уранового проекта.

Основные причины лежат в организации работ: отсутствовало единое руководство, единство цели и координация деятельности различных учреждений. Существенную роль сыграли личные качества людей, руководивших Урановым проектом, а также взаимоотношения теоретиков и практиков в учёной среде. Руководство Германии знало об Урановом проекте и санкционировало его. Оно с самого начала выразило свое положительное отношение к ядерным исследованиям. Гитлер был знаком с проектом создания атомного оружия. Однако Гитлер не смог оценить его перспектив и не принял в свое время надлежащих мер к тому, чтобы создать необходимую научную базу для реализации Уранового проекта и ускорить производство атомного оружия. Приоритет был отдан развитию ракетной техники: созданию мощных ракет дальнего действия (в том числе – межконтинентальных) и первых в мире реактивных самолётов. А также подводных лодок дальнего плавания.

Замечание. Некоторые аналитики полагают, что концентрирование сил на ракетной технике и самолётов с реактивными двигателями (в конкретных условиях ведущейся войны) в ущерб атомной, - преимущество, а не недостаток военной идеологии Германии.

С точки зрения организации науки, в Германии всегда существовали проблемы, связанные с отсутствием должной государственной координации научной деятельности, низким качеством информационного обеспечения научной работы и разобщенностью коммерческих научных подразделений.

Руководители Германии всегда смотрели на науку, как на нечто их не касающееся. Это видно хотя бы из того, что самый незначительный из всех германских министров - Руст - был министром науки. Характерно, что этот «министр науки» за всю войну, которая больше, чем все другие, была войной техники, ни разу не был на докладе у главы государства. Да и сам Гитлер разговаривал с ведущими деятелями науки в последний раз в 1934 году, когда у него на приеме был Макс Планк, просивший разрешить своим коллегам евреям продолжать начатые ими крупные научно-исследовательские работы.

Парадокс в том, что в «государстве фюрера», которое насильно подчиняло себе даже самые частные области жизни, не было создано настоящей всеобъемлющей, планирующей в государственном масштабе научной организации, которая возглавила бы всю исследовательскую работу. На деле имелось лишь множество частных учреждений, работавших каждое в своей области и, в сущности, независимых друг от друга. Координации в их работе не было почти никакой. Если такое положение еще можно допустить в мирное время, то в военное время оно привело к роковым последствиям.

В Германии существовал большой научный сектор в системе высших учебных заведений, к которому принадлежали университеты и высшие технические учебные заведения. Сюда же входили и 30 научно-исследовательских институтов Общества кайзера Вильгельма, выполняющего роль Академии наук. Эти учреждения организационно подчинялись министерству науки, воспитания и просвещения. В этой сети, охватывавшей тысячи ученых, имелся свой научно-исследовательский совет, который состоял из представителей различных областей науки: (физики, химии, горного и литейного дела, медицины и т.д.). Каждый член совета являлся руководителем определенной группы ученых одного профиля и должен был направлять планирование и научно-исследовательскую деятельность этой группы.

Наряду с такой учебной научно-исследовательской организацией существовал совершенно независимый промышленный научно-исследовательский сектор. Сюда относились лаборатории крупных промышленных предприятий, например концернов Фарбениндусти, Цейса, Сименса, Всеобщей компании электричества, Осрама, Телефункена и др., которые, располагая крупными собственными средствами, высококвалифицированными специалистами и аппаратурой, отвечающей современным техническим требованиям, могли работать с большей производительностью, чем институтские лаборатории, не имевшие зачастую самых необходимых средств, чтобы осуществлять свои изыскания. Научно-исследовательская организация промышленности была независимой, не нуждалась в помощи какого-либо министерства, государственного научно-исследовательского совета или других ведомств, занимающихся вопросами контингентов. Эта организация работала для себя, и при этом - за закрытыми дверями. Следствием этого было то, что ученый-исследователь какого-либо высшего учебного заведения не только ничего не знал, но даже и не подозревал о тех исследованиях, открытиях и усовершенствованиях, которые производились в промышленных лабораториях. Так получалось потому, что любому концерну было выгодно из соображений конкуренции хранить изобретения и открытия своих ученых в тайне. В результате знания текли не в общий большой котел и могли принести для общего дела лишь частичный успех.

Третьей крупной научной организацией был научно-исследовательский аппарат вооруженных сил. Но и этот аппарат был не единым, а опять-таки расколотым на части, разбросанные по отдельным видам вооруженных сил. Люди, понимавшие революционную роль науки и техники в современной войне и требовавшие единого руководства научно-исследовательской работой и работой по усовершенствованию, настаивали на том, чтобы общее руководство осуществлял генеральный штаб, но перевеса они не получили. При реорганизации вооруженных сил оказалось, что каждый вид вооруженных сил - армия, авиация и морской флот (а позднее даже и отряды «СС») - создал свое собственное управление вооружений. Так возникло управление вооружений сухопутной армии со своими собственными исследовательскими учреждениями и опытными полигонами; так появился при главном командовании ВМФ самостоятельный отдел исследований, усовершенствований и патентов; так было создано техническое управление при главном командовании ВВС с хорошо оснащенными научно-исследовательскими и испытательными станциями.

Замечание. В Германии армия не могла возглавить Урановый проект (как это, например, было сделано в США). Дело в том, что вооружённые силы Германии были разделены на рода войск и не имели единого Штаба. У Гитлера было три Генеральных штаба! Вооруженные силы Германии были разделены на три вида вооруженных сил, каждый из которых имел свое главное командование: сухопутных войск (ОКХ), авиации (ОКЛ) и флота (ОКМ). Каждый из трех главнокомандующих имел свой собственный Генеральный штаб, сам планировал войну и разрабатывал необходимые виды оружия. А еще было независимое от всех командование войск СС со своим собственным штабом. Наличие трех Генеральных штабов, да еще и командования СС, вело к тому, что Германия была вынуждена вести одновременно четыре разные войны. Не удивительно, что и работы по Урановому проекту были расплывены по разным военным структурам.

Кроме того, имелся еще целый ряд частных, самостоятельных исследовательских учреждений. Например, исключительно хорошо оснащенные институты имперской почты, которые занимались не только усовершенствованиями в области техники связи на дальних расстояниях, но и уделяли много внимания вопросам ядерной физики, проблемам инфракрасных лучей, электронной микроскопии и множеству других важных в военном отношении областей науки.

Известный приказ Гитлера о неразглашении тайн и секретов, изданный в начале войны и разрешавший отдельному человеку знать только то, что касалось его непосредственно, а также, выражаясь осторожно, «благородная» борьба за первенство между видами вооруженных сил способствовали тому, что отдельные области исследования все больше и больше изолировались друг от друга, ухудшая этим общее положение дел в науке. Ученым в лабораториях высших учебных заведений было почти невозможно получить информацию даже о самой незначительной

части научных и экспериментальных работ, проводившихся в аппарате вооруженных сил. Отдельному исследователю высшего учебного заведения была вверена лишь маленькая частица всей мозаики, отнюдь не дававшая ему представления об общей картине развития.

Главный недостаток организации немецкой науки – отсутствие инстанции, которая бы обобщала результаты исследований всех научных секторов, руководила ими и направляла полученные данные в распоряжение тех учреждений, где они приносили наибольшую пользу как для военных, так и для гражданских целей. Всем научно-исследовательским работам в Германии недоставало связующего центрального органа, который суммировал бы опыт ученых и на его основе руководил бы их исканиями. Немецкая наука и техника были лишены головы, вместо нее имелись лишь отдельные связующие нервные волокна и примитивные координационные органы.

Государственный научно-исследовательский совет не имел никаких полномочий и полных сведений о том, что происходило вне сферы его влияния. И все же по собственной инициативе своих работников и по поручению различных управлений вооружений он подготовил и провел более 10 тыс. исследовательских работ, получивших у военных заслуженное признание.

Другим руководящим органом было Управление развития экономики, созданное согласно четырехлетнему плану Геринга и обслуживавшее 25 институтов, предусмотренных этим планом. Ассигнованные ему для этих целей крупные денежные средства ревностно использовались «только для целевого исследования», и бедствующие научно-исследовательские институты высших учебных заведений, выполнявшие до сих пор основную научную работу, не получили от них ни гроша. Поэтому в кругах научных сотрудников высших учебных заведений Управление развития экономики в насмешку называли «управлением развития концернов».

В 1939 году политические руководители Германии надеялись на кратковременную войну. Они, и в частности Геринг, резко выступали за то, что война должна быть выиграна тем оружием, с которым она была начата. Новые усовершенствования, которые «созрели для фронта» лишь в последующие годы, считались не представляющими интереса. Ученые, работы которых находились лишь в самой начальной стадии и которым еще требовались годы, чтобы добиться результатов, полезных для войны, не представляли для правительства никакой практической ценности. Поэтому ученые были отнесены к той категории людских резервов, из которых черпались пополнения для фронта. Несколько тысяч высококвалифицированных ученых, в том числе незаменимые специалисты по исследованиям в области высоких частот, ядерной физики, химии, моторостроения и т.д., были еще в начале войны призваны в армию и использовались на низших должностях и даже в качестве рядовых солдат. В век, когда один ученый-исследователь может иметь для ведения войны такое же важное значение, как армия, разбазаривание этого человеческого материала не могло пройти бесследно для Германии.

Если, несмотря на это общее положение, в результате долгих научных исследований были все же созданы новые виды вооружения, новые искусственные материалы, открыты новые научные методы и новые профили науки, то за это следует благодарить, конечно, не жалкую организацию «руководителей», а только отдельных людей, которые во всех областях науки работали с полной отдачей своих сил и способностей.

После войны с Францией, в середине 1940, Гитлер специальным правительственным распоряжением запретил проведение исследований, которые не могли дать положительного результата в ближайшее время. Этот приказ оказался почти смертельным не только для авиации (в 1939 году уже имелся проект конструкции реактивного истребителя) и радаров, но и для Уранового проекта. В самые продуктивные годы начала войны, Урановый проект финансировался в основном Министерством науки и образования, бедным в условиях войны, как церковная крыса, и возглавляемым к тому же бездарным министром Рустом.

Начиная с 1942 чрезвычайно большой вес приобрела еще одна руководящая инстанция – Министерство производство вооружений и военной продукции, возглавляемое архитектором (декоратором нацистских шествий) А. Шпеером. Поскольку в этот период значительно сократились возможности получения институтами сырья, кадров и лабораторного оборудования,

поскольку необходимое и выполнимое уже нигде не могли встретиться и так как промышленность страны едва справлялась с заказами различных управлений вооружений, то это министерство стремилось получить полномочия на решение вопросов о том, какие исследовательские работы следует прекратить как ненужные, какие - продолжать дальше как имеющие «важное военное значение» и каким должно быть отдано предпочтение как имеющим «решающее значение для войны». Имперское министерство вооружения и боеприпасов и верховное командование армии проявляли заинтересованное отношение к ядерным исследованиям: они были прямыми заказчиками и руководителями Уранового проекта, финансировали и контролировали работу. Шпеер систематически получал отчеты по проекту и лично переписывался с научным руководителем работ Гейзенбергом. Вермахт держал под наблюдением работу научных лабораторий. Урановый проект был причислен к разработкам, имеющим важнейшее военное значение. Его исполнители были освобождены от призыва на военную службу.

Замечание. Науке никогда не приносит пользу такое положение, когда ее интересы решает инстанция, нацелившаяся только на усовершенствование и изготовление того, что наиболее отвечает интересам дня. Такая организация не в состоянии понять, какие возможности скрываются в планах и задачах исследовательских учреждений.

В 1942 г. для централизованного руководства всеми научными исследованиями был создан имперский исследовательский совет под председательством рейхсмаршала Г. Геринга. Геринг имел достаточно полное представление об Урановом проекте и считал, что осуществление проекта нуждается в еще большей секретности. Но и он проявил инертность. Это «бездействие власти» стало одной из причин, затормозивших работы по Урановому проекту. Финансирование улучшилось, но сотня ученых и инженеров продолжали работать небольшими группами, и общий бюджет не превышал 10 миллионов долларов (0,5 % американских ассигнований).

Замечание. В недостаточном финансировании Уранового проекта в значительной степени виноваты сами учёные. В начальный период осуществления Уранового проекта не были известны ни условия реализации ядерной цепной реакции, ни какие материалы для этого нужны, ни сложности, связанные с их получением. Сегодня мы знаем, что разработка ядерного оружия требует длительных, дорогостоящих, обстоятельных теоретических и экспериментальных исследований, большого количества дефицитных материалов, уникального оборудования, специальных технологических процессов. Немецкие учёные (особенно на начальной стадии исследований) считали, что ядерные реакторы и атомное оружие может быть изготовлены с минимальными затратами. Например, физики-ядерщики в 1942 дали заявку на несколько сот тысяч марок. Уже по собственной инициативе А.Шпеер увеличил сумму расходов до двух миллионов марок (что тоже было совершенно недостаточно) и пообещал необходимые материалы.

Прогрессирующее отставание немецкой военной техники заставило гитлеровское руководство в середине 1944 г. вновь вернуться к проблеме организации военных исследований. После долгой подготовки, в развитие приказа Гитлера от 19 июня 1944 г. о концентрации производства вооружений, Геринг 24 августа 1944 г. издал приказ о проведении самой крупной реорганизации системы военных научных исследований: отныне все без исключения военные исследования в Германии должны были проводиться под руководством единого центрального органа - Объединения военных исследований. Объединению предполагалось передать научное руководство исследовательскими организациями вооруженных сил, министерства науки, воспитания и народного образования, Общества кайзера Вильгельма, университетов, промышленных фирм, которые вели или могли вести военные исследования. Объединение должно было рассматривать планы военных исследовательских работ, выделять важнейшие темы, прекращать бесперспективные исследования. Высшим органом Объединения военных исследований был руководящий научный штаб под председательством Геринга, в который должны были входить крупнейшие ученые в качестве руководителей специальных отделов, ответственных за отдельные направления науки и техники. Структура Объединения военных исследований, действовавшего в рамках имперского исследовательского совета, предусматривала также создание территориальных филиалов, которые должны были координировать вопросы использования рабочей силы, материалов, оборудования, финансов. При этом административное

подчинение всех входящих в объединение научных организаций оставалось прежним. Атомные разработки были сразу включены в Объединение военных исследований. Централизованное научное руководство военными исследованиями, вероятно, подняло бы эффективность военных разработок, если бы проводилось раньше. Но в конце 1944 - начале 1945, когда война велась уже на территории Германии, никакие проекты реорганизации науки не могли осуществиться, и проект реорганизации системы руководства военными исследованиями только усилил общую неразбериху. В конце 1943 в Германии была предпринята еще одна отчаянная попытка форсировать военные исследования - усилить состав исследователей в основных институтах, ведущих оборонные работы, за счет освобождения из армии 5 тыс. ученых. Результаты этой операции, проводившейся под шифром «Активизация исследований», не оказали никакого влияния на активизацию атомных исследований. В 32 института Общества кайзера Вильгельма с 18 декабря 1943 по 5 марта 1945 было направлено всего 167 специалистов, в том числе в берлинский Физический институт - четыре человека, в Химический институт - семь...

Начиная с середины 1943 заниматься научной работой в Германии стало крайне трудно. Страна подвергалась постоянным бомбардировкам. Целый ряд важнейших экспериментов был из-за этого сорван. Норвежский завод по получению тяжелой воды, дважды подвергался разрушениям: первый раз парашютным десантом и норвежскими партизанами, второй раз, после ликвидации разрушений, - в результате воздушной бомбардировки. Завод выбыл из строя до конца войны. Неоднократно приостанавливалось и производство металлического урана. Начались перебои с электричеством.

В Германии Урановым проектом непосредственно руководили не военные, а гражданские чины.

Руководство разработкой Урановой проблемы германское правительство поручило первоначально полковнику Шуману из Управления вооружения Вермахта и профессору Эзау - президенту Физико-технического государственного управления (Physikalisch-Technische Reichsanstalt), не являвшимся специалистами в этой области. Впоследствии это руководство было возложено на Геринга и двух физиков - Герлаха и Дибнера.

Первым „уполномоченным по ядерной физике“ стал профессор **Абрахам Эзау**. Атомный проект мало увлекал его; он был слишком приземлённым человеком, чтобы верить во «всемирную электростанцию в шарике урана». Современники так отзывались о нём: он был человек „порядочный и скромный, очень много знающий и многого добившийся“, человек, которому „уже не о чем мечтать“. Подобные черты достойны похвалы, но разве можно отнести эту фразу — „уже не о чем мечтать“ — к учёному, возглавлявшему загадочный „атомный проект“. Здесь, как нигде, требовались люди увлечённые, одержимые идеей.

Профессор **Герлах**, сменивший Эзау, был ещё менее энергичен, чем его предшественник. Он явно недооценивал своих американских коллег. Он полагал, что те гораздо практичнее нацистов, и потому «призрак атомной бомбы» вряд ли их увлечёт. Нет, они слишком большие реалисты, чтобы тратить на эту работу сотни тысяч долларов! Кроме того, стараясь уберечь немецких физиков от отправки на фронт, он откровенно «раздувал» любую программу. Чем больше научных групп будет заниматься одной и той же работой, — пусть мешая друг другу, пусть отнимая друг у друга ценнейшее сырьё, — тем больше учёных ему удастся спасти. При дефиците материалов и финансов это было катастрофой.

Определённую отрицательную роль сыграли и научные руководители Уранового проекта.

Бесспорным лидером среди учёных был **Вернер Гейзенберг**, один из создателей квантовой механики, получивший Нобелевскую премию в 32 года. Если бы во время войны он держался подальше от атомного проекта, возможно, немцы бы и добились успеха, но он фактически подчинил все работы над этим проектом своим собственным интересам. Он почти без ограничений получал деньги и сырьё и тратил их на проверку своих гипотез, лишая коллег возможности проводить эксперименты, которые принесли бы успех. Своими исследованиями военных лет

Гейзенберг снискал лишь похвалы коллег, нечто эфемерное и удовлетворяющее одну только гордыню.

Немалую роль в этой „узурпации ядерной физики“ сыграли ещё два человека, составлявшие ближайшее окружение Гейзенберга. Это — **Карл Вирц** и **Карл Фридрих Вейцеккер**, учёные очень талантливые, многое сделавшие для науки, но „страшно далеки они были“ от практики и от нужд военной промышленности. Все трое затевали дорогостоящие эксперименты лишь для проверки своих теорий. Так поступали и поступают учёные во всех странах — но лишь в мирное время. „Создавая теоретические основы науки“, не выиграть войну.

Здесь уместно сказать несколько слов о менталитете немецких учёных и об отношении к ним нацистской власти.

Немецкий ученый той эпохи жил замкнуто, интересуясь только своей наукой и не ввязываясь ни в какую политику, не думая ни о государстве, ни об общественности. «Аполитичный немецкий профессор» стал той символической фигурой, которая часто появлялась на страницах немецкой и зарубежной печати в самом карикатурном виде. Германия не имела вековых национальных традиций, как, например, Франция. Германия никогда не шла по пути империалистического развития, как Англия. Она была неоднородным конгломератом мелких государств, не объединенных ни внешней, ни внутренней политикой. Когда в период между двумя мировыми войнами к власти пришел национал-социализм, «аполитичный немецкий интеллигент» предпочел укрыться в своей норе, чем выступить с каким-либо протестом. Новому режиму, однако, было не по себе, что такая большая и нужная ему профессиональная категория оставалась нейтральной по отношению к новому государству. Поэтому развернулась пропаганда, направленная против «интеллигентов» и «высокомерных академиков».

Национал-социалистская партия в то время стремилась перетянуть рабочего на свою сторону. Она старалась освободить его от марксистских традиций и сделать его националистом. Но это было нелегко, потому что классовое самосознание уже прочно укоренилось в среде рабочих. Тогда партия прибегла к более простому средству. Сословие «академиков» и «интеллигентов» стали поносить на всех перекрестках. Многочисленные партийные ораторы вплоть до самого начала войны не пропускали ни одного случая, чтобы не ругнуть ученых. Так, например, государственный деятель Роберт Лей, выступая на большом собрании рабочих военной промышленности, иллюстрировал свою мысль таким «ярким примером». «Для меня, - говорил он, - любой дворник гораздо выше всякого академика. Дворник одним взмахом метлы сметает в канаву сотни тысяч бактерий, а какой-нибудь ученый гордится тем, что за всю свою жизнь он открыл одну-единственную бактерию!».

Только после поражений на фронтах войны отношение к учёным начало меняться. Геббельс издал директиву о том, чтобы впредь в прессе, по радио, в кино, в театре и в литературе больше не было выступлений против ученых и исследователей, против учителей и духовенства, а, напротив, подчеркивалось бы большое значение их деятельности. Несмотря на то, что к науке Геббельс отнюдь не имел никакого отношения, он пригласил в Гейдельберг профессоров и директоров высших учебных заведений, чтобы объявить им о том, что государство высоко ценит труд ученых.

В условиях повальной мобилизации конца войны, 10 тыс. ученых, техников, специалистов и инженеров были сняты с фронта и водворены на свои места для решения неотложных задач. Чтобы предотвратить вымирание целых научных дисциплин и сохранить незаменимые кадры, было даже решено отозвать с фронта 100 ученых гуманитарных наук.

В своей основной массе немецкие учёные были типичными „кабинетными учёными девятнадцатого века“: экспериментаторами и прагматиками. Их нельзя назвать ни „воплощением зла“, ни „совестью эпохи“. Азарт исследователей гнал их вперёд, а чувство опасности, невольно исходившее от властей, заставляло сдержаннее и рассудительнее выбирать цели своих исследований, не обещать неисполнимое, дабы не нести потом „невозполнимую утрату“. Они не испытывали моральных терзаний; они ставили перед собой вполне достижимую цель и, преследуя её, проводили эксперимент. Один, другой, третий, пока не добивались успеха.

Среди ученых-атомщиков и руководителей ядерных исследований в Германии были члены национал-социалистской партии или лица, солидарные с фашизмом. Например, нобелевские лауреаты Ф.Леннард и Й. Штарк, утверждавшие, что ядерной физикой и теорией относительности евреи распространяют свое разлагающее влияние. Именно деятельность учёных-нацистов и их партийных покровителей нанесла основной вред немецкой науке. В результате политической чистки, 1628 доцентов были изгнаны с кафедр и из исследовательских институтов, т.е. каждый десятый ученый был исключен из научной жизни страны. Жертвами следующей политической чистки, в 1945 году, пали еще 4289 доцентов, что составило уже 32,1% всех ученых. Таким образом, в 1945 году каждый третий немецкий преподаватель высших учебных заведений потерял возможность продолжать научно-исследовательскую работу. В середине 30-х германская физика осталась без таких "неарийцев", как А.Эйнштейн, М. Борн, Д. фон Нойманн, Г. Бэтэ и Э. Теллер, Сциллард, Э.Шредингер, не говоря об арийцах-коммунистах, среди которых явно выделялся Клаус Фукс (будущий конструктор американской А-бомбы). Множество учёных эмигрировало из стран-союзниц Германии, и из оккупированных стран (например, Италия потеряла нобелиста Э.Ферми). Вред оказался двойным – Германия потеряла потенциальных разработчиков атомного оружия, а враг Германии – Америка приобрела будущих создателей атомного и термоядерного оружия. Впрочем, хотя гонения на "неарийцев" вызвали "утечку мозгов" и нанесли серьёзный ущерб, однако уже имевшихся наработок в области физики атомного ядра было вполне достаточно для перехода от теории к практике, а Гейзенберг и Герлах стоили Ферми и Оппенгеймера.

Были среди учёных и «честные националисты». Они были не в восторге от Гитлера, однако приветствовали возрождение униженной Версальским договором державы и успехи немецкого оружия, полагая, что альтернативой может быть только тотальная большевизация всей Европы. "Германия превыше всего!" - это утверждение профессор-ядерщик полностью разделял, хотя и дистанцировался от национал-социализма. "Я не нацист, я немец!" - подобное независимое высказывание Гейзенберга не могло не иметь в то время соответствующих последствий.

Замечание. Вайцзеккер и Гейзенберг считали, что они должны сделать все для создания атомной бомбы, чтобы не оказаться не подготовленными перед противником. Не стремясь к победе Гитлера, они в то же время не хотели полного разгрома Германии. Национализм приводил Гейзенберга во время войны к ошибкам. Гоудсмит писал: «Он был настолько увлечен идеей величия Германии, что считал усилия нацистов сделать Германию могущественной более важными, чем их эксцессы». Гейзенберг всегда был убежден, что Германия нуждается в великом руководстве и что сам он мог бы быть одним из ее лидеров. «Придет день, - говорил он, - гитлеровский режим рухнет, и это будет момент, когда люди, подобные мне, смогут вмешаться».

Впоследствии профессор Гейзенберг так сформулировал позицию немецких физиков в годы войны: мы не имели желаний изготавливать атомную бомбу и были лишь рады тому, что обстоятельства избавили нас от необходимости работать над атомной бомбой. Эта группа учёных в той или иной степени саботировала работы по разработке атомного оружия, предпочитая активно работать над созданием ядерного реактора.

Были в Германии и учёные - противники нового режима, которые подобно О.Гану, открывшему расщепление ядра, отказались от участия в ядерных исследованиях.

После войны Вейцзеккер писал: „Мы, немецкие физики, вовсе не были поставлены перед дилеммой, хотим ли мы или не хотим делать атомную бомбу. Если бы мы оказались перед таким выбором, то, безусловно, некоторые из нас наверняка стали бы делать бомбу“.

Ученые, руководившие физикой в Германии, заметно тормозили работу над атомным проектом в плане создания оружия. Немецкие физики могли создать атомную бомбу, потому что обладали и нужными для этого знаниями, и необходимым для этого сырьем (пусть его было не так много), но немецкие физики не могли создать атомную бомбу, потому что свои знания они использовали на накопление новых знаний, и потому, что все необходимое сырье тратили на удовлетворение собственного любопытства. Тем более, что они сомневались в осуществимости создания атомного оружия. Кроме того, слишком страшными представлялись им возможные

последствия применения атомного оружия. Не ясно было, к чему приведёт неконтролируемое развитие цепного процесса, неизвестны были основные поражающие факторы ядерного взрыва, плохо было изучено действие радиации на окружающую среду. Так или иначе, но у большинства учёных не было воли к созданию ядерного оружия.

Замечание. Благодаря разведке немцы знали о работах в Америке, но не принимали их всерьёз, полагая, что американцы стремятся обеспечить себе ведущее положение после войны. Все сообщения абвера лишь успокаивали немецких физиков: до последних дней они были уверены, что намного опережают американцев. В конце тридцатых годов они, действительно, опережали их, но быстро растеряли преимущество. Однако немецкие специалисты верили в своё превосходство, надеясь, что их знания помогут смягчить условия мира для страны. Они только тогда поняли ошибку, когда была сброшена американская бомба.

Всё же основная масса немецких учёных трудилась над Урановым проектом просто потому, что это – хорошая физика. Имелись, конечно, и другие, причины, вынуждавшие ученых энергично вести ядерные разработки. Это и стремление избежать службы в армии, и материальная заинтересованность: выполнявшие военные заказы получали сверх заработной платы вознаграждение в виде «пакетов Шпеера».

Нельзя сравнивать дружную и целеустремлённую работу американских учёных, участвовавших в Манхэттенском проекте, с неторопливой и даже расхлябанной работой немецких учёных, работой, протекавшей в атмосфере вечных склок и ссор, работой, в которой одни участники проекта с нескрываемой враждой относились к другим, работой, в которой одни учёные порой затрачивали больше энергии на то, чтобы сорвать эксперимент своего коллеги, чем поставить собственный опыт.

Тем не менее, немецкие физики создали бы атомное оружие, будь у них достаточно времени и работай они в тепличных условиях отсутствия военных действий, как это было у учёных США и СССР.

Гитлер прохладно относился к информации (ему докладывали фотограф и министр почт, а иногда – рейхсминистр Шпеер и Гебельс) о возможности разработки атомного оружия. Фюрер не слишком одобрял фундаментальные исследования в этом направлении, обосновывая это своей же идеологией: физика для него была "еврейской наукой". К тому же у него не было особой нужды в каком-либо "чудо-оружии". Ему удавалось добиваться успеха на большинстве фронтов и с помощью обычных вооружений. Известно и отрицательное отношение Гитлера к любому оружию массового поражения. В 1-ую мировую войну он воевал на Западном фронте и неоднократно подвергался газовой атаке, причём организованной не только противником, но и своими. Он прекрасно знал, что в годы первой мировой войны использование немцами отравляющих газов не принесло желаемого перелома, а привело лишь к тому, что противник применил его с ещё большим ожесточением. Поэтому, несмотря на наличие в Германии огромных запасов отравляющих веществ, химическое оружие немцами во 2-ой мировой войне не применялось. Не велась и разработка бактериологического оружия. Ракетное оружие против СССР и США тоже не применялось. Работы над атомным оружием, хотя и велись, но достаточно вяло. Гитлер никогда не позволил бы применить атомную бомбу на территории Рейха (а этой территорией была вся континентальная Европа), тем более без гарантии ядерщиков, что цепная реакция деления, раз начавшись, не охватит территории нескольких государств. (США тоже не использовали ядерное оружие ни в Америке, ни в Европе, а предпочли применить его далёкой Японии). Другое дело – Британские острова. Лондон – единственный в мире город, на который Гитлер, не задумываясь, сбросил бы атомную бомбу. Но нужного эффекта можно было добиться и ракетным обстрелом. Без атомной взрывчатки....

Неудача Уранового проекта Германии связана с тем, что военно-хозяйственное руководство Германии и ученые-атомники не смогли оценить чрезмерную трудность поставленной задачи. Они пытались создать атомное оружие без прочной научной и инженерной базы, малыми силами и в нереально короткие сроки. Германия не перевела процесс создания

ядерного оружия на промышленные рельсы - в отличие от США, выделивших на Манхэттенский проект двадцать процентов всех ассигнований на научные исследования и задействовавших в работе над бомбой усилия ста пятидесяти тысяч человек. Германия тоже могла сделать подобный шаг, - над ракетами "Фау", например, трудилось сто тысяч человек (несколько десятков теоретиков "Уранового клуба" не идут ни в какое сравнение с этой гигантской цифрой), - однако не сделала. Не смогла и не захотела!

Замечание. Причины краха Уранового проекта в Германии достаточно обоснованы в воспоминаниях Рейхсминистра А.Шпеера: В начале 1942 из Имперского министра по производству вооружений и боеприпасов я стал Имперским министром по производству вооружений и военной продукции. С генерал-полковником Фридрихом Фроммом (начальник сухопутных войск резерва), я регулярно встречался в отдельном кабинете ресторана "Хорхер". Во время одной из таких встреч, в апреле 1942, он сказал, что война может закончиться победой лишь в том случае, если мы изобретем оружие с совершенно новыми свойствами. Он поддерживает контакты с группой ученых, которые вот-вот создадут оружие, способное уничтожить целые города, которое выведет из войны островное английское государство. Фромм предложил переговорить с этими людьми. Примерно в это же время мое внимание на запущенность работ в области ядерных исследований обратил руководитель одного из самых крупных немецких сталейных концернов, председатель Общества кайзера Вильгельма, д-р Альберт Феглер. От него я впервые услышал о совершенно недостаточной поддержке, которую оказывало фундаментальным исследованиям Имперское министерство образования и науки, в условиях войны, естественно, бедное и слабое. 6 мая 1942 я обсуждал этот вопрос с Гитлером и предложил в качестве представительной фигуры поручить это дело Имперскому советнику по вопросам исследований Герингу. 9 июня 1942 Геринг был назначен на эту должность. Тогда же, в начале лета, со мной встретились три ответственных руководителя промышленности вооружений Мильх, Фромм и Витцель с тем, чтобы составить себе общее представление о состоянии германских атомных исследований. Среди ученых находились О.Хан и В.Гейзенберг. После ряда докладов об экспериментах в различных направлениях исследований Гейзенберг доложил о "раздроблении атома и о работах по созданию урановой установки и циклотрона". Гейзенберг посетовал на невнимание к ядерным исследованиям со стороны ответственного за это министерства образования, на скудность средств и технического обеспечения, а также указал на то, что вследствие призыва в армию научных работников немецкая наука отстает в той области, где она еще несколько лет тому назад занимала ведущие позиции: скупые информации из американских специальных журналов позволяют прийти к выводу, что там на ядерные исследования расходуются очень крупные денежные и технические средства. Поэтому надо предполагать, что Америка уже сейчас вырвалась вперед, что, принимая во внимание революционные возможности расщепления атома, может повести к трудно предсказуемым последствиям. После доклада я спросил Гейзенберга, как ядерная физика может быть практически использована для изготовления атомных бомб. Его ответ был отнюдь не обнадеживающим хотя,- сказал он,- научное решение найдено, и теоретически ничто не препятствует созданию бомбы. Однако, производственно-технологические предпосылки для этого могут быть созданы самое раннее через два года и то в случае, если с сегодняшнего дня будет оказываться самая широкая поддержка. Продолжительность сроков Гейзенберг объяснял тем, что в Европе существует единственный и очень маломощный циклотрон, который к тому же может использоваться из-за режима секретности далеко не полностью. Я предложил за счет средств, которыми я располагал, построить такие же или даже еще более мощные циклотроны, как в Соединенных Штатах. На это Гейзенберг возразил мне, что из-за ограниченности опыта мы первоначально могли бы построить только сравнительно небольшую установку. Фромм пообещал демобилизовать из вермахта несколько сотен научных сотрудников, тогда как я со своей стороны предложил исследователям сообщить мне, какие мероприятия, финансовые средства и материалы необходимы для продвижения вперед в области ядерных исследований. Спустя какое-то время поступили заявки на несколько сот тысяч марок, на сталь, никель и другие фондируемые материалы в количествах совершенно несущественных. Кроме того, речь шла о строительстве бункера и нескольких барачков, а также выражалась просьба включить уже находящийся в процессе строительства первый немецкий циклотрон в высшую категорию срочности исполнения. Недовольный незначительностью требований, я увеличил сумму расходов до двух миллионов марок и пообещал необходимые материалы. Большого они все равно не смогли бы освоить. У меня сложилось впечатление, что для дальнейшего хода боевых действий атомная бомба не будет иметь значения. Зная склонность Гитлера форсировать фантастические проекты, предъявляя к ним неразумные требования, я очень кратко проинформировал его о конференции по расщеплению ядра и наших мерах поддержки исследований. Более развернутые и

оптимистические доклады поступили к Гитлеру от его фотографа Хайнриха Хофмана, дружившего с Имперским министром Почт Онезорге, а также, вероятно, от Геббельса. Онезорге интересовался расщеплением ядра и содержал - так же, как и СС, - свою собственную исследовательскую группу под руководством физика Манфреда фон Арденна. В том, что Гитлер предпочел не прямой путь информации от людей, ответственных за дело, а черпал ее из ненадежных и некомпетентных источников, проявилась его склонность к дилетантству, а равно - непонимание им природы фундаментальных исследований. Время от времени Гитлер беседовал и со мной о возможностях атомной бомбы, но материя с очевидностью была выше его понимания, он был неспособен осознать революционный характер ядерной физики. В моих записях упоминаются две тысячи двести различных вопросов, которых мы касались на наших беседах, и только один раз, и то крайне лаконично, упоминается расщепление ядра. Хотя он подчас и размышлял о его перспективах, все же моя информация о беседе с физиками утвердила его в том, что нет смысла заниматься этим более энергично; тем более, что профессор Гейзенберг не дал окончательного ответа на мой вопрос о том, удастся ли удержать высвобождаемую расщеплением ядра энергию под контролем или же пойдет непрерывная цепная реакция. Гитлера, очевидно, не приводила в восторг мысль, что под его руководством Земля может превратиться в пылающую звезду. По временам он отпускал шуточки по поводу ученых, которые в своем, оторванном от действительности, стремлении проникнуть во все тайны природы превратят Землю в один прекрасный день в сплошной костер; но до этого еще далеко, и он наверняка не доживет до этого. **По предложению ядерщиков мы уже осенью 1942 отказались от работ над атомной бомбой.** После того - как на мой повторный вопрос о сроках последовал ответ, что она может появиться не ранее, чем через три-четыре года. К этому времени война должна была уже давно кончиться. Вместо этого я дал согласие на разработку энергетического уранового котла, приводящего в движение машины, к чему проявил интерес ВМФ для установки на подводных лодках. Во время одного из посещений крупновских заводов мне показали отдельные компоненты нашего первого циклотрона. Я спросил инженера, разработавшего его конструкцию, не можем ли мы немедленно сделать шаг к гораздо более масштабной установке. Он подтвердил мне то, что я уже слышал от профессора Гейзенберга: нам не хватает технических знаний и опыта. Где-то в районе университетских клиник в Гейдельберге мне летом 1944 продемонстрировали расщепление атомного ядра. На мои вопросы отвечал профессор Вальтер Боте, заявивший, что этот циклотрон будет очень полезен для медицинских и биологических исследований. Я сделал вид, что удовлетворен. Летом 1943 возникла - из-за эмбарго нашего импорта вольфрама из Португалии - критическая ситуация с выпуском самых важных видов продукции. Тогда я приказал использовать для этого класса вооружений урановые стержни. Передача промышленности урановых запасов общим объемом 1200 тонн показывает, что мысль о создании атомной бомбы летом 1943 уже была отброшена мной и моими сотрудниками. Не исключено, что в 1945 нам и удалось бы изготовить атомную бомбу. Но для этого следовало бы на самой ранней стадии создать все - технические, кадровые и финансовые - предпосылки для этого, примерно такие же, как для разработки ракеты дальнего действия. То, что "тотальная война" в этой области не состоялась, отчасти связано, впрочем, и с идеологическими пристрастиями. Гитлер благоговел перед физиком Филиппом Ленардом, нобелевским лауреатом за 1905 и одним из немногих старых приверженцев Гитлера из мира науки. Ленард поучал Гитлера, что ядерной физикой и теорией относительности евреи распространяют свое разлагающее влияние. Со ссылкой на своего знаменитого партайгеноссе, Гитлер нередко во время своих неформальных трапез называл ядерную физику "еврейской физикой", что затем было подхвачено не только Розенбергом, но, по-видимому, заставляло и министра образования проявлять сдержанность при поддержке ядерных исследований. Но даже если бы Гитлер не переносил свои партдоктрины на ядерную физику, даже если бы состояние фундаментальных исследований в июне 1942 г. и оправдывало бы вложение в изготовление атомной бомбы не нескольких миллионов, а многих миллиардов марок, то и тогда, учитывая перенапряжение нашей военной экономики, мы были бы не в состоянии выделить достаточное количество фондируемых материальных средств и квалифицированной рабочей силы. Ведь не только превосходство США в производственной базе позволило им приняться за этот гигантский проект. Германская индустрия вооружений вследствие все более интенсивных воздушных налетов уже давно оказалась в критическом положении, что само по себе не благоприятствовало развертыванию крупномасштабных программ. Впрочем, при предельной концентрации сил к 1947 мы могли бы и получить немецкую атомную бомбу. Но определенно - не в одно время с американцами. Исчерпание наших последних резервов хромовых руд все равно положило бы конец войне самое позднее 1 января 1946.

5. Операция Пейпер Клипс

Немецкая наука, получившая сильное развитие в первой половине 20-го века, после войны была сведена на нет следующими обстоятельствами: 1) потерей всех результатов научно-исследовательской работы, включая патенты, и распылением их по всему миру; 2) перемещением ведущих немецких специалистов в страны бывших противников; 3) дискриминацией оставшихся в Германии исследователей.

В 1946 союзническими войсками проведена операция Пейпер Клипс, в ходе которой у Германии и Японии были изъяты патентная и научно-техническая документация, а также были вывезены за рубеж ценнейшие научные кадры. Противники Германии смотрели на захват немецких изобретений, как на военную задачу. Еще во время вторжения отряды «коммандос» сразу же начали свою охоту за научно-исследовательскими материалами и за самими исследователями. Подготовленная союзниками операция «Пейпер-Клипс» осуществлялась в основном американцами. Однако английские, французские и советские войска принимали не меньшее участие в этом единственном в истории войн «трофейном походе». По окончании войны победителями было конфисковано 346000 германских патентов. Результаты исследований в промышленности, во всех государственных и частных научно-исследовательских учреждениях были изъяты у их хозяев и исчислялись не количеством страниц, а тысячами тонн. Проведя анализ всех захваченных материалов и осуществив многие идеи, содержащиеся в них, американские специалисты продвинули американскую науку и технику на годы, а в некоторых случаях на целое десятилетие вперед. В одном американском отчете говорится: «Управление технической службы в Вашингтоне заявляет, что в его сейфах хранятся тысячи тонн документов, свыше 1 млн. отдельных изобретений, фактически касающихся всех наук, всех промышленных и военных секретов нацистской Германии. Один чиновник в Вашингтоне назвал это собрание документов «единственным в своем роде источником научной мысли, первым полным выражением изобретательского ума целого народа». В отчете говорится: «Величайшее значение для будущего имеют германские секреты в области производства ракетных и реактивных снарядов. Немцы имели 138 типов управляемых на расстоянии снарядов, применялись все известные до сих пор системы управления на расстоянии и прицеливания: радио, короткие волны, проводная связь, направленные электромагнитные волны, звук, инфракрасные лучи, пучки света, магнитное управление и т.д. Немцы разработали все виды ракетного двигателя, позволявшего их ракетам и реактивным снарядам достигать сверхзвуковых скоростей».

27 июля 1946 года 27 бывших союзных государств подписали в Лондоне соглашение, согласно которому все немецкие патенты, находящиеся вне пределов Германии и зарегистрированные до 1 августа 1946 года, были экспроприированы. Библиотека конгресса в Вашингтоне стала издавать библиографический еженедельник, в котором были указаны рассекреченные военные и научные документы, их краткое содержание, количество и стоимость сделанных с них копий и т. д. Эти еженедельные бюллетени рассылались 125 библиотекам Соединенных Штатов, «чтобы сделать их более доступными для публики».

К концу 1947 в США было вывезено 523 немецких ученых; вскоре эта цифра превысила 1 тыс. человек. Многие немецкие специалисты были интернированы в Англии. В общей сложности странами-победительницами вывезено более 2000 немецких ученых и специалистов.

Вывоз из Германии немецких ученых явился для немецкого народа наиболее тяжелым последствием минувшей войны. Исследователей можно сравнить с мозгом нации. В конце войны немецкая нация подверглась тяжелой операции: этот мозг был вырезан у неё вместе со всем, чего достигла нация, то есть вместе со всеми результатами исследований, патентами и т. д. Все это досталось победителям и влилось в их научный и хозяйственный организм. Это, конечно, более современной форма экономического воздействия на побежденного, чем военные контрибуции и денежные репарации старого времени. Такая мера ведет к резкому сокращению духовного

потенциала побежденного народа. Она представляет собой искусственное оплодотворение науки, техники и хозяйства победителя.

После войны, в СССР было вывезено три циклотрона (из четырёх построенных в Германии), ряд высоковольтных установок, оборудование для измерения радиоактивности, многие ядерные материалы (довольно много соединений урана и немного тяжёлой воды) и большое количество научно-технической аппаратуры и технологических установок. В руки советской армии попали многие учёные, работавшие над Урановым проектом (хотя и меньшая часть). Среди них Герц, Арденне, Фольмер, Доппель, Хунд, Позе, Бонгофер, Риль, М. фон Арденне, П.Тиссен, Л.Бевилауга и др. Они были переправлены в СССР и работали над созданием советской атомной бомбы.

Немецкой науке был нанесён такой урон, что, хотя к концу 20-го века Германии удалось восстановить экономику и технологию, довоенного научного уровня достигнуть так и не удалось.

6. Ядерная индустрия Германии после войны

После войны развитие ядерной индустрии долго шло разными путями: в ФРГ и ГДР. В ФРГ первыми реакторами, были реакторы, привезённые из США. Так 17 июля 1961 была пущена ядерная установка типа ВWR. С 1964 фирме AEG Siemens поступают первые заказы на энергетические атомные реакторы. Начинается строительство АЭС немецкой конструкции, а, несколько позже, - сухогрузов и контейнеровозов с ядерными двигателями. Обогащение топлива по урану-235 осуществляется центрифужным методом. В 1973 Германия участвует в создании фирмы «ЕВРОДИФ», ответственную за строительство и эксплуатации европейского обогатительного диффузионного завода. После вступления Ирана в "Евродиф" (1974) ФРГ продаёт ему два атомных реактора. В 1977 Германия продаёт Ирану четыре атомных реактора. (После революции, Иран (1979) отказывается от программы строительства АЭС, "Евродиф" возвращает ему его вклад. Достраивать АЭС будет уже Россия). В 1983 в Карлсруе пущен реактор на быстрых нейтронах KNK-II. В ГДР строительство исследовательских реакторов и АЭС осуществляет СССР. После объединения Германии, под давлением «зелёных», все АЭС советской постройки были остановлены и демонтированы. Остановлены и некоторые старые АЭС ФРГ (но не все). Летом 1989 Германия объявляет об отказе от строительства завода по переработке ядерного топлива.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 4. РАЗВИТИЕ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ В РАЗНЫХ СТРАНАХ: США, Англия, Франция и Канада

Содержание

1. СОЕДИНЁННЫЕ ШТАТЫ АМЕРИКИ	2
2. ВЕЛИКОБРИТАНИЯ	9
3. ФРАНЦИЯ	13
4. КАНАДА	14
5. ШВЕЦИЯ	14

Исторически, развитие ядерной индустрии было направлено на создание ядерного оружия. Ядерное оружие возникло в результате сложного взаимодействия объективных и субъективных факторов глобального масштаба. Объективно к возможности его создания неотвратимо вел бурный научно-технический прогресс, начавшийся с фундаментальных открытий, ибо «ничто не может быть сильнее идей, время которых пришло» (В. Гюго). Мощнейшим фактором субъективного характера стала военно-политическая ситуация в 40-е годы, когда в странах антигитлеровской коалиции - США, СССР, Великобритании были предприняты решительные усилия по опережающему Германию созданию ядерного оружия. В результате последующего развития ядерное оружие превратилось в исторически беспрецедентный военно-политический и военно-стратегический феномен, обеспечивающий национальную безопасность страны-обладателя и способный обесценить возможности любых других систем оружия.

Разработка советского ядерного оружия - это единственный и уникальный пример в истории создания средств вооруженной борьбы, когда главной целью является достижение условий, делающих невозможным их применение. Об этом наглядно свидетельствует последовательность ввода в эксплуатацию важнейших систем оружия, составляющих основу современных ядерных вооружений РФ и США.

Практически в течение всей истории задачей советских (российских) разработчиков ядерного оружия являлось парирование различных вызовов США в попытках достижения превосходства над СССР. Для этого обеспечивалась симметрия в ядерных вооружениях, исключающая их использование без неотвратимого возмездия. Успехи в решении задачи создавали и продолжают создавать основу для эффективной военной политики - политики сдерживания.

Пока ни одно из ядерных государств не отказалось и, тем более, не ликвидировало свое ядерное оружие. США, Англия, Франция и Китай имеют достаточно емкие программы модернизации ядерно-оружейного комплекса в условиях действия Договора о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний. А Индия и Пакистан, проведя серию подземных испытаний в 1998 году, сегодня активно наращивают свой арсенал. Так закончилось XX столетие.

Ядерное оружие Российской Федерации не направлено против какого-либо государства или группы государств современного мира, оно предназначено для предотвращения военных угроз стране, а в случае возникновения внешней агрессии - для ее решительного пресечения и защиты национальной безопасности и государственного суверенитета России. Именно на этих принципах базируется позиция России в отношении роли и места ядерного оружия.

Первой страной, в которой началось развитие ядерной индустрии, была Франция. Почти одновременно на этот путь встали Германия и Великобритания (возможно и Япония). С

некоторым опозданием создание ядерной индустрии началось в Америке, которой тем не менее удалось обогнать другие страны в сфере создания атомного оружия. После войны ядерную индустрию стали интенсивно развивать СССР, Швеция, Канада, Бразилия, ЮАР, а так же Великобритания, Франция и Германия. В шестидесятых годах 20-го века в гонку ядерных вооружений включились Китай, Индия и Пакистан (возможно, Израиль, Япония, Северная Корея и Иран).

1. Соединённые Штаты Америки

Соединённые Штаты Америки оказались первой страной, которой удалось создать и испытать атомное оружие. США также единственная страна, которая применила атомные бомбы в условиях реальной войны.

Коротко остановимся на хронологии событий, связанных с созданием атомного оружия Америки.

26 января 1939 Сообщение Бора об открытии Гана и Штрассмана (деление урана тепловыми нейтронами) на конференции по теоретической физике в Вашингтоне

Март 1939 Л.Сциллард, Э.Ферми информируют Правительство США о возможном влиянии атомных исследований на технику ведения войны

2 августа 1939 Альберт Эйнштейн пишет Президенту Франклину Д. Рузвельту, обращая внимание Президента на важность исследования цепных реакций и на возможность того, что исследование может привести к созданию мощных бомб.

Из письма А.Эйнштейна Президенту США Ф.Рузвельту:

Сэр: Последняя работа Э.Ферми и Л.Сцилларда, результаты которой мне сообщили в докладе, привели меня к убеждению, что уран достаточно быстро может стать новым, важным источником энергии в самое ближайшее время... .. это новое явление может также привести к созданию бомбы ... Я знаю, что Германия прекратила продажу урана из шахт в Чехословакии.

Искренне Ваш, Альберт Эйнштейн, 2 августа 1939 г.

19 августа 1939 Рузвельт информирует Эйнштейна, что он основал комитет по изучению урана.

1 сентября 1939 Германия вторгается в Польшу.

11-12 октября 1939 Президенту США Ф.Рузвельту вручены письмо и меморандум, подготовленные А.Эйнштейном и группой выдающихся европейских физиков, эмигрировавших в США, о возможности создания ядерного оружия. Бизнесмен Александр Сакс обсуждает письмо Эйнштейна с Президентом Рузвельтом. Рузвельт решает действовать и назначает Лимана Бригса (Luman J. Briggs) главой Консультативного комитета по Урану.

21 октября 1939 Первое заседание Уранового Комитета.

1 ноября 1939 Урановый Комитет рекомендует правительству закупить графит и двуокись урана для исследования процессов деления.

Март 1940 А.Эйнштейн обращает внимание Президента США на то, что в Германии после начала Второй мировой войны заметно возрос интерес к урану.

Март 1940 Джон Р. Дюннинг (Dunning) демонстрируют, что деление намного активнее протекает в чистом изотопе урана -235, чем в уране -238.

Весна - лето 1940 Изучены методы разделения изотопов.

Июнь 1940 В. (Vannevar) Буш назначен главой Исследовательского комитета Национальной обороны. Урановый комитет становится научной подкомиссией организации Буша.

24 февраля 1941 Исследовательская группа Глена Сиборга открывает плутоний.

28 марта 1941 Группа Сиборга обнаруживает, что плутоний является делящимся нуклидом.

3 мая 1941 Сиборг публикует сообщение, что плутоний более склонен к делению, чем уран -235.

17 мая 1941 В отчёте Национальной Академии Наук (НАН) подчеркивается необходимость дальнейшего исследования.

22 июня 1941 Германия вторгается в Советский Союз.

28 июня 1941 В.Буш назначен начальником Управления Научных исследований и развития (ОСРД) (Office of Scientific Research and Development), в которое НДРК входит, как часть, Джеймс В. Конант (Conant) заменяет Буша в Комитете Исследования Национальной обороны.

2 июля 1941 Британский отчёт МОД (MAUD) утверждает, что атомная бомба реальна.

11 июля 1941 Второй отчёт Национальной Академии Наук подтверждает выводы первого.

14 июля 1941 Буш и Конант изучают отчёт МОД.

9 октября 1941 Буш докладывает Рузвельту и Вице-президенту Генри А. Уоллису о состоянии исследований по атомной бомбе. Рузвельт предлагает Бушу выяснить, можно ли изготовить бомбу и сколько это будет стоить. Буш принимает решение обсудить особенности конструкции бомбы с военными.

9 ноября 1941 Третий отчёт НАН соглашается с отчётом МОД о реальности атомной бомбы,

27 ноября 1941 Буш направляет третий отчёт НАН Президенту.

7 декабря 7, 1941 Япония атакует Пирл Харбор.

10 декабря 10, 1941 Германия и Италия объявляют войну США.

16 декабря 16, 1941 Высший политический комитет становится ответственным за принятие стратегических решений по проблеме урана.

18 декабря 1941 Администрацией США принято решение о выделении необходимых ресурсов на создание ядерного оружия. S-1 Исполнительный комитет (который представляет Урановый Комитет в Управлении научных исследований и развития) выделяет Лоуренсу \$ 400000 на продолжение электромагнитных исследований.

19 января 1942 Рузвельт реагирует на сообщение Буша от 27 ноября, и запрашивает детали производства атомной бомбы.

9 марта 1942 Буш выдаёт Рузвельту оптимистический прогноз относительно возможности создания бомбы.

23 мая 1942 S-1 Исполнительный комитет рекомендует двигать проект в сторону опытного производства и построить один - два реактора, для наработки плутония, а также электромагнитный, центрифужный, и газо-диффузионный заводы для производства урана -235.

Июнь 1942 Металлургическая Лаборатория Чикаго разрабатывает Конструкцию промышленного атомного реактора.

17 Июня 1943 Президент Рузвельт рекомендует передать строительство опытного завода под ответственность военных. Управление по Научным исследованиям и Разработкам продолжает управлять исследованиями в области ядерной физики, в то время как Армия даёт Инженерному корпусу на проектирование заводов.

Июль 1942 Кеннет Коль создает отдел охраны здоровья в Металлургической Лаборатории.

7 августа 1942 Американская кампания по захвату островов Тихого Океана начинается с высадки десанта в Гуадалканале (Guadalcanal).

13 августа 1942 Программе работ по созданию ядерного оружия присвоено условное наименование «Манхэттенский проект». Основание Манхэттенского Инженерного Округа (Нью-Йорк) под командованием полковника Джеймса М. Маршалла.

Август 1942 Сиборг получает микроскопический образец чистого плутония.

13 сентября 1942 S-1 Исполнительный комитет посещает лабораторию Лоуренса в Беркли и рекомендует строительство опытного электромагнитного завода, а затем и полномасштабного завода в Штате Теннесси.

17 сентября 1942 Полковник Лесли Р.Гровс назначен главой Манхэттенского Инженерного Округа. Через шесть дней он получает чин Бригадного генерала. Л.Гровс приглашает Р.Оппенгеймера для научного руководства Лабораторией по проблемам атомной бомбы.

19 сентября 1942 Гровс выбирает Окридж (Oak Ridge, Дубовое Ребро), Штат Теннесси для размещения опытного завода.

23 сентября 1942 Военный министр Генри Стимсон (Stimson) создает Комитет Военной политики для облегчения принятия решений по Манхэттенскому Проекту.

- 3 октября 1942** Компания Дюпон соглашается строить завод химического разделения в Окридже.
- 5 октября 1942** Комптон рекомендует строить промежуточный реактор в Аргонне.
- Ноябрь 1942** в районе г. Лос-Аламос, штат Нью-Мексико создан специальный Манхэттенский инженерный округ.
- Конец 1942** Роберт Оппенгеймер сообщил из Беркли, что возможно потребуется большее количество делящегося вещества, чем думали раньше.
- 19 октября 1942** Гровс решает создать отдельную научную лабораторию для проектирования атомной бомбы.
- 26 октября 1942** Конант рекомендует отказаться от центрифужного метода разделения изотопов.
- 22 ноября 1942** По рекомендации Гровса и Конанта, Комитет по Военной политике решает пропустить стадию строительства опытного завода по плутонию, электромагнитного, и газодиффузионного заводов и прямо перейти от исследовательской стадии к промышленному производству. Кроме того Комитет решает не строить центрифужный завод.
- 14 ноября 1942** S-1 Исполнительный комитет передает свои рекомендации комитету Военной политики.
- Ноябрь 1942** Союзники вторгаются в Северную Африку.
- 25 ноября 1942** Гровс выбирает ЛосАламос (Los Alamos), Нью-Мексико, для строительства лаборатории по созданию бомбы (кодовое обозначение: Проект Y). Начальником лаборатории назначен Оппенгеймер.
- 2 декабря 1942** Ученые во главе с Энрико Ферми впервые достигают самоподдерживающейся ядерной цепной реакции на графитовом реакторе, смонтированном на стадионе университета в Чикаго.
- 10 декабря 1942** Комитет Льюиса идет на компромисс по электромагнитному методу. Комитет Военной политики решает строить завод по производству плутония, но не в Окридже.
- 28 декабря 1942** Президент Рузвельт знакомится с деталями планов строительства заводов по производству компонентов и самого атомного оружия.
- 13-14 января 1943** Обсуждение планов по электромагнитному заводу Y-12. Гровс настаивает, чтобы первая очередь Y-12 была построена к 1 июля.
- 14-24 января 1943** На Конференции в Касабланке, Рузвельт и Британский Премьер-министр Черчилль согласуют условия капитуляции немецких войск.
- 16 января 1943** Гровс выбирает Хэнфорд, Вашингтон, для строительства завода по наработке плутония. В последствии там были построены три реактора (B, D и F).
- Январь 1943** Буш одобряет исследование процесса термодиффузии, проведенное Филиппом Абелсоном.
- 18 февраля 1943** В Окридже начинается строительство завода Y-12.
- Февраль 1943.** В Окридже начинается строительство опытного завода X-10 по производству плутония.
- Март 1943** В ЛосАламос начинают прибывать исследователи.
- Апрель 1943** В ЛосАламосе начинается проектирование А-бомбы.
- Июнь 1943** В Окридже подготавливается площадка для строительства газообразного диффузионного K-25 завода по разделению газообразных соединений изотопов урана.
- Июль 1943** Р.Оппенгеймер назначен директором Лос-Аламосской лаборатории.
- Лето 1943** Манхэттанский проект перемещает свой штаб в Окридж.
- Июль 1943** Из отчёта Оппенгеймера следует, что, возможно, потребуется в три раза больше делящегося вещества, чем ожидали девятью месяцами ранее.
- Август 1943** Ф.Рузвельт и У.Черчилль принимают решение об интенсификации всех работ по созданию ядерного оружия и о запрете на передачу информации о ядерном оружии третьим странам, кроме как по взаимному согласию
- 27 августа 1943** Закладка реактора 100-B для производства плутония в Хэнфорде.
- 8 сентября 1943** Италия сдается союзникам.

9 сентября 1943 Гровс решает удвоить размеры завода Y-12.

27 сентября 1943. В Окридже начинается строительство K-25.

Октябрь 1943 в США создано специальное разведывательное подразделение "Алсос" для сбора информации о состоянии работ по созданию ядерного оружия в Германии и других странах.

4 ноября 1943 Реактор X-10 достигает критичности, в конце ноября; наработка первой партии плутония.

Конец 1943 Джон фон Нейман посещает ЛосАламос для помощи в исследовании имплозии.

15 декабря 1943 Первый вариант Альфа-реактора остановлен из-за проблем эксплуатации.

Январь 1944 Построенный второй вариант А-реактора демонстрирует проблемы в эксплуатации, подобные тем, которые вывели из строя первый вариант.

Январь 1944 Лос-Аламос для участия в работах по созданию ядерного оружия в соответствии с решением Ф.Рузвельта и У.Черчилля от августа 1943г. прибыла из Великобритании группа из 28 ученых; несколько позже в Лос-Аламос прибыл Н.Бор

Январь 1944 Начинается сборка термодиффузионной установки Абелсона на Военно-морской верфи в Филадельфии.

Февраль 1944 Завод Y-12 передаёт 200 граммов урана ²³⁵ в ЛосАламос. Февраль 1944 действиями английских ВВС и норвежских подпольщиков уничтожены запасы тяжелой воды, что фактически вывело Германию из гонки за атомной бомбой

Март 1944 Закончено строительство Бета-реактора на комбинате Y-12.

Март 1944 Н.Бор в меморандуме на имя Президента США и премьер-министра Великобритании предлагает информировать СССР о реализации проекта создания ядерного оружия с тем, чтобы своевременно начать переговоры по послевоенному контролю и предотвратить гонку ядерных вооружений. Предложение не принято по инициативе У.Черчилля.

март 1944 в США начато планирование полномасштабных испытаний атомной бомбы под условным наименованием "Тринити

Март 1944 В Лос-Аламосе испытаны модели бомбы.

Апрель 1944 Оппенгеймер информирует Гровса о результатах исследований, проведенных на термодиффузионной установке Абелсона в Филадельфии.

6 июня 1944 Союзники начинают высадку в Нормандии (Франция).

21 июня 1944 Гровс приказывает строить термодиффузионный завод S-50 в Окридже.

4 июля 1944 Принято решение создать ускоритель калютрон с 30-ти лучевым источником для завода Y-12.

17 июля 1944 Отказ от пушечной схемы плутониевой бомбы (кодовое название Тоший).

Июль 1944 Интенсивные исследования по оптимизации имплозии.

Июль 1944 Ученые Металлургической Лаборатории публикуют "Перспективы Ядерной физики" - предложения по международному управлению атомной энергией.

7 августа 1944 В.Буш посылает резюме генералу Джорджу К. Маршаллу, информируя его, что малые имплозивные бомбы могут быть готовы к середине -1945, а урановая бомба будет почти готова к 1 Августа 1945.

Сентябрь 1944 Специально сформированный 393-ий отряд бомбардировщиков (командир - полковник Пауль Тиббец) начинает испытательные бомбардировки макетами бомб, прозванных Тыквами (Pumpkins).

Сентябрь 1944 В.Буш и Д.Конант - члены Военно-политического комитета, курирующего от Правительства США Манхэттенский проект - в меморандуме на имя министра обороны Г.Стимсона предлагают включить СССР в систему контроля над ядерным оружием, который осуществлялся бы международным органом «во избежание нежелательного осложнения отношений». Предложение не принято

13 сентября 1944 Первый слэг помещен в реактор 100-B в Хэнфорде.

Сентябрь 1944 Рузвельт и Черчилль встречаются в Гайд-парке и подписывают «мемориал взаимодействия» закрепляющий продолжение двусторонних исследований по атомной технологии.

Лето 1944-весна 1945 Шансы на успех Манхэттенского Проекта переходят от неопределенных до вероятных, когда в Окридж и Хэнфорд начинают поставлять всё увеличивающиеся количество делящихся нуклидов вещества, а ЛосАламос делает успехи по химии, металлургии, и конструкции оружия.

27 сентября 1944 Реактор 100-B достигает критического режима и начинает работать.

30 сентября 1944 Буш и Коннант агитируют за международные соглашения по атомным исследованиям, предотвращающие гонку вооружений.

Декабрь 1944 В Хэнфорде построен завод по химическому разделению изотопов (Царица Мария).

2 февраля 1945 В ЛосАламос поступает первый плутоний.

4-11 февраля, 1945 Рузвельт, Черчилль и Сталин встречаются в Ялте.

Март 1945 Завод S-50 вступает в эксплуатацию в Окридже.

Март 1945 Токио - подвергается бомбардировке зажигательными бомбами, 100000 погибших.

12 марта 1945 В Окридже начинает функционировать K-25.

12 апреля 1945 Смерть президента Рузвельта.

Апрель 1945 генерал Л.Гровс направляет Председателю Объединенного Комитета Начальников Штабов Д.Маршаллу меморандум, в котором, суммируя информацию группы "Алсос", предлагает считать германский урановый проект «закрытым».

25 апреля 1945 Министр обороны США Г.Стимсон и помощник скончавшегося 12 апреля Ф.Рузвельта Д.Бирнс докладывают новому Президенту США Г.Трумэну об атомной бомбе: "...мы создаем оружие, способное уничтожить весь мир...", "...эта бомба позволит нам в конце войны диктовать свои условия";

Май 1945 Сталин сообщает Гарри Хопкинсу, что хочет встретиться с Трумэном в Берлине.

7 мая 1945 Немецкие вооруженные силы в Европе сдаются Союзникам.

23 мая 1945 Токио – снова забрасывается зажигалками, на сей раз 83000 погибших.

31 мая 31 - 1 июня, 1945 В Лос-Аламосе (США) работает назначенный Г.Трумэном Целевой комитет по практической реализации Манхэттенского проекта; тротильный эквивалент урановой бомбы оценен в 5-15 тысяч тонн, плутониевой - в 20 тысяч тонн; в качестве целей бомбардировки предварительно выбраны 4 больших города Японии - Киото, Хиросима, Кокура, Йокогама. Комитет вырабатывает рекомендации по использованию атомного оружия в военное время, по международному регулированию атомной информации, и по законодательству по управлению атомным предпринимательством в США (проект законодательства Комитета становится основой законопроекта Мая - Джонсона).

Май 1945 В Пентагоне заседает Внутренний комитет под руководством генерала Л.Гровса - обсуждает влияние ядерного оружия на послевоенное мироустройство; рекомендовано провести атомные бомбардировки городов Японии без предупреждения; обсуждено и не принято предложение Д.Маршалла о приглашении двух советских ученых на испытания "Тринити"; прогнозируется появление ядерного оружия в СССР через 10-15 лет

6 июня 1945 Стимсон объясняет Президенту Трумэну, что Целевой Комитет рекомендует сохранять тайну атомной бомбы и использовать её как можно скорее без предупреждения.

Июнь 1945 Ученые Металлургической Лаборатории выпускают Франк(Franck)-послание, отстаивающее международный контроль за атомными исследованиями; предложение продемонстрировать бомбу до её использования.

14 июня 1945 Гровс передаёт рекомендацию Группы выбора целей Маршаллу.

21 июня 1945 Комитет отвергает рекомендации Франк-послания, предлагавшего продемонстрировать бомбу до начала ее использования.

2-3 июля 1945 Стимсон передаёт Трумэну решения Комитета и основы мирных условий для Японии.

16 июля 1945 Ученые ЛосАламоса успешно испытывают плутониевую имплозивную бомбу Trinity (Троица) на полигоне Аламогоро (Alamogordo), Нью-Мексико. Мощность 21 кт тротила.

17 июля - 2 августа 1945 Трумэн, Черчилль и Сталин встречаются в Потсдаме. 24 июля 1945 Президент США Г.Трумэн в ходе Потсдамской конференции сообщает И.В.Сталину: "...мы получили новое оружие необыкновенной разрушительной силы..."; И.В.Сталин не проявил к этому сообщению видимого интереса.

21 июля 1945 Гровс посылает Стимсону сообщение о результатах Тритини-испытании.

24 июля 1945 Стимсон снова докладывает Трумэну о Манхэттенском Проекте и мирных условиях для Японии. Вечером Трумэн объявляет Сталину, что США испытали мощное новое оружие.

25 июля 1945 Создана 509-ая Группа для атаки Японии атомной бомбой "где-то после" 3 августа.

26 июля 1945 Трумэн, Китайский Президент Чай Кан Ши, и новый Британский Премьер-министр Клемент Атли выпускают Потсдамское Воззвание, предлагая Японии безоговорочно сдаться.

29 июля 1945 Япония отвергает Потсдамское Воззвание.

Июль 1945 Объединенный политический комитет на уровне руководителей США и Великобритании одобряет применение атомных бомб против Японии.

Июль 1945 в качестве объектов атомной бомбардировки определяются японские города Хиросима, Кокура, Нагасаки, Ниигата.

6 августа 1945 в 8 часов 16 мин. 2 сек. по местному времени Урановая бомба пушечной схемы («Малыш», мощность 15 тыс. тонн тротила), сброшена на высоте 570 м над Хиросимой - первое воздушное ядерное испытание со сбросом атомной бомбы с самолета. Трумэн обращается к Американской нации.

8 августа 1945 Россия объявляет войну Японии и вступает в Манчжурию.

9 августа 1945 в 11 часов 02 мин. по местному времени Плутониевая бомба имплозивной схемы («Толстяк», 21 тыс. тонн тротила) сброшена на высоте 500 м над г. Нагасаки.

12 августа 1945. Опубликована книга Смита, дающая некоторую техническую информацию о проекте бомбы.

14 август 1945 Капитуляция Японии.

2 сентября 1945 Японцы подписывают акт сдачи борту авианосца «Миссури».

9 сентября 1945 Завод S-50 остановлен.

Сентябрь 1945 Начало прекращения производства на комбинате Y-12 .

3 октября 1945 Трумэн агитирует за билль Май-Джонсона

20 декабря 20, 1945 Сенатор Бриен МакМагон вносит поправки в билль Май-Джонсона, после чего этот билль теряет поддержку, в том числе – со стороны Трумэна.

Январь 1946 Начало слушаний по законопроекту МакМагона.

14 июня 1946 Бернард Барух представляет Американский план по международному контролю за атомными исследованиями.

1 июля 1946 Начало операции Перекресток: плутониевую бомбу сбрасывают с бомбардировщика В-29 над Атоллам Бикини.

15 июля 1946 Операция Перекресток продолжается, плутониевую бомбу взрывают в подземных водах Атолла Бикини.

1 августа 1946 Президент Трумэн подписывает Акт Атомной Энергии 1946 - слегка отредактированную версию законопроекта МакМагона.

Декабрь 1946 - январь 1947 Советский Союз отвергает план Баруха, считая его бесполезным.

1 января 1947 В соответствии с Актом Атомной энергии 1946, все работы по атомной энергии переданы из Манхэттена Инженерного Округа в недавно созданную Комиссию по ядерной энергии США. Группа Высшей Политики и Комитет Военной политики расформированы.

15 августа 1947 Упразднение Манхэттена Инженерного Округа.

31 декабря 1947 Упразднение Комитета Исследования Национальной обороны и Управления Научных исследований и развития. Их функции переданы Отделу Министерства обороны.

Таким образом, в США усилиями международного сообщества выдающихся ученых, конструкторов, инженеров было впервые в мире создано ядерное оружие. Объединяющей идеей в работе этих специалистов являлось стремление упредить появление такого оружия в фашистской Германии.

Боевое применение первых же атомных бомб против Японии продемонстрировало смену приоритетов в политических и военно-стратегических концепциях западных партнеров СССР по антигитлеровской коалиции. Для обеспечения национальной безопасности СССР и стратегической стабильности в мире руководством страны были резко интенсифицированы работы по преодолению атомной монополии США.

К 1949 США провели 8 ядерных испытаний, список которых приведен ниже. В ядерных взрывах 1 и 3 использовалась плутониевая атомная бомба на принципе имплозии. В ядерном взрыве 2 использовалась урановая атомная бомба на базе пушечной схемы. Испытания 4 и 5 представляли собой первые войсковые учения с использованием ядерного взрыва, в которых участвовало 42000 человек (операция Crossword-Перекрёсток). В качестве ядерного заряда использовался тот же боеприпас, что и в испытаниях 1 и 3.

Таблица 1. Ядерные испытания США в 1945-1948 годах

	Дата	Место испытания	Тип испытания	Высота, м	Энерговыделение, кт
1	16.07.1945	Аламогордо (США)	Наземный башня	30,5	23
2	06.08.1945	Хиросима (Япония)	Воздушный авиабомба	580	15
3	09.08.1945	Нагасаки (Япония)	Воздушный авиабомба	503	21
4	30.06.1946	Бикини	Воздушный авиабомба	159	23
5	24.07.1946	Бикини	подводный	-27,5	23
6	14.04.1948	Эниветак	Наземный башня	61	37
7	30.04.1948	Эниветак	Наземный башня	61	49
8	14.05.1948	Эниветак	Наземный башня	61	18

В 1948 испытывались атомные бомбы следующего поколения на принципе имплозии плутония, но с улучшенной физической схемы. В 1949 в США начался перерыв в ядерных испытаниях, который продолжался до начала 1951.

29.11.51 Первое подземное ядерное испытание

28.02.54 Первое ядерное испытание мощного двухстадийного термоядерного заряда

04.11.62 Последнее атмосферное ядерное испытание

23.09.92 Последнее ядерное испытание

Всего США провели 1032 ядерных испытания.

Для оценки стратегической ситуации, сложившейся к 1949 (году создания первой советской атомной бомбы), представляют интерес данные о развитии ядерного производства и ядерного арсенала США. В 1949 в США работало 4 промышленных ядерных реактора по наработке оружейного плутония, причем два из них были пущены в конце 1944, а один - в начале 1945 года. К концу 1949 на этих реакторах было наработано 700 кг оружейного плутония, в том числе к концу 1945 - 120 кг. В **табл. 1.2** приведено количество природного урана, содержащегося в добытой и полученной из-за рубежа руде (концентрате) в США и СССР вплоть до 1949 года. К 1949 году ресурс добытого природного урана, которым располагал СССР, составлял около 25% от ресурса США. При этом 73% природного урана было получено СССР из-за рубежа, в основном из Германии и Чехословакии. Мощности советской уранодобывающей промышленности постепенно подтягивались к мощностям США. В 1949 году поступление природного урана в СССР составляло уже 86% от его поступления в этом году в США.

Таблица 2. Добытый и полученный уран (т)

Год	до 1945	1945	1946	1947	1948	1949	Всего
США	3140	320	2680	1080	1310	1470	10000
СССР	0	115	110	340	635	1270	2470

Ниже приведено количество ядерных боезарядов, произведенных в эти годы атомной промышленностью США, а также их интегральный мегатоннаж.

Таблица 3. Характеристики ядерного арсенала США в 1945-1949 годах

Год	Общее число ядерных зарядов	Общий мегатоннаж, Мт
1945	2	0,04
1946	9	0,18
1947	13	0,26
1948	50	1,25
1949	170	4,19

Таким образом, в 1949 США располагали значительным ядерным арсеналом из 170 ядерных зарядов общим энерговыделением в 4,2 Мт. Среднее энерговыделение одного ядерного заряда составило 25 кт. Весь боезапас США к 1949 году был основан на схеме имплозии плутониевого ядерного заряда. Стратегическая авиация рассматривалась в качестве средства доставки ядерного оружия на территорию СССР.

На **Рис.** представлена динамика развития ядерного арсенала США - количество ядерных зарядов, находящихся в эксплуатации, их суммарное энерговыделение мегатоннаж), в период с 1945 по 1988 год. В период 1990-19943 г.г. произошло сокращение ядерного арсенала США. При этом общий мегатоннаж ядерных зарядов, находящихся в эксплуатации, сократился с 4519 Мт в 1990 году до 2375 Мт в 1994 году.

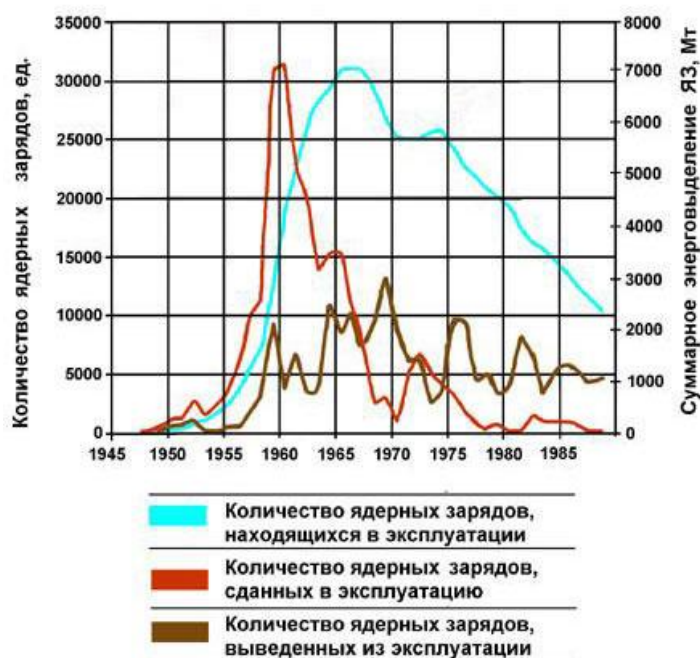


Рис.1. Ядерный арсенал США

Рис.2. Динамика развития ядерного арсенала США

2. ВЕЛИКОБРИТАНИЯ

Работы по развитию атомной индустрии в Великобритании, как и в Германии, начались ещё до начала военных действий во 2-ой Мировой войне. Прекрасная научная школа (пополнившаяся эмигрантами из стран Европы), хорошо развитая промышленность и раннее осознание перспектив ядерной взрывчатки, основанной на цепном процессе деления урана, казалось, гарантировало быстрое создание атомного оружия. Но военные действия и, в частности, интенсивные бомбардировки немцами английских городов, заставили свернуть практически все работы, и переместить их (и оборудование, и учёных в США). Поэтому, в отличие от немцев, в условиях непрекращающихся военных действий сумевших достаточно близко подойти к созданию атомного

реактора, англичанам ничего сделать не удалось – ядерная индустрия Великобритании начала развиваться уже после войны.

В Англии до начала войны работали многие выдающиеся учёные. Достаточно упомянуть нобелевских лауреатов Э. Резерфорда (За исследования по превращению элементов и по химии радиоактивных веществ, 1908), Ф. Содди (За вклад в химию радиоактивных веществ и за исследование явления изотопии, 1911), Ф. Астон (За открытие большого количества стабильных изотопов и изучение их свойств, 1922), Дж. Релей (За исследования плотностей наиболее важных газов и открытие в связи с этими исследованиями аргона, 1904), Дж. Дж. Томсон (За большие заслуги в теоретических и экспериментальных исследованиях электрической проводимости газов, 1906), В. Г. Брэгг и В. Л. Брэгг (За работы по анализу кристаллической структуры с помощью X-лучей, 1915), Ч. Баркла (За открытие характеристического рентгеновского излучения элементов, 1917), Ч. Вильсон (За открытие метода, делающего видимыми траектории заряженных частиц, с помощью конденсации пара, 1927), П. Дирак (За открытие новых плодотворных формулировок атомной теории, 1933), Дж. Чедвик (За открытие нейтрона, 1937), К. Дэвиссон и Дж. П. Томсон (За экспериментальное открытие дифракции электронов на кристаллах, 1935), Э. Эпплтон (За исследования физики верхней атмосферы, в особенности за открытие так называемого “слоя Эпплтона”, 1947), П. Блэккетт (За усовершенствование камеры Вильсона и открытия с её помощью в области ядерной физики и космических лучей, 1948), Дж. Кокрофт и Э. Уолтон (За их пионерскую работу по трансмутации атомных ядер с помощью искусственно ускоренных атомных частиц, 1951). В Англии успешно работало несколько школ мирового уровня по ядерной физике и радиохимии.

Перед началом Войны коллектив учёных, работающих в Англии, сильно пополнился. После прихода Гитлера к власти в Германии многие учёные Европы покинули свои страны и переехали в Англию. Среди них был венгр Л. Сциллард, который в Англии сумел получить секретный патент на взрывное устройство на базе цепной реакции с участием нейтронов (не связанной с делением урана), немцы Рудольф Пайерлс, Клаус Фукс, австриец Отто Фриш, внесшие существенный вклад в британскую ядерную программу.

Август 1939. Уинстон Черчилль, ссылаясь на появившиеся в печати сообщения о возможности создания нового «сверхоружия» на базе атомной энергии, пишет, что эти легенды подбрасываются в английскую прессу нацистской «пятой колонной» с целью деморализации нации.

Март 1940 Физики - эмигранты из Германии Отто Фриш (первый, строго обосновавший данные Гана и Штрассмана) и Рудольф Пайерлс (специалист по разделению изотопов) представляют Британскому правительству меморандум: «О создании «супербомбы», основанной на ядерной цепной реакции в уране» в котором утверждается реальная возможность создания «супербомбы». Авторы убедительно показали, что создание атомной бомбы практически возможно уже в ближайшее время. В меморандуме описан процесс работы завода по производству урана-235 методом газовой диффузии, дана оценка критической массы урана 235 необходимой для атомной бомбы и предложена конкретная программа научно-исследовательских работ по созданию бомбы.

Апрель 1940 - создан комитет по разработке урановой бомбы (комитет MOD). В двух докладах, подготовленных комитетом MOD под руководством министра авиационной промышленности Дж. Мур-Брабазона, утверждалось: «можно создать урановую бомбу, мощь которой будет эквивалентна взрыву 1800 т тринитротолуола. Урановая бомба будет поражать не только силой взрыва, но и радиоактивностью, которая сделает пространство вокруг места взрыва бомбы опасным для человеческой жизни на длительное время».

Май 1940 - Премьер-министр У. Черчилль поручил члену кабинета Дж. Андерсену возглавить работы по атомному проекту в Англии, который получил название "Tube Alloys". (Ящик Сплава?). К работе привлечены Дж. Чедвик (первооткрыватель нейтрона), австралийский физик М. Олифант (первооткрыватель трития и гелия-3), Дж. Д. Кокрофт (создатель первого ускорителя протонов и радара) и др.

Лето 1940 - Французская группа физиков (Г.Хальбан и Л.Коварски) передаёт результаты своих исследований, часть оборудования и 185 кг тяжелой воды.

Весь 1940 – интенсивный обмен научными материалами по Атомному проекту между учёными в Англии и США.

28 декабря 1940 Письмо Дж.Д.Кокрофта к астрофизику Р.Г.Фаулеру (в то время – английскому уполномоченному в Вашингтоне по научным связям обеих стран), в котором обращено внимание на целесообразность изучения плутония. Фаулер передаёт письмо Кокрофта Лоуренсу. (В дальнейшем англичане никогда не развивали идею военного применения плутония, так как понимали, что свои ограниченные людские резервы они должны концентрировать на U-235).

3 октября 1941 – передача Дж.Томсоном Конанту официального английского доклада Конанту. Отчётная британская документация «МОД КОММИТТИ», предполагала, что атомное оружие может быть изготовлено, причём требуется 22 фунта чистого ^{235}U . (В обзоре приведена важнейшая характеристика - эффективное сечение деления ^{235}U быстрыми нейтронами: 1,8 барн. По современным представлениям оно равно 1,25 барн. На основании этих данных значение критической массы ^{235}U оценено как 9 - 43 кг.) В обзоре подтверждается, что выделение ^{235}U путем диффузии осуществимо. (В Великобритании рассматривались способы разделения изотопов урана методами термодиффузии, центрифугирования и газовой диффузии. По результатам этого рассмотрения был сделан вывод о наибольшей перспективности метода газовой диффузии для разделения изотопов урана по сравнению с методами центрифугирования и термодиффузии. Англичане проделали большую работу над вопросами разделения газообразных соединений урана методом диффузии, создав общую теорию каскадов. Была спроектирована диффузионная установка для разделения изотопов урана). Как и немцы, англичане при выборе замедлителя нейтронов предпочли тяжёлую воду графиту. Было показано, что цепная реакция может происходить в сравнительно малых установках с **природным** ураном и тяжелой водой. (В Англии в то время оказалось 180 кг тяжелой воды, вывезенной из Норвегии, и составлявшей в то время почти весь мировой запас этого материала). Английские учёные знали, что в Норвегии производится каждые сутки несколько килограммов тяжелой воды и что германское правительство заказало большие количества парафина с тяжелым водородом; применение этого материала для чего-либо иного, кроме исследований урана, нельзя было себе представить. Англичане опасались, что если немцам удастся получить атомную бомбу раньше союзников, война может закончиться в несколько недель. Эта информация впоследствии стимулировала неоднократные попытки уничтожения норвежского завода по производству тяжелой воды.

Лето 1941 Заявление Чедвика: «Мы убеждены, что создание атомной бомбы реально и может сыграть решающую роль в войне».

Осень 1941 Командировка Юри и Пеграм в Англию для того, чтобы из первоисточника узнать, как там обстояло дело. Это был первый случай, когда кто-либо из американцев был в Англии специально в связи с проблемами урана. Доклад, представленный Юри и Пеграмом, подтверждал и расширял сведения, полученные раньше.

11 октября 1941 - Ф.Рузвельт обращается к У.Черчиллю с предложением делать атомную бомбу совместно.

1941-1942 - обмен информацией между учеными США, Англии и Канады по атомному проекту.

Январь 1942 Возвращение Юри и Пеграм в США. По их докладу В.Буш (начальник Управления Научно-Исследовательских работ) решает, что работу по вопросам урана необходимо продвинуть вперёд работы по вопросам урана более энергично.

Начало 1942 В связи с массовыми бомбардировками Германией городов Англии, Великобритания добровольно передала США свои разработки и ведущих ученых проекта, что позволило США занять ведущее положение в создании ядерного оружия.

Август 1943 - в Канаде Ф.Рузвельт и У.Черчилль подписали секретное соглашение (Квебекское соглашение) о сотрудничестве между двумя странами по созданию атомной бомбы и об использовании после войны атомной энергии в мирных целях.

Конец 1943 - несколько ведущих физиков - участников атомного проекта прибывают в США (Дж.Чедвик, Р.Пайерлс, М.Олифант, К.Фукс и др.).

4 июля 1945 - английское правительство даёт согласие на применение атомной бомбы против Японии.

1946 - после успешного завершения Манхэттенского проекта английские физики возвращаются в Англию.

Лето 1946 - Конгресс США принимает закон Макмагона, запрещающий передачу атомной информации кому бы то ни было, включая и Великобританию. Начало активности разведки Великобритании по похищению американских атомных секретов.

Январь 1947 - Английское правительство принимает окончательное решение о создании ядерного оружия. Организационная часть проекта поручена маршалу авиации лорду Порталу, научная часть - доктору Ульяму Пинни (Пинней, William Penney). Лорд Портал несёт полную ответственность за реализацию атомного проекта перед правительством. Английские ученые и специалисты начинают не с нуля. Многие из них работали в США и Канаде в рамках Манхэттенского проекта.

Август 1947 - Великобритания запускает свой первый атомный реактор.

1952 – создание британской атомной бомбы. Англичане просят разрешения на испытание атомную бомбу на американском полигоне, но им отказано. Оборудование собственного полигона на островах Монте-Белю вблизи Австралии.

1949 Начало строительства газодиффузионного обогатительного завода в Англии

Октябрь 1950 - физический пуск первого реактора по производству плутония в Виндскейле в Англии

3 октября 1952 в 9 часов 15 минут - взрыв первой английской плутониевой атомной бомбы. Мощность 25 кт ТНТ

1953 Август - начало строительства промышленно-энергетического реактора в Колдер Холле

1955 Февраль - английская программа строительства АЭС предусматривает ввод в действие: от 400 до 800 МВт в 1963 году, от 1400 до 1800 МВт- в 1965 году

27 августа 1956 - пуск первого блока АЭС в Колдер Холле (Англия)

11 октября 1956 Первое воздушное ядерное испытание со сбросом атомной бомбы с самолета

28.04.58 Первое ядерное испытание мощного двухстадийного термоядерного заряда

23.09.58 Последнее атмосферное ядерное испытание

21 октября 1960 - спуск на воду первой английской атомной подлодки с американским реактором на борту

1 марта 1962 Первое подземное ядерное испытание

14 октября 1962 - пуск быстрого реактора в Великобритании. Пуск первых британских АЭС: 12 июня и 2 ноября - Berkeley-1 и 2; 1 июля и 12 ноября - Bradwell-1 и 2.

18 февраля 1963 - пуск прототипа английского газографитового реактора AGR.

1964 Пуск завода по переработке отработанного ядерного топлива в Винд-скейле (Англия).

25 мая 1965 - Англия выбирает газографитовые реакторы AGR и отвергает BWR и PWR. Осенью Англия принимает программу: 8 ГВт ввести в действие до 1975 года

1970 Компания "Юренко" принимает решение построить в Англии обогатительный завод на принципе центрифуг.

26.11.91 Последнее ядерное испытание. Всего Великобритания провела 45 ядерных испытаний.

12 ноября 1993 - стороны, подписавшие Лондонское соглашение о затоплении ядерных отходов, решают окончательно прекратить сброс отходов в море

Создание атомной бомбы обошлось Англии в 150 млн. фунтов стерлингов. Кроме созданной в годы войны собственной научной и технологической базы, значимый опыт и знания английские специалисты приобрели в США и Канаде в рамках работы над Манхэттенским проектом.

3. ФРАНЦИЯ

1939-1940 Фредерик Жолио-Кюри вместе с Х.Хальбаном и Л.Коварски первыми в мире начинают работы по проектированию ядерного реактора на основе природного урана с тяжелой водой в качестве замедлителя. Жан Перрен первым правильно оценивает критическую массу урана-235.

1940 - в связи с оккупацией немцами Франции году Х.Хальбан и Л.Коварски вместе с оборудованием и запасами тяжелой воды (185 кг) переезжают в Англию. Там в конце 1940 они демонстрируют практическую возможность получения атомной энергии непосредственно из природного урана с использованием тяжелой воды.

18 октября 1945 - создан Комиссариат по атомной энергии (СЕА), руководителем которого был назначен Ф.Жолио-Кюри.

15 декабря 1948 под руководством Ф.Жолио-Кюри осуществлен физический пуск ЗОЕ первого тяжеловодного реактора нулевой мощности в Шатийоне.

1950 - руководителем СЕА назначен Франсуа Перрен.

Июль 1952 - французский парламент одобряет пятилетний план развития атомного сектора

Начало 1954 - Франция имеет два тяжеловодных реактора. Планы по строительству двух уран-графитовых реакторов.

Август 1955 - предложена программа строительства АЭС: один блок каждые 18 месяцев, итого: 800 МВт к 1965 году

28 сентября 1956 - пуск реактора G-1 в Маркуле: первый атомный кВт*ч во Франции.

Конец 1956 (после Суэцкого кризиса) - окончательное решение о создании ядерного оружия.

5 декабря 1956 - в составе Комиссариата по атомной энергии создан Комитет по разработке атомной бомбы.

19 декабря 1956 утверждена программа создания ядерных сил Франции.

Начало 1958 - с разрешения председателя Комиссии по атомной энергии США Л. Страуса группа французских специалистов посетила Невадский испытательный полигон и закупила оборудование, которое использовалось при проведении первых французских ядерных испытаний.

1958 Начало строительства обогатительного завода в Пьерлятте.

22 апреля 1959 - пуск промышленно-энергетической АЭС-2 в Маркуле.

13 февраля 1960 в районе Реггана в Алжире, в пустыне Сахара Франция провела первое ядерное испытание. Мощность 25 кт ТНТ.

4 апреля 1960 - пуск промышленно-энергетической АЭС Г-3 в Маркуле во Франции

7 ноября 1961 Первое подземное ядерное испытание

14 июня 1963 - пуск АЭС А-1 в Шиноне - первой французской АЭС EDF

19 июля 1966 Первое воздушное ядерное испытание со сбросом атомной бомбы с самолета

24 августа 1968 Первое ядерное испытание мощного двухстадийного термоядерного заряда

13 ноября 1969 - принято решение окончательно отказаться от газографитовых реакторов для АЭС и полностью перейти на американские PWR. В США заказано 4 блока АЭС мощностью 500-1100 МВт каждый.

Ноябрь 1970 - международный коллоквиум в Кадараше во Франции с участием советских специалистов, посвященный реакторам на быстрых нейтронах.

Конец 1971 - решение о строительстве европейского обогатительного завода.

1973 - создание фирмы "Евродиф" для строительства и эксплуатации европейского обогатительного диффузионного завода.

1974 Начало реализации первой масштабной программы строительства АЭС во Франции (13 блоков по 900 МВт за 1974-1975 годы). Франция продала два энергетических реактора Ирану.

Иран вступил в "Евродиф".

14 сентября 1974 Последнее атмосферное ядерное испытание

1975 Запуск АЭС "Суперфеникс" с реактором на быстрых нейтронах

1976 Создание фирмы SOGEMA.

- 30 декабря 1977** - пуск первой серийной АЭС с PWR мощностью 900 МВт в Фессенхайме
- 14 сентября 1978 - визитом Воронина, начальника главка Министерства энергетики СССР в Бюже (Франция), начался обмен делегациями между Францией и СССР в рамках работы сектора "Электричество" франко-русской комиссии
- 7 ноября 1979** - создание во Франции Государственного агентства по обращению с радиоактивными отходами.
- Сентябрь 1981** - Франция соглашается на контроль МАГАТЭ. Октябрь - парламентские дебаты по энергетике. Подтвержден курс на атомную энергетику.
- 7 сентября 1985** - первый физический пуск "Суперфеникса" во Франции.
- 14 января 1986** - энергетический пуск "Суперфеникса" во Франции.
- 26 мая 1987** - "Суперфеникс" временно остановлен. Французское государство приватизирует Framatome - фирму по строительству атомных станций, но оставляет за собой контрольный пакет акций. 3 июня - EDF подписывает соглашение с Минэнерго, часть которого касается сотрудничества в области АЭС.
- 24 января 1989** - вновь пущен "Суперфеникс" во Франции
- 30 декабря 1991** - французским законом устанавливается государственная комиссия по распоряжению ядерными отходами.
- 1992** 1315 тонн отработанного ядерного топлива привезено на переработку на французские заводы.
- 9 апреля 1995** - остановка французского быстрого реактора "Суперфеникс". Во Франции 76,1 процента электроэнергии производится пятьюдесятью шестью блоками АЭС, 54 из которых - PWR, два - на быстрых нейтронах.
- 27 января 1996** Последнее ядерное испытание. Всего Франция провела 210 ядерных испытания.
- Июнь 1997** - объявление об окончательной остановке "Суперфеникса" во Франции
- 9 декабря 1998** - французское правительство решает создать две подземные лаборатории для разработки технологии обращения с долгоживущими высокоактивными ядерными отходами.
- 1999** Семинар по истории французской и российской (советской) атомной энергетики.

4. КАНАДА

- Сентябрь 1945** - физический пуск атомного реактора в Канаде.
- 4 июня 1962** - пуск в Канаде прототипа атомной установки на тяжелой воде.
- 1965** Канада продала тяжеловодный реактор Пакистану.
- 1984** Начало строительства в Канаде АЭС с реактором типа CANDU.

5. ШВЕЦИЯ

В документах КГБ бывшего СССР есть данные о том, что шведское правительство располагало детальной информацией по атомной бомбе в 1945-1946, полученной из США. В частности, пять секретных обобщающих докладов о ходе работ над атомной бомбой были направлены из США одновременно в СССР и Швецию. Часть материалов шведам была передана Н.Бором после того как он покинул Лос-Аламос.

- 1945**-образовано Шведское Национальное Управление оборонных исследований
- 1947** - создано агентство ядерной энергии.
- 1952** - Управление оборонных исследований начало разработку атомного оружия, в частности, атомной бомбы имплозивного типа.
- 1954** - пущен первый ядерный реактор.
- Январь 1957** Швеция публично объявляет, что она имеет все ресурсы для производства атомной бомбы в течение 6-7 лет.
- 22 мая 1968** Швеция отказывается от программы создания ядерного оружия
- Август 1968** Швеция подписывает Договор о нераспространении ядерного оружия.

И.Н.Бекман

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 5. РАЗВИТИЕ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ В РАЗНЫХ СТРАНАХ: СССР (Россия),

Содержание

1. АТОМНАЯ СФЕРА СССР ДО НАЧАЛА ОТЕЧЕСТВЕННОЙ ВОЙНЫ	1
2. УРАНОВЫЙ ПРОЕКТ СССР В ГОДЫ ВОЙНЫ	6
3. СОВЕТСКИЙ АТОМНЫЙ ПРОЕКТ	12
4. ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ РОССИИ	23
Приложение. Руководители советского атомного проекта	24

Если взять два последних десятилетия, то оказывается, что принципиально новые направления в мировой технике, которые основываются на новых открытиях в физике, все развивались за рубежом, и мы их перенимали уже после того, как они получили неоспоримое признание. Перечислю главные из них: коротковолновая техника (включая радар), телевидение, все виды реактивных двигателей в авиации, газовая турбина, атомная энергия, разделение изотопов, ускорители. Но обиднее всего то, что основные идеи этих принципиально новых направлений в развитии техники часто зарождались у нас раньше, но успешно не развивались. Так как не находили себе признания и благоприятных условий.

П.Л.Капица Письмо к Сталину от 30.06.1952

1. Атомная сфера СССР до начала Отечественной войны

В России в начале 20-го века В.И.Вернадский, И.А.Антипов и В.И.Спицын изучали радиоактивность отечественных вод и минералов.

В 1909 для целей изучения явления радиоактивности была создана Радиевая комиссия (председатель – В.Вернадский).

24 сентября 1918 - Организация в Петрограде Государственного рентгенологического и радиологического института, в состав которого вошло физико-техническое отделение во главе с А.Ф. Иоффе.

В 1918 В.Г.Хлопин приступает к организации радиевого завода. Этот завод - Березниковский радиевый - строился на реке Каме в Пермской области и здесь после в 1922 проведено первое выделение радия из отечественных урановых руд.

15 декабря 1918 -Создание в Петрограде Государственного оптического института (директор Д.С. Рождественский).

Конец 1918 года - Создание в Москве Центральной химической лаборатории, с 1931 преобразованной в Физико-химический институт (директор А.Н.Бах).

Зима 1920 - в Петрограде создана Атомная комиссия. 21 января 1920 состоялось ее первое заседание с участием А.Н.Крылов, А.Ф.Иоффе, Д.С.Рождественский, Н.И.Мухелишвили, В.К.Фридерикс, А.И.Тудоровский, А.Ю.Крутков, В.А.Бурсиан, В.М.Чулановский, Е.Г.Яхонтов. Вскоре в комиссию вошли А.А. Фридман, Г.Г.Слюсарев и др. С докладами выступили А.Ф.Иоффе («Данные о строении атома, вытекающие из рентгеновских спектров») и А.Н.Крылов («Некоторые замечания о движении электронов в атоме гелия»).

15 апреля 1921- Создание при Академии Наук Радиевой лаборатории во главе с В.Г.Хлопиным.

Конец 1921 - Разработка и внедрение И.Я.Башиловым технологии переработки урановой руды из Тюямуюнского месторождения для получения в заводском масштабе препаратов радия и урана.

1 декабря 1921 В.Хлопин и М.Пасвик получили первый препарат радия из руд тюямуюнских месторождений в Туркестане. Заложены основы отечественной радиевой промышленности. С 1927-го года добыча радиоактивных элементов началась и на другом среднеазиатском руднике -

Табошар. Разведка и разработка урановых месторождений расширялась и активизировалась. Потребность страны в урановых рудах нарастала.

Научные исследования по атомной энергии проводились в Рентгенологическом институте, а после его разделения в ноябре 1921 - в Физико-техническом институте (директор А.Ф.Иоффе), где работали: П.Л.Капица, Н.Н.Семенов, В.Г.Хлопин, А.А.Чернышев, И.В.Обреимов, В.А.Бурсиан, П.И.Лукирский, Я.И.Френкель, К.Ф.Неструх. Вскоре к ним присоединились А.К.Вальтер, В.Н.Кондратьев, В.А. Фок, Д.В.Скобельцын, А.П.Константинов, И.В.Курчатов, А.П.Александров, И. К. Кикоин, Ю. Б. Харитон, А. И. Лейпунский, Л. А. Арцимович и И. М. Франк.

Ноябрь 1921 - в Петрограде образованы три института: Рентгенологический и радиологический институт (директор М.Неменов); Ленинградский Физико-технический институт (А.Иоффе); Радиевый институт (В.Вернадский).

1922 - начало работы Радиевого института. РИАН состоял из трех отделов - химического (В.Г.Хлопин), физического (Л.В.Мысовский) и геохимического (В.И.Вернадский). Институт явился центром, объединившим все работы в области исследования явлений радиоактивности, изучения радиоактивных месторождений и методов извлечения радиоактивных элементов из минералов. РИАН начиная с 1923-го года стал радиевой руды и самого радия.

Замечание. В 1918 в распоряжении ВСНХ было не менее 2.4 г радия-металла (в 1913-м году во всей Западной Европе было получено 2.126 г радия-металла). К 1939 в СССР ежегодно получали 10–15 граммов чистого радия. Переработка урановых руд велась с целью получения радия и некоторых других природных изотопов. До войны промышленность СССР выдавала некоторые соли урана, но производства металлического урана не существовало.

1 марта 1923 - Принятие постановления Государственного Совета Труда и Оборона о добыче и учете радия. Радий признаётся государственным валютным фондом. Радиевая руда и сам радий передаётся в Высший Совет Народного хозяйства, а общее научное руководство его добычей и учетом, а также хранением радия возлагается на РИАН.

1928 - начало работы Сибирского физико-технического института в Томске, Уральского института физики металлов - в Свердловске и Украинского физико-технического института в Харькове (Директор И.В.Обреимов).

1931 - в Ленинграде открылся Институт химической физики (директор Н.Н.Семенов).

1931 - Создание на базе Института прикладной минералогии Государственного научно-исследовательского института редких металлов (Гиредмет) во главе с В.И. Глебовой.

1932 - Д.Д.Иваненко выдвинул гипотезу строения ядер из протонов и нейтронов.

1932 - РИАН начинает изготовление нейтронных источников.

1932 - по предложению Л.В. Мысовского и физика-теоретика Г.А. Гамова принято решение о создании в РИАН первого в Европе и Азии ускорителя заряженных частиц - циклотрона. Г.А. Гамов публикует монографию «Строение атомного ядра и радиоактивность».

1932 - в Москве основан Физический институт им. П.Н. Лебедева (директор С.И. Вавилов).

В декабре 1932 в Физтехе создана «особая группа по ядру». Начальником группы - А.Ф. Иоффе, заместитель - И.В. Курчатов. Группа из десяти физиков включала Д.В. Скобельцина, М.А. Еремеева, Д.Д. Иванченко и И.П. Селинова. Консультанты группы - Г.А. Гамов и Л.В. Мысовский. Вскоре группа была преобразована в отдел ядерной физики во главе с И.В. Курчатовым.

1933 - Создание Комиссии по изучению атомного ядра АН СССР, в состав которой вошли А.Ф.Иоффе (председатель), С.Э.Фриш, И.В.Курчатов, А.И.Лейпунский и А.В.Мысовский.

1933 - под Ленинградом состоялась Первая всесоюзная конференция по физике атомного ядра. Оргкомитет конференции возглавил И. В. Курчатов. В ее работе приняли участие Ф. Жолио и Ф. Перрен из Франции, Л. Х. Грей и П. Дирак из Англии, а Ф. Россети – из Италии. Из Чехословакии приехал Г. Бен, из Швейцарии - Вайскопф.

1934 - основан Институт физических проблем АН СССР (директор П.Л. Капица)

1934 - П.А.Черенков открыл новое оптическое явление (излучение Черенкова-Вавилова).

1934 - Получение А.И.Бродским (Институт физической химии АН УССР) первой тяжёлой воды в СССР. В 1939 были сделаны первые шаги по ее промышленному производству.

1935 И.В.Курчатов, Б.В. Курчатов, Л.В.Мысовский и др. открывают ядерную изомерию у искусственных радионуклидов.

20-26 сентября 1936 в Москве состоялась Вторая Всесоюзная конференция по ядерной физике и космическим лучам, созданная Академией наук СССР. В ее работе приняли участие 120 советских физиков, а также Паули (Цюрих), Оже (Париж), Вильяме (Манчестер), Пайерлс (Кембридж) и др.

В 1936 в Ленинградском физико-техническом институте начато строительство самого мощного в Европе циклотрона – ускорителя протонов, на котором впоследствии удалось синтезировать «импульсные количества» нептуния и плутония.

В конце тридцатых годов в СССР стали прибывать учёные-физики, по национальным (евреи) и идеологическим (коммунисты) соображениям покинувшие страны победившего национал-социализма (Венгрия, Румыния, Австрия, Германия). Они оказали существенное влияние на развитие работ в СССР по ядерной тематике.

В 1937 в Радиевом институте (РИАН, Ленинград) запущен ускоритель протонов - циклотрон - первый в Европе.

В 1937 в СССР начались массовые репрессии, коснувшиеся и значительного количества учёных. Г.А.Гамов эмигрировал (П.Л.Капица был насильственно задержан в СССР), арестованы Л.Д.Ландау (сидел в Лубянской тюрьме с 1937 по 1939) и Д.Д.Иваненко (автор первой реальной модели ядра, был в заключении с 1934 по 1943) и многие другие физики и химики, расстреляны декан физфака Московского университета Б.М.Гессен, талантливые учёные М.П.Бронштейн и австриец К.Б.Вайсельберг. Работавший в Харьковском Физтехе австрийский физик А.С.Вайсберг арестован. С ходатайством о его освобождении с письмом к Сталину обратились А.Эйнштейн и ряд нобелевских лауреатов. Вайсберг был депортирован в Германию и передан в руки гестапо. В 1951 во Франкфурте-на-Майне вышла его книга «Ведьмовской шабаш. Россия в горниле чисток». За пределы СССР был выдворен работавший в Физтехе немец Ф.Г.Хоутерманс (во время войны – сотрудник лаборатории фон Арденне, в 1951 Лондоне выпустил книгу, явившуюся предтечей «Архипелага Гулага» А. Солженицына). Чудом (у него нашли документ, подписанный Сталиным) избежал ареста в Харькове немец Ф.Ф.Ланге, изобретатель центрифужного метода разделения изотопов урана.

1938 - пущен большой электростатический генератор в Харьковском физико-техническом институте.

Начало марта 1938 А.Иоффе, И.Курчатов, А.Алиханов, Л.Арцимович, Я.Френкель, Я.Хургин и другие сотрудники Ленинградского физико-технического института отсылают в СНК СССР на имя В.М.Молотова письмо, в котором ставят на правительственном уровне вопрос об экспериментальной базе ядерных исследований. «Атомное ядро - стало одной из центральных проблем естествознания».

Лето 1938 - Формулировка директором Радиевого института В.Г.Хлопиным предложений по разработке проблемы атомного ядра в институтах АН СССР в третьей пятилетке.

1-6 октября 1938 в Ленинграде состоялась 3-я Всесоюзная конференция по ядерной физике и космическим лучам. Созвана отделением математических и естественных наук АН СССР. Конференция заслушала 29 докладов по проблемам: «Космические лучи», «Прохождение быстрых частиц через вещество», «Теория новых частиц», «Свойства тяжелых частиц и строение ядер».

Конец 1938 - Формулировка директором Физического института С.И.Вавиловым предложений по организации работ в институтах АН СССР по исследованию атомного ядра.

25 ноября 1938 принято Постановление Президиума АН СССР «Об организации в Академии наук работ по исследованию атомного ядра». Председателем постоянной Комиссии по атомному ядру при Физико-математическом отделении АН СССР стал С.И.Вавилов, в неё вошли

А.Ф.Иоффе, И.М.Франк, А.И.Алиханов, И.В.Курчатов, В.И.Векслер и др. В июне 1940 в состав Комиссии были введены В.Г.Хлопин и И.И.Гуревич.

28 января 1939 письмо Президиума Академии наук в СНК СССР «Об организации работ по изучению атомного ядра в Союзе»

7 марта 1939 - Предложение М.Г.Первухина о концентрации исследовательских работ по атомному ядру в Физико-техническом институте в г.Харькове.

1939 - сотрудники Института химической физики Ю.Харитон и Я.Зельдович рассчитали разветвленную цепную реакцию деления урана в реакторе, как регулируемой управляемой системе. В качестве замедлителей нейтронов предлагалось использовать тяжелую воду и углерод. Они же выяснили условия возникновения ядерного взрыва, получили оценки его колоссальной разрушительной силы. Г.Флеровым и Л.Русиновым экспериментально были получены важные результаты по определению ключевого параметра цепной реакции - числа вторичных нейтронов, возникающих при делении ядер урана нейтронами.

1 сентября 1939 – начало 2-ой Мировой войны.

15-20 ноября 1939 в Харькове состоялась 4-ая Всесоюзная конференция по физике атомного ядра и космических лучей. Заслушано 35 докладов.

Февраль 1940 - доклад И.В.Курчатова «О проблеме урана».

16–17 апреля 1940 - Первое Всесоюзное совещание по химии изотопов. На конференции обсуждались планы производства тяжёлой воды на Чирчикском электролизном заводе.

Май 1940 - К.А.Петржак и Г.М.Флёров открыли явление самопроизвольного (без облучения нейтронами) деления ядер урана, сопровождающегося испусканием нейтронов. Ю. Б. Харитон и Я. Б. Зельдович определили необходимые условия для того, чтобы процесс шел непрерывно, т. е. имел цепной характер. Разработан план работ по осуществлению цепной реакции деления.

Замечание. Флёров и Петржак не могли определить какой именно изотоп урана (уран-238 или уран-235) способен к самопроизвольному делению. Сейчас известно, что вероятность спонтанного деления урана-235 более чем на порядок **меньше** вероятности спонтанного деления урана-238.

12 июля 1940 - записка В.И.Вернадского, А.Е.Ферсмана и В.Г.Хлопина заместителю председателя правительства Н.А.Булганину «О техническом использовании внутриатомной энергии». Мнение учёных, изложенное в записке, было поддержано Президиумом АН СССР и доведено в сентябре 1940 до сведения аппарата ЦК ВКП(б), а в начале 1941 с предложением о необходимости организации работ по использованию атомной энергии в военных целях к Народному комиссару обороны СССР С.К.Тимошенко обратился В.А.Маслов. Однако специальных правительственных решений по проблеме использования атомной энергии путём осуществления ядерной цепной реакции в 1940–1941 в СССР принято не было. Работы в этом направлении координировались решениями Президиума АН СССР и созданной 30 июля 1940 Президиумом АН СССР Комиссии по проблеме урана под председательством В.Г.Хлопина.

Июль 1940 - Предложение А.П.Виноградова об использовании гексафторида урана для разделения изотопов урана.

30 июля 1940 на заседании Президиума АН СССР создана Комиссия по проблеме урана для координации и общего руководства научно-исследовательскими работами АН СССР по урановой проблеме. В неё вошли 14 человек: Хлопин, Вернадский, Иоффе, Ферсман, Вавилов, Лазарев, Фрумкин, Мандельштам, Кржижановский, Капица, Курчатов, Щербаков, Харитон, и Виноградов. Сразу же организуется Государственный фонд урана, некоторые члены комиссии отправились в Среднюю Азию, где находятся главнейшие урановые месторождения.

23 августа 1940 - Предложение А.П.Виноградова о необходимости поисков новых летучих соединений урана (кроме гексафторида UF_6), необходимых для решения проблемы изотопного разделения урана.

29 августа 1940 И.Курчатов, Л.Русинов, Г.Флеров, Ю.Харитон направили в Президиум АН СССР письмо «Об использовании энергии урана в цепной реакции». В указанных документах излагалась конкретная программа работ по урану в различных областях науки и производства.

Через месяц программа была утверждена, начаты целенаправленные поиски новых урановых месторождений.

5 сентября 1940 - Предложения А.Е.Ферсмана о форсировании работ по разведке и добыче урановых руд.

15 октября 1940 - Комиссия по проблеме урана подготовила план научно-исследовательских и геологоразведочных работ на 1940–1941. Основными задачами являлись: исследование возможностей осуществления цепной реакции на природном уране; уточнение физических данных, необходимых для оценок развития цепной реакции на уране-235; изучение различных методов разделения изотопов и оценка их применимости для разделения изотопов урана; изучение возможностей получения летучих органических соединений урана; исследование состояния сырьевой базы урана и создание уранового фонда.

17 октября 1940 сотрудники Физико-технического научно-исследовательского института Академии наук УССР кандидаты физико-математических наук В.А.Маслов и В.С.Шпинель направили заявку в Бюро изобретений НКО СССР «Об использовании урана в качестве взрывчатого и отравляющего вещества», в которой довольно подробно описали устройство А-бомбы. Авторы писали: „Согласно последним данным физики, в достаточно больших количествах урана (именно в том случае, когда размеры уранового блока значительно больше свободного пробега в нём нейтронов) может произойти взрыв колоссальной разрушительной силы. Это связано с чрезвычайно большой скоростью развития в уране цепной реакции распада его ядер и с громадным количеством выделяющейся при этом энергии (она в миллион раз больше энергии, выделяющейся при химических реакциях обычных взрывов)... Нижеследующим показывается, что осуществить взрыв в уране возможно, и указывается, каким способом... Проблема создания взрыва в уране сводится к получению за короткий промежуток времени массы урана в количестве, значительно большем критического... В качестве примера осуществления такого принципа может служить следующая конструкция. Урановая бомба может представлять собой сферу, разделённую внутри на пирамидальные сектора, вершинами для которых служит центр сферы и основаниями - её поверхность. Эти сектора-камеры могут вмещать в себе количество урана, только немногим меньше критического. Стенки камер должны быть полыми и содержать воду либо какое-нибудь другое водосодержащее вещество (например, парафин и т.д.). Поверхность стенок должна быть покрыта взрывчатым веществом, содержащим кадмий, ртуть или бор, т.е. элементы, сильно поглощающие замедленные водяным слоем нейтроны (например, ацетиленит кадмия). Наличие этих веществ даже в небольшом количестве вместе с водяным слоем сделает совершенно невозможным проникновение нейтронов из одних камер в другие и возникновение вследствие этого цепной реакции в сфере. В желаемый момент при помощи какого-нибудь механизма в центре сферы может быть произведён взрыв промежуточных слоёв...“ „В отношении уранового взрыва помимо его колоссальной разрушительной силы (построение урановой бомбы, достаточной для разрушения таких городов, как Лондон или Берлин, очевидно, не явится проблемой) необходимо отметить ещё одну чрезвычайно важную особенность. Продуктами взрыва урановой бомбы являются радиоактивные вещества. Последние обладают отравляющими свойствами в тысячи раз более сильной степени, чем самые сильные яды (а потому — и обычные отравляющие вещества). Поэтому, принимая во внимание, что они после взрыва некоторое время существуют в газообразном состоянии и разлетаются на колоссальную площадь, сохраняя свои свойства в течение сравнительно долгого времени (порядка часов, а некоторые из них даже дней и недель), трудно сказать, какая из особенностей (колоссальная разрушающая сила или же отравляющие свойства) урановых взрывов наиболее привлекательна в военном отношении“.

Заявка не была удовлетворена (Из-за отзыва академика В.Г.Хлопина, который в отзыве написал: «Следует сказать, что заявка не имеет под собой реального основания. Кроме того, и по существу в ней очень много фантастического»). Лишь после атомной бомбардировки Японии, 7 декабря 1946 года отдел изобретательства МВС выдал авторам «не подлежащее опубликованию авторское свидетельство, зарегистрированное в Бюро изобретений при Госплане Союза ССР за №6353 с». Патент был засекречен и спрятан. На развитие работ по созданию атомного оружия в СССР он никакого влияния не оказал.

20-26 ноября 1940 в Москве созвана 5-ая Всесоюзная конференция по физике атомного ядра. В ней приняли участие 200 специалистов, представлено 50 научных докладов. Большое место на конференции занимала теория сил, действующих между частицами, из которых состоит ядро. Этому вопросу были посвящены выступления И. Е. Тамма и Л. Д. Ландау. С докладом выступил И. В. Курчатов, который подвел некоторые итоги развития ядерной физики в тот период.

30 ноября 1940 - Доклад А.Е.Ферсмана о результатах поисков месторождений урановых руд в Средней Азии.

Конец 1940 - Предложение Ф.Ф.Ланге, В.А.Маслова и В.С.Шпинеля по центрифужному способу разделения изотопов урана.

15 апреля 1941 - Постановление СНК СССР о строительстве мощного циклотрона в Москве.

В предвоенные годы ученые СССР добились значительных успехов в исследовании энергии атомного ядра. Д.Д. Иваненко предложил протонно-нейтронную модель строения атомных ядер; А.И. Бродский получил тяжелую воду; Л.А. Арцимович, И.В. Курчатов впервые доказали захват нейтрона протоном; И.В. Курчатов, Б.В. Курчатов, Л.П. Русинов и Л.В. Мысовский открыли ядерную изомерию; Л.Д. Ландау и Е.М. Лившиц разработали теорию и установили уравнение движения магнитного момента; А.П. Александров и С.Н. Жуков разработали статистическую теорию прочности; Л.В. Шубников, Б.Г. Лазарев открыли ядерный парамагнетизм у твердого водорода; К.Д. Синельников, А.К. Вальтер, А.И. Лейпунский, Г.Д. Латышев осуществили сооружение крупнейшего в Европе импульсного генератора, на котором расщепили ядро лития; П. А. Черенков открыл новый тип излучения, которое возникает при прохождении в веществе быстрых заряженных частиц (так называемый эффект Вавилова - Черенкова); И.Е. Тамм, И.Е. Франк построили теорию эффекта Вавилова-Черенкова; Я.И. Френкель независимо от Н. Бора и Дж. Уилера создал капельную модель деления ядер; Я.Б. Зельдович, Ю.Б. Харитон независимо от Л. Сциларда, Ю. Вагнера, Ф. Жолио-Кюри, Э. Ферми обосновали возможность протекания в уране цепной ядерной реакции деления.

22 июня 1941 - Нападение гитлеровской Германии на Советский Союз. Начало Великой Отечественной войны.

2. УРАНОВЫЙ ПРОЕКТ СССР В ГОДЫ ВОЙНЫ

13 октября 1941 газета «Правда», публикуя репортаж об антифашистском митинге ученых, прошедшем накануне в Москве, привела заявление академика П.Л. Капицы: «... Одним из основных орудий войны являются взрывчатые вещества... Но последние годы открыли еще новые возможности - это использование внутриатомной энергии. Теоретические подсчеты показывают, что если современная мощная бомба может уничтожить целый квартал, то атомная бомба, даже небольшого размера, могла бы уничтожить крупный столичный город с несколькими миллионами населения».

В 1941 И.И.Гуревичем была уточнена критическая масса ^{235}U и получено ее весьма правдоподобное, но (из-за приближенного знания ядерных констант) неточное значение.

Несмотря на успехи и международный авторитет советской ядерной физики, перед началом войны обстановка в науке, как и в стране, была крайне сложной. В физическом сообществе шла постоянная борьба за первенство между москвичами и ленинградцами, которая фактически привела к драматической задержке сооружения нового циклотрона Физтеха и не позволила запустить его до войны. Развитие ядерной физики подвергалось постоянным нападкам как ненужное для страны, сторонники квантовой и релятивистской физики - школы А.Ф.Иоффе и С.И.Вавилова - вынуждены были постоянно обороняться от атак реакционеров. Декан физфака МГУ Б.М.Гессен был снят и расстрелян в 1937, а физфак на два десятилетия превратился в оплот реакции.

Учёные неоднократно обращали внимание руководства СССР на необходимость развёртывания работ по освоению ядерной энергии, однако, в отличие от Германии, Англии и США, в СССР никаких реальных шагов по созданию ядерной индустрии и атомного оружия предпринято не было.

В первый год войны работы по атомной проблеме в СССР были почти полностью прекращены. Специалисты ушли на фронт. Оборудование рассредоточено по различным лабораториям, частично эвакуировано.

6 июля 1941 Государственный комитет обороны (ГКО) принял постановление о назначении председателя Комитета по делам высшей школы при СНК СССР С.В.Кафтанова уполномоченным ГКО по вопросам координации и усиления научной работы в области химии для нужд обороны.

10 июля 1941 постановлением ГКО на С.В.Кафтанова возложена обязанность подготовки предложений о внедрении в производство и на вооружение новых достижений в области взрывчатых веществ, химических средств обороны и защиты. При нём организован научно-технический совет, в состав которого вошли, А.Н.Бах, Н.Д. Зелинский, П.Л. Капица, С.С.Намёткин, А.П.Фрумкин и др. В задачи совета входило выдвижение и организация разработки новых тем, имеющих актуальное значение в деле обороны страны. Вскоре при С.В.Кафтанове была организована физическая комиссия, которую возглавил П.Л.Капица.

Конец сентября 1941 – Получение по каналам НКВД первой разведывательной информации о работах по урановому проекту в Великобритании. Резидент советской разведки в Лондоне передал по радио в Москву шифрованное сообщение о том, что в Великобритании создан специальный урановый комитет «Комитет MAUD» для практической разработки и создания атомной бомбы разрушительной силы. Предполагалось, что такая бомба может быть создана в течение двух лет и, следовательно, может повлиять на ход войны. Второе сообщение из Лондона, полученное в начале октября, приводило технические детали проекта завода по разделению изотопов урана и расчеты критической массы урана-235, из которого должна была состоять "начинка" атомной бомбы. Вскоре был получен и полный доклад по этой проблеме, подготовленный британским военным кабинетом.

Замечание. Никаких сведений о том, что Сталин был информирован об этих шифровках, не существует. Тексты, полученные из Англии, имели крайне сложный научно-технический характер и могли быть понятны лишь профессиональным ученым-атомщикам. Между тем в течение последующих полутора лет, до марта 1943 г., ни одного советского ученого-атомщика не вызывали в разведывательные отделы НКВД или армии (ГРУ) для экспертной оценки получаемых документов.

В конце ноября 1941 Г.Н.Флёрв (он служил в г.Йошкар-Оле, где закончил курсы при Военно-воздушной академии), написал письмо И.В.Курчатову, в котором призвал продолжить работы по урану и привёл собственную схему атомной бомбы. Бомба представляла собой железный ствол длиной 5–10 метров, в который для осуществления ядерного взрыва должна была быть с большой скоростью вдвинута находящаяся первоначально в подкритическом состоянии сферическая сборка из урана-235, окружённого оболочкой. (Сейчас ясно, что возможность получения в предложенном Г.Н.Флёрвым устройстве ядерного взрыва со значительным энерговыделением проблематична. Это осознал и Г.Н.Флёрв, который в дальнейшем в качестве возможной схемы атомной бомбы стал рассматривать уже пушечную схему.

В течение 1942 советская разведка получила большое число документов по урановой проблеме. Из Англии наиболее ценные сведения поступали от К.Фукса, физика-атомщика, уехавшего из Германии в 1933, и от Д.Кэрнкросса, секретаря одного из министров военного кабинета, лорда Хэнки. Из США в это же время стала поступать информация от Б.Понтекорво, эмигранта из Италии, близкого сотрудника знаменитого Э.Ферми, строившего в 1942 первый в мире урановый реактор. Кэрнкросс, Фукс и Понтекорво были коммунистами по политическим убеждениям, и передача в СССР сведений по атомной бомбе осуществлялась ими не только добровольно, но и по их собственной инициативе. Информация приходила в форме обстоятельных научных отчетов, сложных математических расчетов и копий исследований. Понять все эти материалы могли лишь ученые, знающие высшую математику и теоретическую физику. Некоторые отчеты могли быть понятны лишь химикам. Поэтому материалы лежали непрочитанными в сейфах НКВД больше года. Официальный письменный доклад Сталину от НКВД, датированный мартом 1942, имел слишком сложный технический характер и не был подписан Берия. Из Германии в СССР почти не поступало никакой информации по проблемам атомной энергии.

Осенью 1942 С.В. Кафтанов получает из ГКО обороны письмо, направленное туда Флёрвым. В письме сообщается о внезапном прекращении публикаций по ядерным исследованиям в западной научной печати. По мнению Флёрва, это означало, что исследования стали секретными и что, следовательно, на

западе приступили к разработке атомного оружия. Значит, нужно немедленно браться за разработку атомного оружия и у нас.

Осень 1942 - Кафтанов и Иоффе пишут письмо в ГКО о необходимости создания научного центра по проблеме атомного оружия.

Осень 1942 - Берия и Кафтанов, независимо друг от друга, устно представили Сталину краткие доклады по атомной бомбе. Берия сообщил Сталину о выводах разведки. Кафтанов передал Сталину разведывательную информацию о работах по проблеме атомной энергии за рубежом, полученную не по каналам разведки НКВД, а по каналам Главного разведывательного управления Генерального штаба (ГРУ ГШ) Красной армии, которая в августе и в начале сентября 1942 была направлена в его адрес.

Замечание. Ещё в мае 1942 руководство ГРУ ГШ информировало Академию наук СССР о наличии сообщений о работах за рубежом по проблеме использования атомной энергии в военных целях и просило сообщить, имеет ли в настоящее время эта проблема реальную практическую основу. Ответ на указанный запрос в июне 1942 дал В.Г.Хлопин, который отметил, что за последний год в научной литературе почти совершенно не публикуются работы, связанные с решением проблемы использования атомной энергии. В.Г.Хлопин писал *«Это обстоятельство единственно, как мне кажется, даёт основание думать, что соответствующим работам придаётся значение, и они проводятся в секретном порядке».*

Кроме того, Кафтанов доложил о письме лейтенанта Флёрова, объяснившего намного более популярно, чем НКВД, что из себя представляет атомная бомба и почему Германия или США могут овладеть этой бомбой не в столь отдалённом будущем. Флёров писал: *«История делается сейчас на полях сражений, но не нужно забывать, что наука, толкающая технику, вооружается в научно-исследовательских лабораториях, нужно всё время помнить, что государство, первое осуществившее ядерную бомбу, сможет диктовать всему миру свои условия. И сейчас единственное, чем мы сможем искупить свою ошибку - полугодовое безделье - это возобновление работ и проведение их в ещё более широком масштабе, чем это было до войны».* Кафтанов также рассказал о записной книжке майора немецких инженерных войск, убитого недалеко от Таганрога в феврале 1942, в которой содержались расчёты и формулы, указывавшие на интерес к урановой бомбе. Следовало также учесть, что в это время Гитлер заявил о подготовке немцами «сверхоружия». А что если это не просто пропаганда? Что если он изверг имел в виду именно атомное оружие? Судя по воспоминаниям Кафтанова, Сталин, походив немного по своему кабинету, подумал и сказал: "Нужно делать".

28 сентября 1942 - И. В. Сталин подписывает распоряжение Государственного комитета обороны (ГКО) СССР о возобновлении прерванных войной работ «по исследованию осуществимости использования атомной энергии путем расщепления ядра урана». Наркомцветмету поручено приступить к производству урана из отечественного сырья. Распоряжение предписывало создать при АН СССР Специальную лабораторию атомного ядра (Лаборатория №2) для координации работ по атомному проекту.

Замечание. Это постановление было принято всего лишь через полтора месяца после старта Манхэттенского проекта США. Распоряжение ГКО предписывало: *«Обязать Академию наук СССР (акад. Иоффе) возобновить работы по исследованию осуществимости использования атомной энергии путём расщепления ядра урана и представить Государственному комитету обороны к 1 апреля 1943 доклад о возможности создания урановой бомбы или уранового топлива».* Распоряжение предусматривало организацию с этой целью при Академии наук СССР специальной лаборатории атомного ядра, создание лабораторных установок для разделения изотопов урана и проведение комплекса экспериментальных работ.

27 ноября 1942 - Государственный комитет обороны (ГКО) СССР выпускает Постановление «О добыче урана», в котором поручил Наркомцветмету (Институту редких металлов) приступить к производству урана из отечественного сырья.

Осень 1942 - Л.П.Берия наконец отправляет официальное письмо на имя И.В.Сталина с информацией о работах по использованию атомной энергии в военных целях за рубежом, с предложениями по организации этих работ в СССР и секретном ознакомлении с материалами НКВД видных советских специалистов. В письме есть предложение *«проработать вопрос о создании научно-совещательного органа при Государственном комитете обороны СССР из авторитетных лиц для координирования, изучения и направления работ всех учёных, научно-исследовательских организаций СССР, занимающихся вопросом атомной энергии урана».*

27 ноября 1942 - Докладная записка И.В.Курчатова В.М.Молотову, содержащая анализ разведывательных материалов о развитии атомного проекта в Великобритании и предложения о создании атомного оружия в СССР.

15 января 1943 - Предложения В.Г.Хлопина об организации работ по атомной проблеме.

25 января 1943 - И.В.Курчатов и А.И.Алиханов составляют первый план работ Специальной лаборатории на 1943.

11 февраля 1943 Государственный комитет обороны СССР издаёт постановление «О дополнительных мероприятиях в организации работ по урану» "...в целях раскрытия путей овладения энергией деления урана и исследования возможности военного применения энергии урана". Повседневное руководство работами по урану возлагается на М. Г. Первухина и С. В. Кафтанова, а научное руководство - на профессора И. В. Курчатова.

Замечание. Программа по атомной бомбе требовала лидера. Это должен быть авторитетный и крупный ученый. Консультации о возможном лидере проводились и в аппаратах Кафтанова и Берия. Позиция НКВД важна потому, что выбранному "лидеру" нужно было знакомиться в разведуправлении НКВД с большим количеством документов, многие из которых никто не мог прочитать. Они состояли из формул, схем, расчетов и объяснений на английском языке. В НКВД накопилось две тысячи страниц научных материалов. Любому физик, которому доверили бы руководство проблемой, первые месяцы должен был работать в НКВД, а не в лаборатории. В Москву для консультаций осенью 1942 вызывали несколько физиков. Проводилась проверка их «надежности», тем более, что почти никто из них не был членом ВКП(б). Среди академиков наиболее подходящими по авторитету были Иоффе, Хлопин и Капица, которые, как директора институтов, уже возглавляли коллективы ученых. Однако академики не были большими энтузиастами бомбы и мало подходили для тесной кооперации с НКВД. Из числа более молодых физиков-атомщиков в Москву осенью вызывали Флерова, Курчатова, Кикоина, Алиханова и Харитона. Наиболее ярким физиком в этой группе был Алиханов. Будучи моложе Курчатова, он уже был избран членом-корреспондентом АН СССР. Он раньше других был избран действительным членом академии, став в 1943 самым молодым академиком. Решение ГКО о начале программы работ для создания атомной бомбы возлагало общее руководство проблемой на заместителя председателя ГКО В.М. Молотова. Ему предстояло дать рекомендации и о выборе научного руководителя. Сам Молотов в записи от 9 июля 1971 г. так вспоминает о своем решении: *«У нас по этой теме работы велись с 1943, мне было поручено за них отвечать, найти такого человека, который бы мог осуществить создание атомной бомбы. Чекисты дали мне список надежных физиков, на которых можно было положиться, и я выбирал. Вызвал Капицу к себе, академика. Он сказал, что мы к этому не готовы, и атомная бомба — оружие не этой войны, дело будущего. Спрашивали Иоффе — он тоже как-то неявно к этому отнесся. Короче, был у меня самый молодой и никому еще не известный Курчатов, ему не давали ходу. Я его вызвал, поговорили, он произвел на меня хорошее впечатление. Но он сказал, что у него еще много неясностей. Тогда я решил ему дать материалы нашей разведки — разведчики сделали очень важное дело. Курчатов несколько дней сидел в Кремле, у меня, над этими материалами».*

В выборе Курчатова руководителем работ по урану, что уже давно предлагалось А.И.Иоффе, несомненно, сыграли роль видимые всеми неумное, заразительное стремление Курчатова к активной работе, сохранившийся в нём и в зрелые годы задор молодости, умение подбирать и объединять людей для решения конкретных научных и научно-технических вопросов, предельная ясность мышления, способность глубоко анализировать возникающие проблемы и научно-техническую информацию. Стремясь к максимальной чёткости в постановке научных задач и выборе методов их решения, он требовал такой же чёткости от всех других участников работ.

Замечание. Курчатов не занимал важных административных постов. Он был научным руководителем работ по атомной науке и технике. Научным руководителем разработки и создания отечественного атомного и термоядерного оружия был Ю.Б.Харитон.

В литературе часто упоминаются неоднократные встречи Курчатова наедине со Сталиным, утверждается даже, что Сталин рассматривал у себя в кабинете плутоний, принесённый Курчатовым. Ничего этого не было. Сталин встречался с Курчатовым всего два раза. 25 января 1946, присутствовали Молотов и Берия, и на совещании с в Кремле с участием ведущих ученых-ядерщиков 9 января 1947 – через две недели после пуска первого в СССР ядерного реактора.

Далеко не все видные учёные поддержали кандидатуру Курчатова.

10 марта 1943 распоряжением по Академии наук И. В. Курчатов назначается начальником Лаборатории № 2 АН СССР – научного центра атомного проекта (кодированное название: Лаборатория измерительных приборов Академии наук (ЛИПАН), ныне РНЦ "Курчатовский институт"). Здесь под руководством И.В. Курчатова координируются все научные работы по атомной энергии, в частности, по осуществлению цепной ядерной реакции и получению обогащённого урана.

Замечание. Вопрос: почему Курчатовский институт назвали Лабораторией № 2? Иногда полагают, что это потому, что №1 должен располагаться в Кремле или на Лубянке. Это не так. Всё проще. Распоряжением ГКО от 28.09.1942 ответственным за возобновление работ по проблеме был назван вице-президент Академии наук СССР, директор Физико-технического института Иоффе. Естественно, что формирование специальной лаборатории атомного ядра, которую в соответствии с указанным распоряжением должен был организовать Президиум Академии наук СССР при Академии, началось на базе эвакуированного из г.Ленинграда в г.Казань Физико-технического института. В ЛФТИ к этому времени было организовано 10 лабораторий, однако деятельность одной из этих лабораторий - лаборатории № 2, занимавшейся вопросами акустики и радиофизики, стала сворачиваться, и её начальник А.А.Харкевич к лету 1943 перешёл в Физический институт им.Лебедева. С этим и было связано, что в распоряжении по АН СССР №122, Распоряжением 10.03.1943 №122 И.В.Курчатова был назначен начальником Лаборатории № 2 ЛФТИ. Этот номер за лабораторией был сохранён, когда вышедшим вслед распоряжением по АН СССР от 12.04.1943 официально организовывалась юридически уже независимая от ЛФТИ лаборатория - „Лаборатория № 2 АН СССР“. Своим приказом Иоффе не только закрепил ранее состоявшееся решение об организации Лаборатории № 2 АН СССР, но и с полным правом подчеркнул, что эта лаборатория выросла из Ленинградского физико-технического института.

Учёное сообщество скептически отнеслось к идее срочного освоения атомной энергии. В мае 1944 Курчатов писал Сталину: *«Лаборатория не имела поддержки и в общественном мнении среди учёных, не посвящённых, по соображениям секретности, в ход дела и заражённых недоверием к его осуществлению».*

7 марта 1943 – Экспертное заключение И.В.Курчатова по документам разведки и выработка им предложений М.Г.Первухину о развитии работ по атомному проекту в СССР. Курчатов начал с заявления о том, что полученные разведкой материалы «имеют громадное, неопределимое значение для нашего государства и науки». В заключение он написал, что «...вся совокупность сведений материала указывает на техническую возможность решения всей проблемы урана в значительно более короткий срок, чем это думают наши ученые, не знакомые с ходом работ по этой проблеме за границей».

19 марта 1944 - Формулировка И.В. Курчатовым технических требований к химической чистоте урановых материалов, поставляемых в Лабораторию №2.

15 мая 1944 - Начало промышленного производства графитовых деталей высокой чистоты.

18 мая 1944 Курчатов выдаёт справку Первухину, в которой приводит данные о путях технического осуществления атомной бомбы и атомных котлов и характеризует состояние вопроса с осуществлением их в СССР и за границей. Он привёл схему атомной бомбы типа пушечного сближения и дал следующее описание её устройства и работы: *„Атомная авиационная бомба состоит из цилиндрической оболочки, на концах которой находится атомное взрывчатое вещество - уран-235 или плутоний-239. При помощи подрыва пороховых зарядов, подложенных под активное взрывчатое вещество, бомба приводится в действие. Взрыв атомной бомбы происходит в момент соединения половин (а) и (б) урана-235 или плутония-239. Подсчёты показывают, что для осуществления бомбы, эквивалентной по своему действию 1000 тонн тола, необходимо иметь 2–5 кг урана-235 или плутония-239. Основная трудность осуществления атомной бомбы заключается в получении урана-235 и плутония-239. Из-за сложности постройки диффузионного завода может оказаться, что получение урана-235 затянется на многие годы и раньше может быть осуществлена бомба и плутония, образовавшегося в действующем котле“.*

25 июня 1944 - Пуск циклотрона в Лаборатории №2.

8 сентября 1944 Курчатов докладывает Молотову об окончании строительства и пуске циклотрона в Лаборатории №2.

Ноябрь 1944 - Начало разработки технологии получения металлического урана.

21 ноября 1944 - Направление группы советских специалистов в Болгарию для анализа состояния месторождений урановых руд.

3 декабря 1944 Сталин утверждает постановление ГКО № 7069сс „О неотложных мерах по обеспечению развёртывания работ, проводимых Лабораторией № 2 АН СССР“, явившееся важной вехой в истории советского атомного проекта. Постановление содержало детальное описание мероприятий по строительству и снабжению Лаборатории № 2 и, в частности, возлагало на НКВД СССР проведение всех строительных и дорожных работ для Лаборатории. Постановление предусматривало перевод в г. Москву из г. Ленинграда филиала Лаборатории № 2 и из г. Свердловска лаборатории Кикоина, а также организацию при Лаборатории № 2 конструкторского бюро с опытным механическим заводом. Заключительный пункт гласил „Возложить на Берия наблюдение за развитием работ по урану“ Этот пункт юридически закреплял ответственность Берия за дальнейшую судьбу советского атомного проекта.

Замечание. Идея отстранения Молотова от атомных дел и привлечения Берии к контролю за САП принадлежит Первухину.

8 декабря 1944 – Сталин утверждает постановление ГКО „О мероприятиях по обеспечению развития добычи и переработки урановых руд“, которое регламентировало вопросы передачи деятельности по добыче и переработке урановых руд НКВД СССР. Это постановление предусматривало и организацию в системе НКВД СССР научно-исследовательского института по урану, которому присваивалось наименование „Институт специальных металлов НКВД“ - „Инспекмет НКВД“ и который должен был быть размещён в Москве на территории и в помещениях, ранее принадлежавших ВИЭМ. Это будущий НИИ-9 - теперь Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических материалов им.А.А.Бочвара (ВНИИНМ). Задачей Института являлось разработка технологий получения металлического урана, его специальных соединений и металлического плутония (директор В.Б.Шевченко). Институт стал головным предприятием в области исследований по получению металлического урана и плутония. В НИИ-9 разрабатывалась технология получения металлического плутония и урана на химико-металлургическом заводе (завод "В") в Челябинске-40.

Декабрь 1944 – в СССР получен первый слиток металлического урана.

27 января 1945 - Постановление ГКО о проведении переговоров с правительством Болгарии о создании советско-болгарского акционерного общества для разведки и добычи урановых руд.

30 марта 1945 - Курчатов пишет отчёт «О немецкой атомной бомбе»: *Материал исключительно интересен. Он содержит описание конструкции немецкой атомной бомбы, предназначенной к транспортировке на ракетном двигателе „Фау“. Перевод урана-235 через критическую массу, который необходим для развития цепного атомного процесса, производится в описываемой конструкции взрывом окружающей уран-235 смеси пористого тринитротолуола и жидкого кислорода. Запал урана осуществляется быстрыми нейтронами, генерируемыми при помощи высоковольтной трубки, питаемой от специальных генераторов. Для защиты от тепловых нейтронов футляр с ураном окружается слоем кадмия. Все эти детали конструкции вполне правдоподобны и совпадают с теми, которые и у нас кладутся в основу конструирования атомной бомбы. Надо отметить, что на основе ознакомления с материалом у меня не осталось полной уверенности, что немцы действительно делали опыты с атомной бомбой.*

Замечание. Таким образом, немецким учёным в 1945 был известен принцип имплозии. К идейному потенциалу, которым они располагали, относилась и идея инициирования ядерной цепной реакции в атомной бомбе потоком быстрых нейтронов, получаемых с помощью высоковольтной трубки. Как известно, в первых атомных бомбах США и СССР имплозивного типа, инициирование цепной реакции осуществлялось внутренним Po-Be источником нейтронов, использование которого было связано с большими эксплуатационными неудобствами. Прогрессивная идея использования внешнего источника нейтронов, генерируемых высоковольтной трубкой, была реализована впоследствии уже в усовершенствованных конструкциях атомных бомб (в СССР - в 1954).

9 мая 1945 - Направление в Германию группы советских специалистов во главе с А.П. Завенягиным для поиска и приёмки материалов по урановой проблеме в Германии. Основным результатом деятельности группы состоял в обнаружении и вывозе в СССР около ста тонн урановых концентратов.

15 мая 1945 - Постановление ГКО о планах работы Лаборатории № 2 работы по атомной бомбе, в котором появился раздел: „VI. Работы по атомной урановой бомбе“. Ю.Б. Харитон назначен научным руководителем работ по атомной бомбе. Предусматривалось создание двух типов бомб: по пушечной и имплозивной схеме.

15 мая 1945 - Постановление ГКО о создании Горно-химического комбината №6 (Ленинабадский горнометаллургический комбинат) по добыче и переработке урановых руд Средней Азии (директор - Б.Н.Чирков).

16 июля 1945 - Первое испытание атомной бомбы в США.

3. СОВЕТСКИЙ АТОМНЫЙ ПРОЕКТ

23 июля 1945 - постановлением Государственного комитета обороны организованы Институт "А" и Институт "Г".

6 августа 1945 - Первое военное применение атомной бомбы США. Сброс авиабомбы на японский город Хиросиму.

9 августа 1945 - Второе военное применение атомной бомбы США. Сброс бомбы на Нагасаки.

20 августа 1945 Сталин подписывает постановление ГКО №9887сс/оп об образовании руководящих органов атомной промышленности Создан Специальный комитет при ГКО, которым атомному проекту СССР фактически был придан высший государственный приоритет. Постановление предусматривало создание новых государственных органов - Специального комитета при Государственном комитете обороны (в дальнейшем при Совете Народных Комиссаров и Совете Министров СССР, председатель Л.П.Берия), Технический совет при Специальном комитете (Б.Л.Ванников - председатель) и Первого главного управления (ПГУ) при СНК (СМ) СССР, призванных руководить всеми работами по проблеме атомной энергии и наделённых широкими полномочиями.

Из постановления Государственного Комитета Обороны СССР №9887 от 20 августа 1945 года:4. Для непосредственного руководства научно-исследовательскими, проектными, конструкторскими организациями и промышленными предприятиями по использованию внутриатомной энергии урана и производству атомных бомб организовать при СНК СССР Главное Управление - "Первое Главное Управление при СНК СССР", подчинив его Специальному Комитету при ГОКО. Председатель Государственного Комитета Обороны И. Сталин

Распоряжения Специального комитета были обязательными к выполнению министерствами и ведомствами. Спецкомитет возглавил Л.П.Берия, в его состав вошли: Г.М. Маленков, Н.А. Вознесенский, Б.Л.Ванников, А.П.Завенягин, И.В.Курчатов, П.Л.Капица, В.А.Махнев, М.Г.Первухин. На Специальный комитет была возложена организация всей деятельности по использованию атомной энергии в СССР: научно-исследовательских работ, разведки месторождений и добычи урана в СССР и за его пределами, создания атомной промышленности, атомно-энергетических установок, разработки и производства атомных бомб. Последняя задача являлась ключевой – её решению в первые годы реализации атомного проекта СССР были подчинены все другие задачи. Специальный комитет стал штабом советского атомного проекта. Он рассматривал все наиболее принципиальные вопросы, возникавшие в ходе осуществления советского атомного проекта. На заседаниях Специального комитета обсуждались, корректировались и одобрялись относящиеся к советскому атомному проекту постановления и распоряжения ГКО, СНК (СМ) СССР, которые представлялись затем на утверждение или подписывались Берия. К моменту проведения испытания первой советской атомной бомбы было проведено 84 заседания Специального комитета. За период 1945 - 1949 по вопросам советского атомного проекта было принято свыше 1000 постановлений и распоряжений ГКО, СНК и СМ СССР. Задачей Первого главного управления было непосредственное руководство научно-исследовательскими, проектными, конструкторскими организациями и промышленными предприятиями по использованию атомной энергии и производству атомных бомб.

При Специальном комитете был создан Технический совет. Председатель - Б.Л.Ванников, члены Технического совета - А.И.Алиханов, И.Н.Вознесенский, А.П.Завенягин, А.Ф.Иоффе, П.Л.Капица, И.К.Кикоин, И.В.Курчатов, В.А.Махнев, Ю.Б.Харитон и В.Г.Хлопин. При Техническом совете были созданы: Комиссия по электромагнитному разделению урана (А.Ф.Иоффе), Комиссия по получению тяжёлой воды (П.Л.Капица), Комиссия по изучению плутония (В.Г.Хлопин), Комиссия по химико-аналитическим исследованиям (А.П.Виноградов), Секция по охране труда (В.В.Парин).

10 декабря 1945 постановлением СМ СССР при Специальном комитете в дополнение к Техническому совету был организован Инженерно-технический совет под председательством Первухина.

Замечание. Берия после назначения председателем Специального комитета остался заместителем председателя Совнаркома и был освобожден от обязанностей наркома внутренних дел. На Берия

возлагалась организация закордонной разведывательной работы по получению более полной технической и экономической информации об урановой промышленности и атомных бомбах проводимой органами разведки (Наркомата государственной безопасности, Разведывательного управления Красной Армии и др.). Персональный состав Спецкомитета объединял все руководящие партийные и государственные органы, вовлеченные в создание новой научно-промышленной оборонной отрасли. Тем самым удалось решить проблему предотвращения негативных последствий межведомственных аппаратных согласований и в результате значительно сократить сроки создания ядерного оружия. В своей строго засекреченной деятельности Спецкомитет был подконтролен исключительно Сталину.

Генерал-лейтенант А.П. Завенягин с 1941г. были заместителями наркома НКВД СССР, курировал работу таких систем тюрем и лагерей, как ГУЛГМП, ГУЛГидрострой, Дальстрой, Главпромстрой, Управление лагерей по строительству Куйбышевских заводов, 9-е Управление. Он принял активное участие в атомном проекте, войдя в состав Спецкомитета и став заместителем Ванникова по ПГУ, а затем в 1953 возглавив Главк и в 1955 Министерство среднего машиностроения СССР. После назначения зам. начальника ПГУ, по линии НКВД, за Завенягиным осталось наблюдение за работой 9-го Управления и Главпромстроя. 20 августа 1951 он был освобожден от должности зам. министра внутренних дел.

Среди заместителей Начальника ПГУ был П.Я.Мешик, ранее занимавший должности: 1943-1945 - заместителя начальника Главного управления контрразведки Смерш Наркомата обороны СССР; 1945 - уполномоченного НКВД СССР по 1 Украинскому фронту, советника при Министерстве общественной администрации Временного правительства Польши, заместителя командующего 1 Украинским фронтом по делам гражданской администрации. В ПГУ в его задачу входило обеспечение полной секретности работ, охрана объектов, формирование кадров. Мешик является организатором создания в 1946-1953 закрытых зон, городов и поселков, а также режима проживающих в них работников атомной промышленности и привлеченных из других ведомств. Под его руководством строились и укомплектовывались оборудованием и эксплуатационным персоналом все объекты и службы противопожарной безопасности.

Зам. наркома НКВД СССР В. В.Чернышев, участвовал в атомном проекте, хотя в состав Спецкомитета и ПГУ не вошел. Он курировал работу строительно-производственных подразделений: ГУЛАГ, ГУЛЖДС, ГУЛЛП, а также Управления материально-технического снабжения, Хозяйственного управления, Отдела железнодорожных и водных перевозок.

30 августа 1945 - И.В.Сталин подписывает постановление Государственного комитета обороны СССР об организации межведомственного правительственного органа по координации всех работ в области атомной науки и техники - Первого главного управления при Совете Народных Комиссаров СССР. ПГУ непосредственно подчинялось Специальному комитету. Начальником ПГУ назначен Б.Л.Ванников (в годы войны – министр вооружения и боеприпасов), заместители начальника - А.П.Завенягин, П.Я.Антропов, Н.А.Борисов, А.Г.Касаткин и П.Я.Мешик, члены коллегии ПГУ - А.Н.Комаровский, Г.П.Корсаков и С.Е.Егоров. Управление обладало широкими возможностями для привлечения любых отраслей промышленности и институтов при выполнении советского атомного проекта. На базе ПГУ 6 июня 1953 было организовано 2 Министерство среднего машиностроения СССР (сегодня - Минатом России).

30 августа 1945 - Постановление ГКО о передаче завода № 12 (директор - С.А.Невструев) в подмосковном городе Электросталь в подчинение ПГУ. Это первое предприятие по переработке урановых руд, выпуску металлического урана и урановых блочков, которые затем загружали в промышленные реакторы для наработки в них оружейного плутония. Первая урановая руда, поступающая на завод № 12, была трофейной, из побеждённой Германии. В середине 1947 выпущена партия урановых блочков для загрузки первого промышленного реактора в Челябинске-40. После пуска первой АЭС на заводе начали выпускать твэлы для АЭС, ядерно-энергетических установок ВМФ и для экспериментальных реакторов. В настоящее время предприятие называется Машиностроительный завод.

4 сентября 1945 - Решение ГКО о передаче в ПГУ ГСПИ-11 (ныне ВПО ВНИПИЭТ, г.Санкт-Петербург) - головной проектной организации (директор - А.И.Гутов).

4 сентября 1945 - Решение ГКО об организации производства тяжёлой воды.

Сентябрь 1945 по представлению Специального комитета СНК СССР принимает решение о проектных, строительных и исследовательских работах по урановому проекту, для чего в ведение ПГУ при СНК СССР передаются из различных отраслей необходимые заводы, конструкторские бюро,

научно-исследовательские институты, поисковые геологические партии и другие предприятия и организации.

14 сентября 1945 - Постановление СНК СССР о передаче в ПГУ завода №48 (ныне Машиностроительный завод „Молния“, г.Москва) для производства специального оборудования (директор - П.А.Растегаев).

16 сентября 1945 принято решение о строительстве обогатительного завода и первых промышленных реакторов.

28 сентября 1945 - постановление Технического совета Специального комитета о дополнительном привлечении к работам по проблеме использования атомной энергии научных учреждений, учёных и специалистов. Постановление предусматривало проведение в 20 научных организациях конкретных научно-исследовательских работ. В числе привлечённых научно-исследовательских институтов был НИИ-6 Наркомбоеприпасов, которому поручалось *„провести опыты по обжатию металлического шара взрывной волной от шарового слоя тола“*

Сентябрь 1945 - Начало совместных работ по разведке урановых месторождений и добыче урана в Восточной Германии.

8 октября 1945 - Решение Технического совета Специального комитета о создании Лаборатории №3 (ныне Институт теоретической и экспериментальной физики, ИТЭФ, г.Москва) для физических исследований, проектирования реакторов по схеме уран-тяжёлая вода, впоследствии - для разработки термоядерного оружия (директор - А.И.Алиханов).

17 октября 1945 - Соглашение с правительством Болгарии по разведке и добыче урановых руд.

23 ноября 1945 - Договор с Чехословакией о добыче и поставках урановой руды из Яхимовского месторождения.

1 декабря 1945 - Решение СНК СССР о создании комбината №817 (ныне химический комбинат „Маяк“, г.Озёрск). В состав комбината вошли объект „А“ - промышленный реактор, завод „Б“ - радиохимический завод, завод „В“ - металлургический завод по производству плутония (директоры комбината № 817 - П.Т.Быстров, Е.П.Славский и Б.Г.Мурзуков; научный руководитель - И.В.Курчатов; главный конструктор - Н.А.Доллежал).

1 декабря 1945 - Решение СНК СССР о создании комбината №813 (ныне Уральский электромеханический завод, г.Новоуральск) для разделения изотопов урана газодиффузионным методом (директор комбината №813 - А.И.Чурин, научный руководитель - И.К.Кикоин, главный конструктор - И.Н.Вознесенский).

10 декабря 1945 - Постановление СНК СССР об организации Инженерно-технического совета при Специальном Комитете во главе с М.Г.Первухиным. В составе совета действовало шесть секций: первая секция по проектированию и сооружению заводов плутониевого комбината №817 (М.Г.Первухин, И.В.Курчатов); вторая секция по проектированию и сооружению заводов комбината №813 по газодиффузионному разделению изотопов урана (В.А.Мальшев, И.К.Кикоин); третья секция по проектированию и сооружению установок завода №814 по разделению изотопов урана электромагнитным методом (Г.В.Алексенко, Л.А.Арцимович); четвертая секция по проектированию установок по выделению изотопов (А.В.Касаткин, М.О.Корнфельд); пятая секция по проектированию и сооружению горнометаллургических предприятий (А.П.Завенягин, Н.Ф.Правдюк); шестая секция приборостроения (Н.А.Борисов).

17 декабря 1945 - Постановление СНК СССР о создании Лаборатории №4 ПГУ по разработке технологии разделения изотопов урана центрифужным методом (начальник - Ф.Ф.Ланге).

19 декабря 1945 - Совет Народных Комиссаров СССР принял постановление об организации в составе НКВД Лаборатории "В" (ныне РНИЦ Физико-энергетический институт, ФЭИ, г.Обнинск) для разработки новых типов реакторов (директор - Л.С.Буянов).

27 декабря 1945 - Совет Народных Комиссаров СССР принял постановление о создании на Ленинградском Кировском заводе Особого конструкторского бюро для выполнения работ по атомной технике (Центральное конструкторское бюро машиностроения).

27 декабря 1945 - Решение СНК СССР об организации Особого конструкторского бюро, ОКБ ЛКЗ (Ленинградский Кировский завод) и ОКБ ГМЗ (Горьковский машиностроительный завод)

для создания установок по газодиффузионному разделению урана - Центральное конструкторское бюро машиностроения (главный конструктор ОКБ ЛКЗ - С.А.Аркин, главный конструктор ОКБ ГМЗ - А.И.Савин).

27 декабря 1945 - Постановление СНК СССР о создании ОКБ „Электросила“ (ныне НПО „Электрофизика“, г. Санкт-Петербург) для создания оборудования для электромагнитного разделения изотопов (начальник - Д.В.Ефремов, научный руководитель - Л.А.Арцимович).

Конец 1945 - Доставка на завод №12 из Германии ста тонн уранового сырья.

28 января 1946 - Постановление СНК СССР о создании при заводе им. Орджоникидзе ОКБ „Гидропресс“ (г.Подольск) для разработки ядерных реакторов (начальник - Б.М.Шолкович).

29 января 1946 - Решение Генеральной Ассамблеи ООН о создании Комиссии ООН по атомной энергии.

9 апреля 1946 Совет Министров СССР принимает важные решения, касающиеся организации работ над атомным проектом СССР. Постановление СМ СССР № 803-325сс „Вопросы Первого главного управления при СМ СССР“ предусматривало изменение структуры ПГУ и объединение Технического и Инженерно-технического советов Специального комитета в единый Научно-технический совет в составе ПГУ. Председателем НТС ПГУ был назначен Ванников, заместителями председателя НТС - Курчатов и Первухин. С 1 декабря 1949 председателем НТС ПГУ стал Курчатов. Постановлением СМ СССР № 805-327сс „Вопросы Лаборатории № 2“ сектор №6 этой Лаборатории был преобразован в Конструкторское бюро № 11 (КБ-11) при Лаборатории № 2 АН СССР по разработке конструкции и изготовлению опытных образцов реактивных двигателей (условное наименование атомных бомб). Впоследствии - Всесоюзный научно-исследовательский институт экспериментальной физики (ВНИИЭФ), сейчас - Российский ядерный центр. Сам город с 1955 г. имел название Кремлёв, затем Арзамас-16, в настоящее время – Саров, Нижегородской области. Начальником КБ–11 назначен генерал-майор П.М.Зернов, главным конструктором по конструированию и изготовлению опытных реактивных двигателей - Ю.Б.Харитон. Так был учреждён советский аналог Лос-Аламосской лаборатории США. Постановлением СМ СССР № 1286-525сс Определены первые задачи КБ–11: создание под научным руководством Лаборатории № 2 атомных бомб в двух вариантах – РДС-1 и РДС-2. Под РДС-1 понимался аналог первой американской атомной бомбы имплозивного типа конструкции на основе плутония-239 (она же аналог американской атомной бомбы, взорванной над городом Нагасаки), под РДС-2 - аналог бомбы пушечного типа на основе урана-235, взорванной над городом Хиросима.

25 декабря 1946 в лаборатории № 2 пущен первый в Европе и Азии опытный уран-графитовый реактор Ф-1, и осуществлена самоподдерживающаяся цепная ядерная реакция. Реактор содержал 34800 килограммов совершенно чистого металлического урана, 12900 килограммов чистой двуокиси урана и 420000 килограммов чистого графита.

Июнь 1946 Советом Министров СССР принято постановление о создании в КБ-11 "реактивного двигателя специального" (РДС) и представлении вариантов РДС-1 и РДС-2 на испытания.

Июнь 1946 Советская делегация в Комиссии ООН по атомной энергии внесла проект Международной конвенции «О запрещении производства и применения оружия, основанного на использовании атомной энергии в целях массового уничтожения».

1946 в НИИ-9 (Москва) вводится в действие опытная установка № 5. Сочетание этой установки и опытного реактора лаборатории № 2 давало возможность на облученных в реакторе Ф-1 урановых блоках не только опробовать технологию, но и испытывать конструкцию оборудования и системы контроля будущего радиохимического завода.

В **1945-1946** годах были созданы радиохимические технологии и организован выпуск металлического урана, а также реакторного графита высокой степени чистоты в количествах, необходимых для пуска первого экспериментального реактора.

9 января 1947 Сталин принимает в Кремле членов Специального комитета, ведущих учёных и специалистов - участников советского атомного проекта – и заслушивает доклады о состоянии работ. В совещании, которое продолжалось около трёх часов, приняли участие Молотов, Берия, Маленков, Вознесенский, Первухин, Малышев, Махнев, Ванников, Елян, Кикоин, Харитон, Ефремов, Завенягин, Зернов, Курчатов, Арцимович, Борисов и Комаровский. На другой день после совещания Сталин утвердил постановление СМ СССР о премировании Курчатова и Арцимовича (за создание и пуск

реактора Ф-1 и создание установки по электромагнитному методу разделения изотопов урана, на которой к этому времени были наработаны макроскопические количества урана-235). В марте 1947 были премированы сотрудники Курчатова и Арцимовича, принимавшие участие в возглавляемых ими работах, а также немецкие учёные и специалисты - участники советского атомного проекта, их советские коллеги и другие советские специалисты.



Рис.1 Графитовая кладка первого в Европе исследовательского реактора «Ф-1»

1 марта 1947 на заводе № 92 в Горьком создано Специальное конструкторское бюро для разработки машин по диффузионному и центробежному разделению изотопов урана - Опытное конструкторское бюро машиностроения.

Середина 1947 выпущена партия урановых блочков для загрузки первого промышленного реактора в Челябинске-40. Позже (после пуска первой АЭС) на заводе в г.Электростали начали выпускать твэлы для АЭС, ядерно-энергетических установок ВМФ и для экспериментальных реакторов. В настоящее время предприятие называется Машиностроительный завод.

Март 1947 - решение об организации на Горьковском машиностроительном заводе опытно-конструкторского бюро машиностроения (ОКБМ) для разработки и создания оборудования для Уранового проекта. Вначале было два направления, первое - разработка диффузионных машин для обогащения урана и второе - создание промышленных реакторов для наработки плутония. С 1964 года ОКБМ выделилось в самостоятельное предприятие. Здесь разрабатывалась реакторная установка для ледокола "Ленин", проектировались реакторы для подводных лодок и других судов ВМФ, родились проекты реакторов на быстрых нейтронах.

24 марта 1947 - Научно-технический совет Первого главного управления при Совете Министров СССР заслушивает сообщение Б.С.Позднякова «Об использовании тепла ядерных реакций в энергосиловых установках». Совет признает, «что в настоящее время следует приступить к научно-исследовательским и подготовительным проектным работам по использованию энергии ядерных реакций для энергосиловых установок». Общее научное руководство по проектам энергосиловых установок применительно «к самолетам, кораблям, электростанциям и локомотивам» возлагается на И.В.Курчатова, А.И.Алиханова и Н.Н.Семенова.

Апрель 1947 Советом Министров СССР принято постановление о строительстве в районе г. Семипалатинска ядерного полигона для испытания РДС-1; начальником полигона назначен генерал-лейтенант П.М. Рожанович, научным руководителем - М.А. Садовский. В период с 1948 по 1989 годы на территории Семипалатинского ядерного полигона произведено 464 ядерных взрыва, в том числе 116 (26 наземных и 90 воздушных) в атмосфере. Здесь впервые проведено испытание термоядерного оружия (12.08.53) и водородной бомбы (22.11.55). После заключения договора о запрещении ядерных испытаний в атмосфере (1963г.) было осуществлено еще 346 подземных ядерных взрывов, в том числе пять в мирных целях (в частности, создание искусственного озера Чаган в январе 1965). С августа 1991 года официальное функционирование полигона прекращено.

19 июня 1947 Курчатов назначен научным руководителем завода №817 (в дальнейшем комбинат №817, в настоящее время комбинат «Маяк») и Центральной лаборатории этого завода. На комбинате сооружался первый в СССР промышленный реактор, радиохимический завод по выделению плутония, а затем был построен и металлургический комплекс для получения металлического плутония и изготовления деталей из плутония.

15 апреля 1948 на Комбинате № 817 (ПО «Маяк») осуществлена цепная реакция, а 19 июня выведен на проектную мощность первый в СССР промышленный ядерный реактор.

8 июня 1948 - Физический пуск первого промышленного реактора при отсутствии воды в технологических каналах

10 июня 1948 - Физический пуск первого промышленного реактора при наличии воды.

19 июня 1948 - Первый вывод реактора на проектную мощность. Курчатов непосредственно участвовал в работах пускового периода и руководил этими работами. Ещё в пусковой период, а затем и в процессе эксплуатации реактора возникали аварийные ситуации, сопровождавшиеся выходом радиоактивности за пределы активной зоны. Руководя ремонтными работами, Курчатов, не считаясь с опасностью для здоровья, часто посещал участки с высокой радиоактивностью. 24 июня 1948 Уполномоченный СМ СССР на комбинате Ткаченко вынужден был написать докладную записку на имя Берия о нарушении Курчатовым правил безопасности и предосторожности. Самоотверженная работа Курчатова, всего персонала реактора и сотрудников других объектов комбината позволили преодолеть неоднократно возникавшие трудности и обеспечить в первой половине 1949 завершения наработки и выделение необходимого для изготовления первой бомбы количества плутония.

Замечание. 19.07.48 в г. Челябинске-40 пущен первый в СССР промышленный уран-графитовый реактор "А" для наработки оружейного плутония. Затем на предприятии "Маяк" в разные годы было построено еще четыре реактора для наработки оружейного плутония: 15 июля 1950 г. введён в эксплуатацию реактор АВ-1; 6.04.51 г. - реактор АВ-2; 22.12.51 г. - реактор АИ; 15.09.52 - ректор АВ-3. В настоящее время город имеет название Челябинск-65 или Озёрск. На плутониевом комбинате (комбинат № 817, сейчас ПО "Маяк") облученные урановые блочки из реактора "А" поступали на радиохимический завод "Б". Здесь их растворяли, затем химическими методами отделяли высокоактивные продукты деления; на последующих стадиях выделяли плутоний из огромного количества урана. Выделенный плутоний переводили на химико-металлургический завод "В", где из него получали очищенный металлический плутоний и "изделия" из него. Заказчиком деталей из плутония для атомной бомбы был КБ-11 в Арзамасе-16.

Ноябрь 1948 Президент США Г.Трумэн утверждает план Комитета начальников штабов Вооруженных сил США по ведению ядерной войны против СССР (план "Пинчер"), предусматривавший удар 70 атомными бомбами по 50 городам Советского Союза, включая Москву и Ленинград

Декабрь 1948 - наработана первая партия плутония.

1949 принято решение о строительстве нового газодиффузионного завода Д-3. В физическом институте АН СССР (ФИАН) создана группа теоретиков, которой поручено исследование возможности создания термоядерного оружия.

26 февраля 1949 с радиохимического завода (завод "Б") поступила первая партия раствора плутония на завод "В". 14 апреля на химико-металлургическом заводе (завод "В") в г. Челябинске-40 получен первый слиток металлического плутония. А в августе уже были изготовлены полусферы из плутония. В апреле 1949 на территории лаборатории № 3 введен в действие исследовательский

тяжеловодный реактор ФДК. Этот реактор стал основной экспериментальной базой для проведения исследований по ядерной физике, физике твердого тела и физике ядерных реакторов. 1949. На заводе № 752 в г. Кирово-Чепецке начат выпуск гексафторида урана - исходного продукта для получения высокообогащённого урана. Чепецкий механический завод в г. Глазов (Удмуртия) является монополистом в производстве циркония и изделий из него (оболочки для твэлов), на заводе выпускается и урановая продукция (рафинированный уран, тетрафторид урана).

Апрель 1949 Ю.Б. Харитон и К.И. Щелкин представляют председателю Специального комитета Л.П. Берия доклад о готовности РДС-1 к испытаниям

Август 1949 И.В. Курчатовым, Ю.Б. Харитоновым, Е.П. Славским, А.А. Бочваром, Г.Н. Флеровым, Я.Б. Зельдовичем и др. подписаны акты, подтверждающие годность плутониевого заряда к испытаниям

20 августа 1949 в 04 часа по московскому времени на Семипалатинском испытательном полигоне осуществлен взрыв первой советской плутониевой атомной бомбы (точная копия «Толстяка», сброшенной США на г. Нагасаки); мощность взрыва составила ~ 22 тысячи тонн ТНТ. Таким образом, атомная монополия США была ликвидирована Советским Союзом не через 10-15 лет, а через 4 года, что потребовало героических усилий и мобилизации всех ресурсов разоренной войной страны, на многие последующие годы стабилизировало международную обстановку и предотвратило возможные крупномасштабные военные конфликты.

29 ноября 1949 - на заседаниях НТС и ПГУ рассматриваются представленные Лабораторией измерительных приборов, Лабораторией "В", Институтом физических проблем ОКБ "Гидропресс" и НИИХИММАШ проекты различных энергетических ядерных установок и вопросы применения их «в первую очередь в качестве судовых двигателей для крупных кораблей».

19 декабря 1949 - Б. С. Поздняков представляет на рассмотрение начальника ПГУ Б. Л. Ванникова проект исходного плана научно-исследовательских, проектных и экспериментальных работ по энергосиловым установкам, в том числе по электростанции на 75 тыс. кВт, установки на 25 тыс. кВт для подводной лодки или надводного корабля и самолетных установок (научный руководитель И. В. Курчатов), а также ряда других опытных установок под научным руководством А. П. Александрова и А. И. Лейпунского.

1 июля 1950 на базе Институтов «А» и «Г» организован Научно-исследовательский институт № 5 (Сухумский физико-технический институт им. Векуа).

11 февраля 1950 - на совещании у начальника ПГУ Б. Л. Ванникова заслушивается сообщение Н. А. Доллежалы о ходе работ по проектированию корабельной энергосиловой установки с мощностью паровой турбины около 25 тыс. кВт и принимается решение о ее сооружении на территории Лаборатории "В" как "экспериментальной установки полупромышленного типа (установка "АМ") с мощностью по тепловыделению в 30 тысяч кВт и 5 тысяч кВт по паровой турбине".

6 апреля 1950 - на основании предложения И. В. Курчатова и А. П. Александрова Правительство СССР приняло постановление о строительстве на территории ЛИПАНа малогабаритного реактора РФТ мощностью 10 тыс. кВт.

16 апреля 1950 - Совет Министров СССР принимает постановления о возложении на ПГУ руководства работами, связанными с использованием атомной энергии «для нужд народного хозяйства, проводимыми как в организациях ПГУ при Совете Министров СССР, так и в других министерствах и ведомствах».

1950 газодиффузионный завод Д-1 (комбинат № 813, сейчас Уральский электрохимический комбинат) в поселке Верх-Нейвинском (г. Новоуральск - г. Свердловск-44) выдаёт первую партию оружейного урана, из которого изготовлена первая (урановая) атомная бомба, испытанная 18.10.51. С 1949 по 1964 годы увеличилась мощность комбината № 813, введены в эксплуатацию заводы Д3, Д4, Д5. Кроме этого, построены и введены в эксплуатацию еще три завода по обогащению урана: на Сибирском химическом комбинате (Томск-7), в г. Ангарске - Ангарский электролизный комбинат и электрохимический комбинат в г. Красноярске-45.

1951 в Новосибирске строится завод № 250 (сейчас - завод химконцентратов). Продукция завода - топливо для реакторов, как военного, так и гражданского назначения.

5 мая 1951 - решением Правительства СССР на Б. Л. Ванникова, А. П. Завенягина и И. В. Курчатова возложена организация научно-исследовательских и промышленно-конструкторских работ по выяснению возможности получения самоподдерживающейся термоядерной реакции. При ПГУ при Совете Министров СССР создана специальная комиссия в составе: И. В. Курчатова (председатель), Л. А. Арцимович (заместитель), И. Н. Головин (заместитель), А. Д. Сахаров, И. Е. Тамм, М. А. Леонтович, В. В. Владимирский, Д. В. Ефремов.

18 октября 1951 Первое воздушное ядерное испытание со сбросом атомной бомбы с самолета

22 декабря 1951 пуск в Челябинске-40 реактора АИ, предназначенного для наработки сверхтяжёлого водорода (трития), используемого при создании водородной бомбы. Сырьём для этого реактора является литий, обогащённый легким изотопом Li-6, поэтому значимость лития для изготовления термоядерного оружия очень высока.

12 июня 1952 Б.Л.Ванников, В.А.Мальшев, А.П.Завенягин, Н.И.Павлов и Б.С.Поздняков обратились в Правительство по вопросу создания подводной лодки, оснащенной торпедами с термоядерным зарядом. **9 сентября** постановление Правительства СССР было подписано И. В. Сталиным.

25 ноября 1952 - Совет Министров СССР принимает постановление, определившее план работ по проектированию первой опытной атомной подводной лодки (проект № 627) на период с ноября 1952 по март 1953. Реакторную установку предполагалось выполнить в нескольких вариантах: водографитовый - разработчики Лаборатория "В" и НИИ-8; с жидкометаллическим теплоносителем - разработчики ОКБ "Гидропресс" и Лаборатория "В"; водо-водяного типа - разработчики ЛИПАН и НИИ-8. Научное руководство работами было поручено А.П.Александрову (ЛИПАН), главным конструктором энергетической установки был назначен Н.А.Доллежалъ (НИИ-8), а проекта подводной лодки - В.Н.Перегудов (СКБ-143, СПМБМ "Малахит").

21 июля 1953 - Правительство СССР приняло решение о развертывании работ по АПЛ проекта № 627, включая сооружение в Лаборатории "В" полномасштабного стенда № 27 с тремя энергетическими отсеками для проверки энергетических установок различного типа.

12 августа 1953 на Семипалатинском полигоне произведено испытание термоядерного устройства - первой водородной бомбы (так называемой «слойки»). Разработчики Ю.Б.Харитон, А.Д.Сахаров, Я.Б.Зельдович. Мощность заряда составила 400 килотонн тротилового эквивалента, в 20 раз больше, чем у атомной бомбы сброшенной на Хиросиму, при тех же габаритах. Официальное коммюнике об испытании водородной бомбы опубликовано 20.08.53.

20 ноября 1953 - Решение Правительства СССР о начале работ по созданию, проектированию и строительству первого в СССР атомного ледокола. Научным руководителем по физике реактора был назначен И. В. Курчатова, по ледоколу - А. П. Александров.

20 февраля 1954 - в состав Управления энергетического оборудования передан НИИ-58. **22 сентября** директором Института вместо В. Г. Грабина назначается А. П. Александров. В составе Института на основе использования имеющегося личного состава конструкторских бюро и научно-исследовательских лабораторий, образуется специальное конструкторское бюро № I (СКБ-I) «для разработки проектов и экспериментальных установок БФ, БН и по другим типам реакторов на быстрых нейтронах».

5 мая 1954 основан московский филиал Конструкторского бюро-11, сейчас это Всероссийский НИИ автоматики. На него было возложено создание специальных блоков автоматики и контрольно-измерительной аппаратуры, комплексных изделий для носителей нового вида вооружения, специальных приборов автоматики.

20 июня 1954 Совет Министров СССР принимает постановление о строительстве города Пенза-19 (теперь г. Заречный) и приборостроительного завода, первая продукция которого выпущена в июне 1958. Сейчас это производственное объединение "Старт", которое специализируется на выпуске сложных наукоёмких электромеханических, электронных, радиотехнических и других систем и приборов

высокого класса точности и надёжности. В корпусах ПО "Старт" происходит сборка ядерных боеприпасов.

27 июня 1954 в г. Обнинске пущена первая в мире атомная электростанция мощностью 5 тысяч кВт.

31 июля 1954 на архипелаге Новая Земля создан второй испытательный полигон для проведения полномасштабных испытаний ядерного оружия. В общей сложности на этом полигоне испытано в атмосфере и под водой различных бомб по суммарному энерговыделению около 273 мегатонн, не считая взрывов под землёй. Площадь полигона - 90 тысяч кв. км, из них на суше - 55 тыс. кв. км. С 1955 по 1962 на полигоне проводились высотные воздушные, приземные, подводные и надводные ядерные взрывы. С 1964 на полигоне проводятся только подземные ядерные взрывы. В 1992 в соответствии с Указом Президента РФ Новоземельский полигон преобразован в Центральный полигон Российской Федерации с отнесением этого полигона в Федеральную собственность России.

14 сентября 1954 проведено общевойсковое учение в районе станции Тоцкое Оренбургской области с применением атомного оружия. В ходе учений с самолёта была сброшена и на высоте 350 метров от поверхности земли взорвана атомная бомба мощностью 40 кт ТЭ. Образовался ближний (пылевой) радиоактивный след протяжённостью 210 и шириной от 1 до 28 км (дальний достиг Сибири). Сразу после взрыва через зону поражения - через эпицентр - были проведены войска. В то время основным поражающим фактором атомного взрыва командование считало ударную волну. Солдаты же и офицеры в натуральных условиях испытали на себе поражающее действие другого - радиационного фактора атомного взрыва. На учения было привлечено 45 тысяч человек личного состава воинских частей, 600 танков и самоходно-артиллерийских установок, 320 самолётов, 500 орудий и миномётов, 600 бронетранспортёров и 6 тысяч тягачей и автомобилей.

1955 первый советский обогатительный завод остановлен и демонтирован как устаревший.

28 июня 1955 Сибирский химический комбинат в г. Томск-7 выпускает первую партию оружейного урана. **20 октября 1955** на СХК запущен первый промышленный реактор И-1. В **сентябре 1958** на Сибирском химическом комбинате пущен реактор ЭИ-2 - первая промышленная Сибирская АЭС электрической мощностью 100 МВт. СХК - одно из крупнейших предприятий в России подобного профиля. 3-й реактор (АДЭ-3) запущен **14 июля 1961**, 4-й реактор (АДЭ-4) - в **1964**, 5-й реактор (АДЭ-5) - в **1965**. Химико-металлургический завод вступил в строй **17 июля 1961**. Радиохимический завод сдан в эксплуатацию 19 августа **1961**. **25.08.59** на Красноярском ГХК промышленный реактор АД вступил в число действующих. Второй реактор - АД-1 работает на ГХК с **1961**. В **августе 1961** на СХК введена в эксплуатацию первая очередь радиохимического завода.

21 сентября 1955 в губе Черная на архипелаге Новая Земля состоялся первый в СССР подводный ядерный взрыв: на глубине 12 м была взорвана боеголовка к торпедо Т-5 (мощность 20 кг).

22 октября 1955 Первое ядерное испытание (сброс с самолёта) мощного двухстадийного термоядерного заряда - первый в мире взрыв боевой водородной бомбы. А.Д. Сахаров и его коллеги в Арзамасе-16 нашли новый принцип устройства водородной бомбы, открывший широкую перспективу создания более мощного, более совершенного, более надёжного и более дешёвого оружия массового поражения.

1955 образование Уральский ядерный центр - дублёр Арзамаса-16. Сейчас в г. Челябинск-70 (Снежинск) находится Федеральный ядерный центр - Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики (РИЦ-ВНИИТФ). Это один из самых уникальных научно-исследовательских институтов России, выполняющий широкий спектр работ, среди которых: фундаментальные и прикладные исследования по ядерной физике, физике высоких давлений, гидродинамике, конструкторские и технологические работы по специзделиям, системам автоматики и средствам регистрации.

1956 В г. Димитровграде Ульяновской области основан Научно-исследовательский институт атомных реакторов им. Ленина (НИИАР). Сейчас НИИАР - один из крупнейших атомных центров России. Здесь решаются научно-технические задачи в области ядерной энергетики, реакторного материаловедения, химии и физики трансурановых элементов, физики атомного ядра.

Сентябрь 1956 пуск первого экспериментального завода по разделению изотопов урана методом центрифугирования.

5 декабря 1956 - спуск на воду первого атомного ледохода "Ленин".

1956 В Обнинске в Физико-энергетическом институте (ФЭИ) запущен наземный прототип морской реакторной установки, положивший начало отечественному военному атомному флоту.

Июнь 1957- спуск на воду первой советской атомной подлодки.

29 сентября 1957 "Кыштымская" ядерная катастрофа. Тепловой взрыв ёмкости с высокоактивными отходами на химкомбинате "Маяк" (Челябинск-40), повлёкший выброс радионуклидов общей активностью 20 миллионов кюри. Образовавшийся восточно-уральский радиоактивный след взрыва протянулся к востоку от комбината на 1000 километров. Загрязненной радионуклидами оказалась территория площадью около 20 тысяч квадратных километров с 217 населёнными пунктами, в которых проживало 270 тысяч жителей. Все эти люди получили облучение свыше допустимых годовых уровней. Население (более 10 тысяч человек) было выселено только с самых «грязных» участков.

Сентябрь 1957 - пуск первого блока промышленно-энергетической АЭС "Сибирская".

1958 Пуск быстрого реактора в Обнинске БР-5.

Июнь 1958 - спуск на воду первой советской атомной подлодки.

Сентябрь 1958 - пуск первого блока промышленно-энергетической АЭС "Сибирская".

25 февраля 1959 - Главное управление по использованию атомной энергии получает статус Госкомитета при Совмине СССР.

1959 Пуск второго блока промышленно-энергетической АЭС "Сибирская".

Июль 1960 - авария реактора на подлодке К-19: шесть жертв.

1959 Путешествие атомной подлодки К-3 к Северному полюсу откладывается.

1959 Пуск третьей и четвертой очереди промышленно-энергетической станции "Сибирская".

30 октября 1961 На полигоне Новая Земля осуществлён самый мощный 60-мегатонный взрыв водородной (термоядерной) бомбы. Он был произведён на высоте 4 километра от земной поверхности. Этот взрыв колоссальной силы до сих пор никем не превзойден.

1961 Пуск пятого блока промышленно-энергетической станции "Сибирская".

1962 в Красноярске-45 на Горно-химическом комбинате вступает в строй первая очередь электрохимического завода, оснащённого газодиффузионной технологией разделения изотопов урана. В отличие от заводов с газодиффузионной технологией этот завод в Сибири примерно, в 25 раз менее энергоёмок и использует в сто раз меньше ступеней в разделительном каскаде при выпуске высокообогащённого урана. С 1964 года завод работал на полную мощность. На ГХК **31.01.64** пущен реактор АДЭ-2 двойного назначения: для наработки плутония и теплоснабжения Красноярска-26. **20.04.64** на ГХК запущен радиохимический завод.

25 декабря 1962 Последнее атмосферное ядерное испытание.

Июль 1962 - первое путешествие советской атомной подводной лодки на Северный полюс.

Август 1963 - Курчатовский институт перешел в подчинение Минсредмаша. Пуск шестого блока промышленно-энергетической атомной станции "Сибирская".

24 апреля 1963 - пуск первого блока Белоярской АЭС.

30 сентября 1963 - пуск первой очереди Нововоронежской АЭС с реактором ВВЭР.

20 октября 1963 - пуск реактора ВК-50, похожего на ВWR, в Мелекесе.

21 декабря 1966 - Институт автоматики Министерства химической промышленности под руководством Конопатова возглавляет направление атомных двигателей для космоса.

11 октября 1966 - соглашение между ГКАЭ и СЕА (Франция) о совместных работах в Протвино на советском ускорителе и французской пузырьковой камере Мирабель.

12 июня 1967 - доклад Лейпунского в Академии наук СССР о применениях атомной энергии.

29 декабря 1967 - пуск второго блока Белоярской АЭС.

1967 Во время продолжительной засухи понизился уровень воды в озере Карачай (Челябинская область), в которое осуществлялся сброс жидких средне- и высокоактивных отходов с радиохимического завода комбината "Маяк", в результате чего оголились берега озера. Прошедший ураган поднял в воздух загрязнённые радионуклидами илы и разнёс их на значительные расстояния. Всё это привело к загрязнению природной среды на площади 1,8 тыс. кв. км. Ветровой разнос радиоактивных аэрозолей повторился в 1972.

1968 СССР даёт знать МАГАТЭ, что он готов продавать обогащенный уран или обогащать на своих заводах ядерное топливо для западных стран.

1968 Массовые заказы блоков АЭС: 4 РБМК-1000, БН-600 и ВВЭР-440.

22 октября 1968 - декрет правительства о создании атомного двигателя для космоса.

1969 Заказ на строительство первого ВВЭР-1000. Рассматривается проект марсианской станции с маленькой АЭС, выводимой на орбиту ракетой-носителем Н-1М.

Декабрь 1969 – пуск реактора БОР-60 в Ульяновске. 27 декабря - пуск второго блока Нововоронежской АЭС.

5 августа 1970 - введен в эксплуатацию испытательный стенд для атомных двигателей, предназначенных для космоса. Разработка и принятие масштабных программ строительства АЭС.

Февраль 1971 подписание советско-французского соглашения об обогащении французского урана на советских обогатительных заводах.

Февраль 1972 - физический пуск быстрого реактора БН-350.

Май 1972 - приняты и введены новые нормы на сварку, контроль качества и расчет прочности для атомных объектов.

16 июля 1973 Казахстане (г. Шевченко) пуск АЭС с энергетическим реактором на быстрых нейтронах, предназначенной для производства электроэнергии, для опреснения морской воды и снабжения города питьевой водой.

12 января 1973 - пуск первого блока Билибинской АЭС.

1974 - Заказы на строительство АЭС достигают своего пика: два РБМК-1000, два РБМК-1500, два ВВЭР-440 и четыре ВВЭР-100.

30 декабря 1974 - пуск второго блока Билибинской АЭС.

22 декабря 1975 - пуск третьего блока Билибинской АЭС.

27 декабря 1976 - пуск четвертого блока Билибинской АЭС.

28 декабря 1975 - пуск первого блока Армянской АЭС.

8 февраля 1977 - пуск первого блока АЭС "Ловииза" в Финляндии, построенной СССР

12 декабря 1978 - пуск первой очереди АЭС "Богунице" в Чехословакии.

31 декабря 1978 - пуск второго блока Армянской АЭС.

1979 Начало производства атомных подлодок третьего поколения.

26 марта 1980 - ввод в действие второго блока АЭС "Богунице" в Чехословакии.

8 апреля 1980 - пуск БН-600 на Белоярской АЭС.

4 ноября 1980 - пуск второго блока АЭС "Ловииза" в Финляндии, построенной СССР.

2 октября 1981 - пуск первого блока АЭС в Югославии, построенного Вестингхаузом.

5 февраля 1982 - правительство публикует Декрет о разработке в НПО "Энергия" атомного межорбитального буксира.

Декабрь 1983 создан Госатомнадзор.

31 декабря 1983 - Пуск первого блока Игналинской АЭС с реактором РБМК-1500.

20 августа 1984 - ввод в действие третьего блока АЭС "Богунице" в Чехословакии.

24 февраля 1985 - ввод в действие первого блока АЭС "Дукованы" в Чехословакии.

Июль 1985 - СССР соглашается на контроль МАГАТЭ. Пуск четвертого блока Курской АЭС.

9 августа 1985 - пуск четвертого блока АЭС "Богунице" в Чехословакии

30 января 1986 - пуск второго блока АЭС "Дукованы" в Чехословакии..

26 апреля 1986 Чернобыльская катастрофа с разрушением активной зоны реактора и большим выбросом радиоактивных веществ, повлекшая загрязнение огромных площадей на территориях Украины, Белоруссии и России. Катастрофа в Чернобыле нанесла страшный удар по жизни и здоровью людей, привела к загрязнению сельскохозяйственных земель, источников питьевого и поливного водоснабжения, подорвала базу животноводства и растениеводства, рыбного хозяйства и охоты.

11 июня 1986 - пуск четвертого блока АЭС "Дукованы" в Чехословакии.

14 ноября 1986 - пуск третьего блока АЭС "Дукованы" в Чехословакии.

1987 Остановка первых двух блоков станции "Сибирская".

20 августа 1987 - пуск второго блока Игналинской АЭС с РБМК-1500.

1988 Окончательно остановлены первая АЭС в Обнинске, первый блок Нововоронежской АЭС, исследовательский реактор ВК-50 типа ВВЭР в Мелекесе и быстрый реактор БОР-60 в Ульяновске.

Март 1989 - временная остановка, связанная с мощным землетрясением, двух блоков Армянской АЭС.

20 апреля 1989 - вывод из эксплуатации двух блоков Белоярской и Нововоронежской АЭС.

27 июня 1989 создано Министерство атомной промышленности и энергетики СССР во главе с Коноваловым.

8 августа 1989 - выведен из эксплуатации третий блок станции "Сибирская"

24 октября 1990 Последнее ядерное испытание. За весь период ядерных испытаний в СССР было произведено 715 ядерных взрывов, в том числе: 8 -высотных, 176 - воздушных, 25 - наземных, 3 - надводных, 3 - подводных и 500 -подземных, из них 115 - в гражданских целях.

4. ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ РОССИИ

Октябрь 1991 - Курчатовский институт официально отделяется от министерства и получает статус Российского научного центра.

Январь 1992 - Министерство атомной промышленности и энергетики СССР реорганизовано в Министерство по атомной энергии Российской Федерации. Март - Михайлов назначен министром Минатома.

1993 все газодиффузионные заводы СССР выведены из эксплуатации.

6 апреля 1993 Тепловой взрыв на радиохимическом заводе СХК Томска-7, приведший к значительному разбросу радиоактивных веществ за пределами санитарно-защитной зоны.

6 июля 1994 - Международное энергетическое агентство OCDE и Россия подписывают соглашение о сотрудничестве.

Ноябрь 1995 - вышел закон РФ об использовании атомной энергии. РФ и Иран подписали контракт о сооружении АЭС в Бушере.

Июль 1997 - персонал атомных станций требует своевременной выплаты зарплат. Минатом и Китай подписали контракты о строительстве Ляньюньганской АЭС на северо-востоке Китая

Январь 1999 - принципиальное соглашение между Россией и Китаем, подписанное министром Минатома РФ и президентом Госкомитета Китая по науке, технике и промышленности, касающееся разработки центрифуг нового поколения для обогащения урана.

Существенную роль в создании первой атомной бомбы СССР играли разведывательные данные, полученные из США. Ю.Б.Харитон подчеркивал исключительную ценность информации, полученной от Клауса Фукса, хронология контактов с которым охватывает период с конца 1941 по начало 1949 года. Это был наиболее известный, но далеко не единственный источник информации.

Разведывательная информация содержала изложение фундаментальных идей, лежащих в основе создания атомной бомбы и атомных производств, а также конкретные физические и инженерные данные, непосредственно повлиявшие на представления наших специалистов о путях и способах создания атомной бомбы.

Следующая оценка будет близка к истине: в 1941-1945 роль разведывательной информации в развитии советского атомного проекта была первостепенной, а в 1946-1949 главное значение имели собственные усилия и собственные достижения. Границей этих двух периодов является 1945 год, когда Советский Союз одержал победу в Великой Отечественной войне, и появилась возможность сосредоточить усилия государства на практическом решении атомной проблемы.

Беспрецедентная разрушительная сила атомных взрывов в Хиросиме и Нагасаки в августе 1945 года привела руководство СССР к выводу о необходимости скорейшего форсирования

работ по созданию советского атомного оружия. Что и было вскоре выполнено. Попутно были развиты направления ядерной индустрии, направленные на решение задач использования атомной энергии в мирных целях.

В СССР научным руководителем уранового проекта был И.В.Курчатов, а создателем бомб – Ю.Б.Харитон. В работе над Урановым проектом принимали участие такие научно-исследовательские институты, как РНЦ «Курчатовский институт» (1943, Москва), Государственный научный центр «Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических материалов» им. А.А.Бочвара (ВНИИНМ) (1945, Москва), Всероссийский научно-исследовательский институт химической технологии (ВНИИХТ) (1951, Москва), Научно-производственное объединение «Радиевый институт» им. В.Г.Хлопина (1922, г.Санкт-Петербург), Государственный научный центр «Физико-энергетический институт» (ФЭИ) (1946, г.Обнинск), Государственный научный центр Научно-исследовательский центр атомных реакторов им. В.И.Ленина (НИИАР) (1956, г. Димитровград), Опытно-конструкторское бюро «Гидропресс» - ОКБ «Гидропресс» (1946, г. Подольск Московская область), Российский федеральный ядерный центр Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики - РФЯЦ ВНИИЭФ (1945, г.Саров Нижегородской области, Арзамас-16), Опытно-конструкторское бюро машиностроения ОКБМ (1956, г.Нижний Новгород) и др.

Ядерную индустрию России обеспечивали такие предприятия, как Сибирский химический комбинат (СХК), г.Северск, (1953), Производственное объединение «Маяк» (ПО «Маяк»), г. Озерск (1948), Горно-химический комбинат (ГХК), г. Железногорск (1950), Ангарский электролизный Химический комбинат (АЭХК), г. Ангарск (1954), Уральский электрохимический комбинат (УЭХК), г. Новоуральск (1945), Акционерное общество «Машиностроительный завод» (АОМСЗ), г.Электросталь (1945), Химико-металлургический завод (ХМЗ), г.Красноярск (1948), Электрохимический завод (ЭХЗ) г.Зеленогорск (1955), Кирово-Чепецкий химический Комбинат (КЧХК), г.Кирово-Чепецк (1949), Производственное объединение «Чепецкий механический завод» (ПО ЧМЗ), г. Глазов (1951), Государственное научно-производственное предприятие «Политех» (ГНПП «Политех»), г.Электросталь (1974), и др.

Для испытания ядерного и термоядерного оружия были созданы полигоны (около г.Семипалатинск, Казахстан (1947) и на архипелаге Новая Земля (1954)).

В создание ядерной индустрии СССР существенный вклад внесли управленцы Б.В.Ванников, А.П.Завенягин, В.А.Мальшев, М.Г.Первухин, Е.П.Славский, геохимики: А.Е.Ферсман, В.И.Вернадский, А.П.Виноградов и др., физики: И.В.Курчатов, Ю.Б.Харитон, А.Д.Сахаров, Я.Б.Зельдович П.И.Лукинский, Г.П.Флеров, К.А.Петржак, Б.С.Джелепов, Л.В.Мысовский и др., материаловеды (А.А.Бочвар), конструктора (Н.А. Доллежал), радиохимики: В.Г.Хлопин, Вик.И.Спицын, А.П. Смирнов – Аверин, Г.Б. Костарев, И.Е.Старик, А.П.Ратнер, Б.А.Никитин, В.М.Вдовенко, Б.П.Никольский, А.А.Гринберг, М.С.Меркулова, А.Е.Полесицкий, В.И.Гребенщикова, М.Ф.Пушленков и др., военные (инженеры и офицеры).

Приложение. Руководители советского атомного проекта

Антропов Петр Яковлевич (1905-1979), государственный деятель, Герой Социалистического Труда (1954), лауреат Ленинской (1978) и Государственной (1951) премий. Заместитель начальника ПГУ при СНК-Совете Министров СССР (1945-1949), начальник Второго Главного управления при Совете Министров СССР (1949-1953), министр геологии и охраны недр СССР (1953-1962), заместитель министра среднего машиностроения СССР (1962-1979). С 1942 курировал и фактически создавал уранодобывающую промышленность СССР, обеспечивая добычу сырья, необходимого для создания атомного и термоядерного оружия и нужд атомной энергетики.

Берия Лаврентий Павлович (1899–1953), государственный и политический деятель, маршал СССР (1945), нарком (министр) внутренних дел СССР (1938–45; март–июнь 1953), зам председателя СНК (СМ) СССР (1941–53), член ГКО (1941–45), В 1944-45 зам. пред. ГКО. С 1946 член Политбюро. Председатель Специального комитета по атомной проблеме при ГКО–СНК–СМ СССР (с 1945). Дважды Герой Соц. Труда. Член Политбюро (Президиума) ЦК ВКП(б)–КПСС (1946–53).

Ванников Борис Львович (1897–1962) – государственный деятель, генерал-полковник инженерной службы (1944), зам. наркома оборонной промышленности (с 1937), нарком вооружения (1939–41), нарком боеприпасов (1942–46). Зам. председателя Специального комитета по атомной проблеме при ГКО–СНК–СМ СССР и начальник ПГУ при СНК (СМ) СССР (с 1945). Первый зам. министра среднего машиностроения СССР (1953–58). Трижды Герой Социалистического Труда (1942, 49, 54), дважды лауреат Государственной премии (1951, 1953)

Вознесенский Николай Алексеевич (1903–1950), председатель Госплана СССР (1938–49), зам. председателя СНК (СМ) СССР (1941–49), член ГКО (1942–45), член Специального комитета по атомной проблеме при ГКО–СНК–СМ СССР. Член Политбюро ЦК ВКП(б) (1947–49). Академик АН СССР (1943)

Ворошилов Климент Ефремович (1881–1969), нарком обороны СССР (с 1934), зам. председателя СНК (СМ) СССР (с 1940), председатель Президиума ВС СССР (1953–60), член Президиума ВС СССР, член ЦК КПСС (1921–61, 1966–69), член Политбюро (Президиума) ЦК (ВКП(б)–КПСС (1926–60)

Завенягин Авраамий Петрович (1901–56) - министр среднего машиностроения СССР, одновременно зам.пред. СМСССР (с 1955), дважды Герой Соц. Труда. С 1933 директор Магнитогорского металлургического комбината. С 1938 начальник строительства и директор Норильского горно-металлургического комбината. В 1941–50 зам.наркома внутренних дел СССР. Член Специального комитета по атомной проблеме при ГКО–СНК–СМ СССР (с 1945–53), начальник 9-го управления НКВД–МВД СССР (1945–49), зам. начальника ПГУ при СНК–СМ СССР (1945–53).

Зернов Павел Михайлович (1905–64), ген.-лент. (1963), Герой Соц. Труда (1949, 56). В 1938–46 нач. Гл. управления тракторной, зам. наркома танковой промышленности. Основатель (1946) и первый директор ядерного центра КБ-11 (Арзамас-16, г.Саров), первый начальник отдела (управления) по разработке и испытанию ядерных боеприпасов и их серийному производству С 1951 заместитель министра среднего машиностроения СССР. Гос. пр. СССР (1951, 53), Лен. пр. (1963).

Кафтанов Сергей Васильевич (1905–1978), председатель Всесоюзного комитета по делам высшей школы при СНК СССР (с декабря 1937); министр высшего образования СССР (1946–51); 1-й зам. министра культуры, председатель комитета по радиовещанию и телевидению (с 1951). С 1962 на преподавательской работе.

Квасников Леонид Романович (1905–1993 гг.), герой России (1996 г., посмертно), один из инициаторов начала работы внешней разведки по атомной тематике. В январе 1943 направлен заместителем резидента научно-технической разведки в Нью-Йорке. Под его руководством и при его непосредственном участии были добыты особо важные разведанные по атомной энергии, ее использованию в военных целях, информация и образцы техники в области авиации, реактивной техники, химии, медицины, электроники.

Маленков Георгий Максимилианович (1902–1988), секретарь ЦК ВКП(б) (1939–46; 1948–53); член ГКО (1941–45), член Специального комитета по атомной проблеме при ГКО–СНК–СМ СССР (1945–53), зам. председателя (1946–53; 1955–57), председатель СМ СССР (1953–55). Член Политбюро (Президиума) ЦК ВКП(б)–КПСС. Один из активных организаторов массовых репрессий в 1930-х – начале 1950-х годов

Мальшев Вячеслав Александрович (1902–1957), генерал-полковник инженерно-танковой службы (1945). Нарком (с 1939), министр тяжелого машиностроения, судостроительной промышленности и транспорта (с 1946), зам. Председателя СМ СССР (1947–53; 1954–56). Первый министр среднего машиностроения (1953–55), одновременно зам. председателя СНК–СМ СССР (1940–44, 1947–53, 1954–56). Член Президиума ЦК КПСС (1952–53)

Махнев В.А. (1904–1966), зам. наркома боеприпасов СССР (1941–44), член ГКО (1942–45), член Специального комитета по атомной проблеме при ГКО–СНК–СМ СССР и начальник секретариата Спецкомитета (1945–53)

Мишин Евгений Трофимович (1920 -), генерал-майор, доктор технических наук, профессор, лауреат Государственных премий СССР, заслуженный деятель науки и техники РФ, основоположник создания нового вида техники в стране - электронных средств охраны. Созданные под его руководством комплексы безопасности нашли широкое применение в охране особо важных государственных и крупных народнохозяйственных объектов.

Молотов (Скрябин) Вячеслав Михайлович (1890–1986), 1-й зам. председателя СНК (СМ) СССР (1942–57), зам. председателя ГКО СССР (1941–45). Нарком (министр) иностранных дел СССР (1939–49; 1953–56). Постоянный представитель СССР при Международном агентстве по атомной энергии (1960–62)

Музруков Борис Глебович (1904–1979), один из организаторов отечественной оборонной промышленности и создателей новой военной техники. Участник советского атомного проекта (с 1947), директор первого ядерного центра Арзамас-16 (1955–74)

Павлов Николай Иванович (1915–1990), работник КГБ, курировал работы советского атомного проекта (с 1946). Официальный уполномоченный Совнаркома СССР при Лаборатории №2 и Арзамас-16, 1-й зам. начальника ПГУ (с 1948), начальник Главного управления опытных конструкций министерства среднего машиностроения (с 1953). Руководитель научно-исследовательского Приборостроительного института атомной промышленности (с 1964)

Первухин Михаил Георгиевич (1904–1978), нарком (министр) электростанций и электропромышленности СССР (1939–40; 1953–54), зам. председателя СНК (СМ) СССР (1940–44; 1950–57), одновременно нарком (министр) химической промышленности (1942–50). Член Специального комитета по атомной проблеме при ГКО–СНК–СМ СССР (1945–53), зам. председателя (с 1950), 1-й зам. председателя СМ СССР (с 1955), министр среднего машиностроения (1957–58), нач. управления Совета Народного хозяйства СССР (1963–65), нач. отдела Госплана СССР (1965–78). Член Президиума ЦК КПСС (1952–57)

Проценко Александр Николаевич (1930) - активный участник и руководитель работы по разработке ядерных реакторов для различных направлений развития ядерной энергетики и оптимизации структуры развития топливно-энергетического баланса страны.

Славский Ефим Павлович (1898-1991), государственный деятель, зам. наркома цветной металлургии СССР (1945). Участник советского атомного проекта (с 1946): один из заместителей начальника ПГУ при СМ СССР, отвечающий за строительство производства делящихся материалов, 1-й зам. министра среднего машиностроения (с 1953), министр атомной промышленности (1957–63; 1965–86). Герой Соц. Труда (1949, 54, 62) С 1933 инженер, директор заводов. Гос. пр. СССР (1949, 1951), Лен. Пр. (1980).

Сталин (Джугашвили) Иосиф Виссарионович (1878-1953), политический и государственный деятель, Герой Соц. Труда (1939), Герой Сов. Союза (1945), Маршал СССР (1943), Генералиссимус (1945). С 1922 генеральный секретарь ЦК партии, с 1941 председатель СНК (совета министров) СССР, в 1941-47 министр Вооружённых Сил СССР. Был один из главных инициаторов осуществления советского «атомного проекта», содействовавшего превращению СССР в одну из двух «супердержав».

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 6. **РАЗВИТИЕ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ В РАЗНЫХ СТРАНАХ: Китай, Индия, Пакистан, ЮАР и Япония**

Содержание

1. КИТАЙ	1
2. ИНДИЯ	2
3. ПАКИСТАН	11
4. ЮЖНО-АФРИКАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА	12
5. ЯПОНИЯ	13
6. ЭВОЛЮЦИЯ ЯДЕРНЫХ АРСЕНАЛОВ	13

1. КИТАЙ

14 сентября 1954 заместитель председателя Чжу Дэ, министр обороны КНР Пэн Дэ Хуай вместе с министрами обороны других социалистических стран присутствуют в СССР на Тоцких войсковых учениях с применением атомной бомбы (40 кт ТНТ)

15 января 1955 Мао Дзэдун в ответ на американские угрозы применить против Китая ядерное оружие объявил на расширенном заседании Секретариата ЦК КПК, что Китай должен разработать собственную атомную бомбу с помощью СССР или без его участия

27 апреля 1955 - первое соглашение между СССР и КНР о поддержке развития исследований в области атомной энергии и ядерной физики в КНР

15 мая 1955 - обсуждение возможностей начала ядерной оружейной программы КНР под председательством Мао Дзэдуна

16 ноября 1956 - создание ядерного министерства КНР - Третьего министерства машиностроения, переименованного в феврале 1958 года во Второе министерство

Апрель 1958 - принято решение о строительстве полигона для ядерных испытаний. По предложению советских специалистов было выбрано место в северо-западной части Синьдзянского уезда (полигон Лоб Нор).

31 мая 1958 Утверждены места для создания основных комплексов ядерной промышленности КНР, в том числе завода по производству ядерного топлива в Батоу, комбината по обогащению урана в Ланчжоу, объединенного ядерного производства в Чжуване.

21 июня 1958 Мао Дзэдун ставит задачу, в соответствии с которой за 10 лет КНР должна создать атомную бомбу, термоядерное оружие и межконтинентальные ракеты.

20 июня 1959 Решение СССР не предоставлять КНР данных о технических особенностях атомной бомбы

Начало 1960 Создание Института по разработке ядерного оружия в Пекине

18 июля 1960 Посольство СССР в Пекине сообщило об отзыве всех советских специалистов и прекращении поставок оборудования

1 сентября 1960 Урановый начало работы горного комбината в Чэнсиане (Хэньяне).

1950-1960 В Китай прибывают 10 тысяч советских специалистов, включая непосредственных разработчиков ядерного оружия, а в СССР проходят подготовку и обучение 11 тысяч специалистов и 1000 ученых. СССР предоставляет Китаю исследовательский реактор, циклотрон, обеспечивает разведку урановой руды

3 ноября 1960 Мао Дзэдун одобряет сроки испытания первой атомной бомбы в 1964 году

- 29 ноября 1963** Получена первая партия гексафторида урана (комплекс в Чжуване).
- 14 января 1964** Получена первая партия высокообогащенного урана на комбинате в Ланчжоу.
- Апрель 1964** Получены первые урановые детали для атомной бомбы (комплекс в Чжуване).
- 25 августа 1964** Выпуск первой урановой продукции на заводе в Батоу.
- 17 сентября 1964** Первое производство в Батоу лития, обогащенного по изотопу Li-6.
- 16 октября 1964** Испытание первой атомной бомбы КНР на основе высокообогащенного урана, мощность 22 кт ТНТ
- 3 декабря 1964** Второе Министерство КНР определяет 1968 год как время испытания термоядерной бомбы
- 14 мая 1965** Первое воздушное ядерное испытание со сбросом атомной бомбы с самолета
- Октябрь 1965** Завод в Батоу произвел урановое топливо для реактора по производству плутония с графитовым замедлителем
- 9 мая 1966** Первое ядерное испытание КНР с использованием лития-6.
- Октябрь 1966** Пуск ядерного реактора в Чжуване для производства плутония
- Февраль 1967** Завершение разработки первого термоядерного заряда
- Май 1967** Завершение производства компонент и сборка первого термоядерного заряда
- 17 июня 1967** Первое успешное испытание полномасштабного двухстадийного термоядерного заряда на основе U-235, U-238, лития-6 и дейтерия
- 27 декабря 1968** Испытание термоядерного заряда, в котором впервые в ЯИ КНР использовался плутоний.
- 23 сентября 1969** Первое подземное ядерное испытание
- 16 октября 1980** Последнее атмосферное ядерное испытание
- 29 июля 1996** Последнее ядерное испытание.

Всего Китаем проведено 47 ядерных испытаний.

По оценкам различных специалистов помощь СССР в атомной области позволила Китаю существенным образом ускорить создание ядерного оружия.

Табл.1 Развитие ядерного арсенала КНР

Год	1964	1965	1966	1967	1968	1969	1970	1971
N_{БГ}	1	5	20	25	35	50	75	100
Год	1972	1973	1974	1975	1976	1977	1978	1979
N_{БГ}	130	150	170	185	190	200	220	235
Год	1980	1981	1982	1983	1984	1985	1986	1987
N_{БГ}	280	330	360	380	414	426	423	415
Год	1988	1989	1990	1991	1992	1992	2000	
N_{БГ}	430	433	432	434	434	434	400	

N_{БГ} – число боеголовок

Возможности межконтинентальных ядерных сил КНР в настоящее время весьма ограничены. КНР имеет 20 МБР DF-5, оснащенных термоядерными зарядами большой мощности (~ 4-5 Мт). Кроме того, КНР имеет сейчас одну ПЛ ("Xia"), оснащенную 12 БРПЛ среднего радиуса действия (эта ПЛ не покидает территориальных вод КНР и считается уязвимой для современных противолодочных средств)

2. ИНДИЯ

Окончание второй мировой войны кардинально изменило мировой порядок - изменились нации и отношения между нациями, появились новые технологии, в корне изменившие картину военного противостояния. На протяжении двух лет и двух месяцев, с 1945 по 1947 произошли три важных события, чьи отголоски несут угрозу ядерной войны в Южной Азии. Эти три события -

образование ООН 26 июня 1945; демонстрация разрушений, на которое способно ядерное оружие в августе 1945; и разделение Британской Индии на современные Индию и Пакистан 15 августа 1947. Последствия разделения сейчас движущая сила ядерного противостояния между Индией и Пакистаном. Британское решение разделило на части единый регион, вызвав массовую религиозную резню невиданных ранее масштабов и оставив неразрешенным вопрос борьбы за Кашмир - преимущественно мусульманский регион, принадлежащий индуистской Индии. Приграничные перестрелки, продолжающиеся более полувека, три раза перерастали в войны (в 1947, 1965 и 1971), давшие сильное желание разработать могущественное оружие для получения преимущества над противником или восстановления равновесия.

Другая индийская мотивация к овладению ядерным оружием - потенциальная угроза со стороны ядерного Китая, стремящегося стать региональным лидером и имеющего общую границу с Индией. Существуют разногласия, охватывающие более 80000 км² этого пограничного региона: оккупированное Китаем плато Аксайчин; Китай претендует на занимаемую Индией северо-восточную часть границы. Эти территориальные споры вылились в индийско-китайскую войну 1962, когда Китай начал массированную атаку на Индию. Индийские силы оказались слишком слабы и плато Аксайчин перешло в китайские руки. Индия, сохранявшая теплые отношения с СССР надеялась на его помощь, однако СССР занял позицию Китая, отказав в поддержке. Тогда премьер-министр Неру обратился за помощью к США. Но до того, как ВВС США смогли развернуться в Индии, Китай остановил наступление и частично отступил, правда продолжая удерживать регион Аксайчина, захваченный при первом наступлении. Возможно, последствия данного инцидента привели к тому, что Индия несколько разочаровалась в СССР как в союзнике и приобрела глубочайшее желание не допускать такого урона от Китая в будущем.

Еще один фактор - кампания по достижению международного влияния, соответствующего величине Индии и ее важности на протяжении всей истории как одной из основных мировых цивилизаций. Со времен основания ООН в 1945 состав Совета Безопасности, наиболее влиятельного и мощного международного органа, был фиксирован и с тех пор никогда не изменялся. По иронии истории, Индия не была независимой страной на тот момент, ее единственной возможностью на представительство в конференции была администрация Черчилля, которая сильно сопротивлялась стремлению Индии к независимости. Как результат - Китаю, со сходным географическим положением, численностью населения и состоянием экономики - было дано место постоянного члена Совета Безопасности, а Индии - нет. Когда обсуждался вопрос состава Совбеза, ядерное оружие только создавалось, но через некоторое время пять его государств-членов обзавелись ядерным, затем термоядерным оружием. С подписанием Договора о нераспространении ядерного оружия в 1970, де-факто принцип, что постоянные члены Совета Безопасности и «ядерный клуб» - одно и то же, твердо установился.

Важность желания Индии утвердиться как мировая держава при продвижении ядерной программы подчеркивается замечаниями бывшего главы оружейной программы Раджы Раманна: «Среди нас даже не обсуждалось, должны ли мы сделать бомбу. Более существенно было как создать ее. Для нас это было дело престижа, достойного нашего древнего прошлого. Вопрос использования ядерного оружия как средства устрашения и сдерживания пришел много позже. К тому же, мы - индийские ученые - были обязаны показать западным коллегам, бывшим в небольшом количестве среди нас в те дни, что мы тоже способны сделать это».

Таким образом, не должно быть неожиданностью, что Индия, занимающая третье место среди крупнейших мировых экономик и собирающаяся скоро стать самой населенной державой мира, заключила, что чтобы занимать должное место в мировых делах она должна также стать членом ядерного клуба.

Индийские работы в области ядерной науки и технологии были начаты удивительно рано. Первые шаги были предприняты Хоми Джеханжиром Бхабха **в марте 1944**, когда он отправляет предложение в трест сэра Дораба Тата (созданный дядей Бхабха - сэром Дорабом Татой) об

учреждении ядерного исследовательского института, за три года до обретения независимости и за год до первого испытания ядерного оружия.

19 декабря 1945 - организация Института фундаментальных исследований им. Тата (директор Бхабха).

15 апреля 1948 - менее чем через год после обретения независимости правительство Индии принимает Акт по атомной энергии, ведущий к образованию Комиссии по атомной энергии (ИКАЭ). Премьер-министр Джавахарлал Неру заявил: «Мы должны использовать эту атомную энергию не для войны - я уверен, мы должны применять ее только в мирных целях. ... Конечно, если мы как нация будем вынуждены применить ее для другого, вероятно не ханжеские мнения кого-либо из нас остановят государство от использования этого пути». Эта двойственность в речи Неру предзнаменовала его политику в ядерных исследованиях на следующее десятилетие. Неру завоевал заметную роль в международной политике, основывая Движение неприсоединения и поддерживая ядерное разоружение. Однако, он отказался закрыть для Индии возможность создать ядерное оружие пока остальные страны сохраняли ядерные арсеналы и одобрял программы направленные на поддержку индийского военного потенциала.

3 января 1954 Комиссия по атомной энергии решает организовать Институт по изучению атомной энергии, Тромбэй, позднее ставший "индийским Лос-Аламосом". (сейчас - Атомный Исследовательский центр им. Х.Дж.Бхабха). Директор Джеханджир Бхабха, основатель всей индийской ядерной отрасли и первый секретарь Комиссии по атомной энергии Индии.

3 августа 1954 создано министерство атомной энергетики, во главе с Бхабха. Это министерство напрямую подчиняется премьер-министру и существует и по сей день.

Программа развивалась быстро. Атомный бюджет увеличился двенадцатикратно с 1954 по 1956 года. К 1958 министерство расходовало одну треть индийского научно-исследовательского бюджета. К 1959 году в Институте по изучению атомной энергии работало около тысячи ученых и инженеров.

1955 - сооружение с британской помощью первого индийского реактора, 1-мегаватного исследовательского реактора "Апсара".

Сентябрь 1955 Канада соглашается поставить Индии мощный 40-мегаваттный исследовательский реактор. Согласно программе администрации Эйзенхауэра «Мирный атом» США согласились поставить 21 тонну тяжелой воды для него в феврале 1956, таким образом сложилось название реактора «Cirus» - Canada-India Reactor, U.S. Приобретение Cirus'a было переломным моментом на пути к индийской атомной бомбе. Хотя продажа состоялась с условием, что реактор может быть использован только для мирных целей, она прошла ранее установления международной политики в отношении регулирования передачи таких технологий и без условия инспекций. Индия позаботилась, чтобы никто не мог регулировать работу реактора. Индия отказалась от канадского топлива и развернула программу производства природного уранового топлива для Cirus с тем, чтобы полностью контролировать выработку плутония на нем. Реактор имел конструкцию, идеальную для производства оружейного плутония и обладал удивительно большими исследовательскими возможностями, на нем можно было производить достаточно плутония для одной-двух бомб в год. Приобретение Cirus было особенно нужно Индии для обеспечения возможности создания оружия; на нем был выработан плутоний для первого индийского ядерного испытания в 1974; он стал прототипом для более мощного индийского реактора «Дхрава» для получения плутония; и на канадском реакторе выработано около половины плутония, который, как считается, есть в распоряжении Индии. Эта продажа в дальнейшем создала прецедент на передачу подобных технологий, который вскоре помог Израилу в получении от Франции своего реактора для наработки плутония.

20 января 1957 премьер-министром Неру формально открывает Институт по изучению атомной энергии, Тромбэй. Институт обретает свое современное название - Атомный исследовательский центр им. Бхабха 12 января 1967, когда Индира Ганди переименовала его в память погибшего в авиакатастрофе 24 января 1966 Х.Д.Бхабха.

4 августа 1957 реактор «Апсара», заправленный обогащенным ураном из Великобритании, переходит в критическое состояние, став первым действующим реактором в Азии, за исключением реакторов Советского Союза (хотя и всего на несколько дней ранее первого японского реактора).

10 июля 1960 реактор «Cirus» достигает критичности.

Вследствие изобилия **тория** (возможного топлива для бридерных реакторов), но ограниченных запасов урана, с самого начала своей ядерной программы Индия всегда делала особый акцент на разработку топливных циклов для бридерных реакторов. Такие реакторы требуют для своей работы высокообогащенное ядерное топливо: как то высокообогащенный уран или плутоний. Это дает мирное оправдание для разработок мощностей по отделению плутония, но главной движущей силой создания первых индийских перерабатывающих предприятий была возможность обретения ядерного оружия.

Июль 1958 премьер-министр Неру одобряет проект «Феникс» по строительству завода с мощностью 20 тонн ядерного топлива в год - в соответствии с производственной мощностью Cirus'a. Предприятие основывалось на созданной в США технологии Purex, проект был подготовлен американской фирмой Vitro International.

27 марта 1961 начало строительства плутониевого завода в Тромбе (введён в строй в середине 1964).

В этот же период создавалась и индийская мирная атомная программа. Переговоры с американскими фирмами по созданию в Индии первой АЭС в Тарапуре велись в 1960-61. К началу 1970-х годов Индия уже имела атомную промышленность, исследовательские реакторы и вела разработку атомного взрывного устройства.

1964 – пуск первого радиохимического предприятия в Атомном исследовательском центре Бхабха (BARC – Bhabha Atomic Research Centre) в Тромбее. Оно перерабатывает топливо, поступающее с исследовательских реакторов «Сайрус» и «Дхрува». В 1973 предприятие в Бхабха из-за интенсивной коррозии было выведено из эксплуатации; в 1982 г. оно вновь вступило в строй. На BARC выделено 400 кг плутония. Этот плутоний использовался для создания атомного оружия.

1969 – начало коммерческой эксплуатации АЭС TAPS (Tarapur Atomic Power Station), на территории ядерного комплекса в Тарапуре, штат Махараштра. Ее первые два энергоблока, TAPS-1 и TAPS-2, спроектированы для работы с максимальной мощностью в 210 МВт каждый, но в данный момент работают на уровне 160 МВт. TAPS-1 и TAPS-2 – это реакторы типа BWR (то есть Boiling Water Reactor – водяной реактор кипящего типа). В таких реакторах в качестве теплоносителя и замедлителя нейтронов применяется обычная вода, которая, проходя через активную зону реактора и отбирая тепло с тепловыделяющих элементов (так называемых ТВЭЛов), вскипает. В отличие от реакторов на тяжелой воде, реакторы BWR не могут использовать в качестве топлива природный уран, не обогащенный хотя бы до нескольких процентов по изотопу уран-235. **2000** - начало закладки бетона в фундамент двух новых энергоблоков АЭС: TAPS-3 и TAPS-4. Строящиеся реакторы будут типа PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor – реактор на тяжелой воде под давлением). Это значит, что в качестве топлива они будут использовать необогащенный уран, а в качестве теплоносителя и замедлителя – тяжелую воду. Номинальная мощность каждого энергоблока – 500 МВт. Оба строящихся реактора будут помещены в сейсмически устойчивые здания. Из соображений безопасности каждый реактор также будет заключен в два контейнента. Энергоблоки TAPS-3,4 станут самыми мощными в Индии из числа самостоятельно построенных. На АЭС Тарапур не только производится электроэнергия, но и перерабатывается ОЯТ, иммобилизируются сопутствующие отходы, а также производится МОКС-топливо.

7 сентября 1972 Во время посещения Атомного исследовательского центра премьер-министр Индира Ганди даёт устное распоряжение ученым разработать ядерное устройство и подготовить его к испытанию. Вслед за этим разрешением начались реальные работы по воплощению проекта. Так же начались поиски, геологические изыскания для подготовки подходящего испытательного полигона. Руководителем команды разработчиков этого устройства (формально называемого «Мирный ядерный заряд», но гораздо чаще «Улыбающийся Будда») был Раджа Раманна, директор АИЦ. Раманна работал совместно с Басанти Дулал Наг Чаудхури, директором Организации по оборонным исследованиям (ООИ) и научным советником министра обороны для координации работ по созданию имплозионной системы бомбы. П. К. Янгар, как второй человек в команде Раманны, играл ведущую роль в управлении разработками; Р. Чидамбарам возглавил усилия по проектированию ядерной части. Нагапаттинам Самбасива Венкатесан возглавлял Баллистическую исследовательскую лабораторию, которая разрабатывала и производила имплозионную систему. В соответствии с большой степенью секретности, распространявшейся на усилия по разработке и испытанию первого индийского ядерного устройства, в

проекте участвовало не более чем 75 ученых и инженеров, работавших в период с 1967 по 1974. Конечно, это без учета тысяч людей, необходимых для постройки и обслуживания инфраструктуры АИЦ и производства плутония. Кроме тех, кто был реально задействован в проекте, только три человека в Индии знали о нем - премьер-министр Индира Ганди, ее доверенный советник П. Н. Хаксар и секретарь Д. П. Дхар. Никто из министров правительства, включая министра обороны, не был проинформирован.

1973 предприятие в Бхабха из-за интенсивной коррозии выведено из эксплуатации; в дальнейшем на нем сменено оборудование и в 1982 оно вновь вступило в строй. Всего на предприятии BARC выделено 400 кг плутония. Имплозионная система ядерного заряда предназначена для сжатия плутониевого ядра в два раза по отношению к его нормальной плотности. Взрывные линзы, формирующие сходящийся фронт ударной волны, были разработаны по системе быстрого/медленного по скорости детонации ВВ, впервые примененной американцами во время второй мировой. Как и изделие «Gadget» («Толстяк») в испытании Тринити (США) в 1945, они использовали смесь гексоген/тротил как "быстрое" ВВ и баратол (нитрат бария и ТНТ) как "медленное". В устройстве используются 12 линз, которые описываются Ченгаппой так: «способ размещения взрывчатки вокруг плутониевой сферы напоминал лепестки лотоса». Это свидетельствует, что каждая полусфера имплозионной системы состоит из 6 продолговатых сегментов-линз, соединенных вместе на вершине, так что они образовывали треугольный зубья по экватору, где соединялись с противоположной полусферой. Эта конструкция более простая, нежели 32-х линзовая система «футбольного мяча» Gadget'a/«Толстяка». С 1971 по 1973 Венкатесан из Баллистической лаборатории в ходе разработок подорвал более 500 вариантов линз. Детонаторы для этого устройства были искровыми с азидом свинца. Они способны обеспечить быстрое срабатывание, необходимое для имплозионной системы и менее сложны созданных Альваресом во время Манхеттского проекта шунтовых проводников взрывааемых импульсами тока. Искровые детонаторы - самый небезопасный тип детонаторов, так как статический разряд или всплеск напряжения от грозового разряда может взорвать их. Эти детонаторы применялись только в испытании 1974 и позднее заменились на более безопасные. Высокоскоростные газонаполненные электрические выключатели для запуска заряда разработаны лазерным отделением АИЦ.

Получение плутония для ядра представляло собой проблему. В 1970 в плутониевом производстве "Феникс" обнаружился утечки и оно было закрыто. Небольшое количество плутония для изготовления ядра накапливалось на "Пурниме". После восьми месяцев работы, Раманна в январе 1973 распорядился отключить "Пурнима", так как часть его топлива могла использоваться для производства ядерного устройства. Тип спроектированного монолитного ядра требовал 6 кг плутония, "Пурнима" содержал 18 кг. Таким образом, в 1974 индийские запасы плутония позволяли создать не более трех бомб.

Вместо производства ядра состоящего из двух полусфер, как было сделано во время Манхеттского проекта, Сони и Какодкар спроектировали ядро из шести долей, которые составлялись в сферу. Для обеспечения скользящей посадки, сочленяющиеся поверхности частей ядра сводились с поворотом, так что они могли надежно соединиться вместе. Эта конструкция позволяла работать с меньшими количествами плутония. Рабочее плутониевое ядро было произведено под руководством П.Р.Роя, который так же делал урановые стержни для «Пурнима». Работа над нейтронным инициатором началась в середине 1972. Глава группы, В.К.Ия, быстро осознал сложности в разработке. Принципиальная трудность состояла в освоении техник производства и обработки больших количеств полония (так же как и в Манхеттском проекте). Инициатор получил название Цветок; Ченгаппа поясняет: «вполне вероятно, что индийская команда разместила полоний на платиновой сетке в форме лотоса для получения наибольшей площади поверхности». Ченгаппа утверждает, что покрытая полонием сетка была заключена в танталовую сферу, которая размещалась внутри урановой оболочки с бериллиевыми гранулами внутри. Система была спроектирована так, что имплозионная ударная волна втолкнет кусочки бериллия через тантал для того, чтобы смешать их с полонием. Вталкивание бериллиевых «зарядов» осуществляется по клиновидным щелям (как в первом американском нейтронном инициаторе - Урчин'е). Полоний используется, как источник альфа-частиц. Бериллий, смешиваясь с полонием, начинает поглощать альфа-частицы и, в свою очередь, испускать нейтроны. Поэтому

в данном типе нейтронного инициатора особенно важно обеспечить очень хорошее и быстрое перемешивание бериллия и полония.

Февраль 1974 - успешные огневые испытания полусферических сборок имплозионных линз.

Февраль 1974 начало бурения двух шахт под испытание ядерного заряда.

18 мая 1974 в 8:05 утра – взрыв плутониевого «ядерного заряда мирного назначения» (на самом деле – прототипа атомной бомбы), более известного как «Улыбающийся Будда», на полигоне Похран, пустыня Тар (штат Раджастан). Мощность – около 8 кт тола. Несмотря на это испытание, до мая 1998 Индия относилась к неядерным государствам, отказываясь присоединиться к Договору о нераспространении ядерного оружия, мотивируя это тем, что договоры ущемляют права неядерных государств.

1974 – начало коммерческого использования тяжеловодного энергетического реактора Раджастан-1 (RAPS-1). Номинальная мощность 220 МВт, построен канадскими компаниями.

1975 – завершение строительства второго радиохимического предприятия - Объекта по переработке топлива энергетических реакторов (REFRE – Power Reactor Fuel Reprocessing facility) в Тарапуре. 1982 – начало переработки на нет отработанного топлива. Завод предназначен для переработки топлива из натурального и низкообогащенного урана (в первую очередь - реакторов CANDU) поступающего с АЭС в Мадрасе, Раджастане и Тарапуре). Проектная мощность – 150 т по тяжелому металлу в год. Однако его реальный уровень производства ограничен по техническим и организационным соображениям.

1981 – завершение строительства WIP (Waste Immobilization Plant) – завода по иммобилизации отходов. Начало работы - 1985. На нем производится остекловывание высокоактивных отходов в боросиликатные блоки, при помощи так называемого процесса витрификации, с производительностью около 25 л жидких отходов в час, или 125 кг остеклованных отходов в день.

1982 пуск второго радиохимического предприятия в Тарапуре, предназначенного для переработки топлива энергетических реакторов (REFRE - Power Reactor Fuel Reprocessing facility). Оно предназначалось для переработки топлива реакторов CANDU. Проектная мощность этого предприятия - 100 т топлива в год. Однако его реальный уровень производства был ограничен по техническим и организационным соображениям. В настоящее время в Тарапуре перерабатывается топливо, поступающее только с двух АЭС - Раджастанской и Мадрасской. К концу 1995 в Тарапуре переработано 310 т отработанного топлива с АЭС, что позволило выделить не 900 кг плутония.

18 октября 1985 испытательный реактор быстрого размножения (FBTR) мощностью 40 мегаватт достиг критической массы. Индия стала шестой по счету страной мира после США, Великобритании, СССР, Франции и Японии, построившей и введшей в эксплуатацию бридер. FBTR работает на разработанном отечественным способом топливе (обогащенном плутонием).

1990 – завершение строительства SSSF (Solid Storage Surveillance Facility) – хранилища иммобилизованных отходов с завода WIP с воздушным охлаждением естественной циркуляцией. Предполагается, что его емкости хватит для размещения в течение 20 лет витрифицированных отходов с АЭС в Тарапуре и Тромбее. В настоящее время в Тарапуре перерабатывается топливо, поступающее только с двух АЭС – Раджастанской и Мадрасской. К концу 1995 г. в Тарапуре переработано 310 т отработанного топлива с АЭС в Мадрасе и Раджастане, что позволило выделить 400 кг плутония.

1994 - первая загрузка индийской кассеты с МОКС-топливом в реактор в Тарапуре. С тех пор доля таких кассет повышается.

1995 - произошла серьезная утечка радиоактивности на заводе по ликвидации отходов, связанном с объектом в Тарапуре.

Март 1996 – пуск радиохимического предприятия в Калпаккаме (KARP – Kalpakkam Reprocessing Plant) недалеко от Мадраса в Центре атомных исследований им. Индиры Ганди. Предприятие перерабатывает топливо с Мадрасской АЭС и имеет проектную мощность в 100 т топлива реакторов CANDU в год (350 кг плутония ежегодно). AFFF – Advanced Fuel Fabrication Facility – завод по производству МОКС-топлива, разработан и поддерживается с участием Центра ядерных исследований им. Хоми Бабы. На этом предприятии, в частности, были изготовлены кассеты с МОКС-топливом, загруженные в TAPS-1 и 2. Плутоний, использованный в этих кассетах, был получен с завода REFRE.

11 и 13 мая 1998 – три подземных ядерных взрыва (ядерные и термоядерные заряды) с общим энерговыделением около 60 кт тола в одном ядерном испытании. Испытание состоялось в

буддистский фестивальный день Будда Пурнима, как и первое индийское ядерное испытание 1974 года. В понедельник, 11 мая 1998 Индия объявила себя полноценной ядерной державой. Это соответствовало детонации термоядерного устройства, одного из трех ядерных зарядов килотонного класса, подорванных одновременно под землей в пустыне Тхар штата Раджастан, вблизи Индо-Пакистанской границы. Премьер-министр Атала Бихари Ваджпайи сказал: "Я хочу заявить: сегодня в 15:45 Индия произвела три подземных ядерных испытания на полигоне Покхран (в штате Раджастан). Ни один из трех тестов не привел в результате к выбросам в атмосферу. Он продолжил, сказав, что испытанными устройствами были: термоядерное изделие, бомба деления и маломощный заряд. Всего два дня спустя, 13 мая Индия взорвала под землей еще два субкилотонных ядерных устройства. Серия испытаний получила название операция Шакти-98 (Могущество-98). В последнее время обобщенно на все пять взрывов серии испытаний ссылаются как на Покхран II, а на взрыв 1974 - Покхран I. Самый большой испытанный заряд, Shakti I, был двухступенчатым термоядерным устройством, использовавшим триггер с усилением, для которого Чидамбарам объявил мощность в 43 ± 3 кт. Shakti II, следующий по мощности, представлял собой легкий заряд деления с мощностью в 12 кт. Shakti III - третий испытанный заряд в серии 11 мая был 0.3-килотонный заряд деления, использовавший плутоний неоружейного качества. Оба устройства из второй серии, с зарядами 0.5 и 0.3 кт, были экспериментальными изделиями, взорванными для получения дополнительных данных для улучшенного компьютерного моделирования проектов оружия. Есть определенные сомнения по поводу соответствия заявленных величин взрывов - в особенности это касается термоядерного устройства. Его мощность можно оценить в 22-25 кт.

Вполне возможно, что Индия сейчас способна развернуть полноценное оружие с усиленным синтезом используя реакторный, неоружейного качества плутоний, получаемый на атомных электростанциях или плутоний промежуточного качества. В первом случае все значительные индийские запасы плутония можно использовать для производства оружия, во втором - запас плутония оружейного качества может быть смешан с реакторным. Цель второй серии испытаний - получение дополнительной информации - совпадает с целями испытаний других ядерных держав. Использование одновременной детонации нескольких ядерных устройств - одна из обычных практик. Различная мощность (и размер) зарядов соответствует трем путям возможного использования ядерных бомб. Малый заряд обладал размером, позволявшим использовать его в артиллерийском снаряде или в малой авиабомбе. Средний по размеру являлся обычным зарядом деления с тротиловым эквивалентом 12 кт, который мог бы быть сброшен с фронтового бомбардировщика. Самым же большим по размеру было полноценное термоядерное устройство. Оно содержало только символическое количество термоядерного горючего.

Народная реакция на испытания в самой Индии была крайне положительной. Их одобряло около 90% населения. Ядерные испытания Индии (как чуть позже и Пакистана) получили в мире широкую негативную оценку. США постарались повлиять на своих союзников с целью оказания как можно большего давления как на Индию, так и на Пакистан. Австралия пересмотрела свое сотрудничество в военной области с Пакистаном и Индией. Япония прекратила предоставление кредитов Индии, Бразилия заявила о выходе из бразильско-индийском проекта в области атомной энергетики. Однако санкции против Индии ввели не все государства. Осудили, но не прекратили сотрудничество с Индией такие страны как Франция, Германия, Россия. Исламские страны отказались осудить испытания Пакистана. Оказалось практически невозможно предпринять какие-либо действенные шаги, чтобы заставить два новых ядерных государства отказаться от своих ядерных программ, тем более что оба они не являются участниками Договора о нераспространении, и одно из них - Индия - держава с миллиардным населением, а второе - Пакистан - поддерживается мусульманским миром.

Не существует официальных данных по поводу количеств находящихся на хранении зарядов. Типы индийских ядерных зарядов можно определить исходя из испытаний 1998: плутониевая бомба деления мощностью 12 кт; бомба деления с усилением, 15-20 кт, оружейный плутоний; бомба с усилением, реакторный плутоний; небольшие плутониевые заряды 0.1-1 кт; термоядерный заряд 200-300 кт. К концу 1999 Индия располагала 240-395 килограммами оружейного плутония, что достаточно для производства 45-95 зарядов. Производство оружейного

плутония еще выше, но в год расходуется 130 кг плутония на заправку двух плутониевых реакторов. Запасы неоружейного (реакторного) плутония - 4100 кг находятся под контролем МАГАТЭ и еще 4200 кг официально несуществующего плутония. Этого "неофициального" плутония достаточно для изготовления около 1000 ядерных зарядов.

Фундаментальной задачей ядерных сил является сдерживание ядерной угрозы Индии и ее силам со стороны любого государства. Индия не будет инициатором первого ядерного удара, но она обеспечит все необходимое для ответного удара. Одной из основных компонент реализации ядерной доктрины Индии является развитие ее ракетных вооружений. Индийская программа разработки собственных ракетносителей была начата в 70-е годы проектом «SLV» и вступила в практическую стадию в июле 1980 года, когда ракетой «SLV-3» на эллиптическую орбиту был выведен искусственный спутник Земли "Рохини" весом в 40 кг. Индия имеет баллистические ракеты малой и средней дальности, способные нести ядерный заряд. Это "Пришви" (дальность полета 250 км, груз 500 кг) и "Агни-II" (2500 км и 1000 кг). Ракеты "Пришви" (SS-250) были приняты на вооружение в 1997. Индия создает межконтинентальную баллистическую ракету "Сурья".

В течение долгого времени Индия проводила политику по созданию замкнутого топливного цикла путем переработки плутония в быстрых реакторах. Это делалось в рамках программы по разработке энергетических реакторов типа CANDU, использующих в качестве топлива природный уран. Долгосрочной целью индийской программы является производство электроэнергии на АЭС путем использования больших запасов тория-232.

В настоящее время в Индии имеется три радиохимических предприятия. Они находятся в ведении Управления атомной энергии (DAE - Department of Atomic Energy) и имеют общую проектную мощность около 230 т. Ни одно из этих предприятий не находится под гарантиями МАГАТЭ.

Руководство ядерной программой осуществляет Комиссия по атомной энергии Индии под председательством Р.Чидамбарам. Исполнительным органом Комиссии является департамент ядерной энергии. В стране действуют десять реакторов на атомных электростанциях (АЭС) в г.г. Калпаккам (Тамилнаду), Нарора (Уттар-Прадеш), Ранапратасгар (Раджастан), Кафалар (Гуджарат) и Тарапур (Махараштра), а также два исследовательских реактора в Бомбейском центре ядерных исследований (BARC). Две АЭС (в г.г. Тарапур и Ранапратасгар) поставлены под гарантии МАГАТЭ. Индия является членом Агентства, но международные инспекторы допущены не на все ядерные объекты.

На февраль 2001 Индия имела 14 небольших энергетических реакторов в коммерческой эксплуатации, два больших реактора находились в стадии создания и еще 10 планировались. 14 реакторов включали: два 150-МВт американских реактора на кипящей воде, запущенных в 1969, сейчас использующие уран местного обогащения; два небольших канадских реактора на тяжелой воде (1972 и 1980); десять реакторов местного производства, основанных на канадских проектах, два на 150 МВт, и восемь на 200 МВт.

Индия сформулировала трехэтапную программу производства ядерной энергии. Первый этап ее, в который входит строительство реакторов тяжелой воды высокого давления (PHWR) и ассоциированных систем циркуляции топлива, уже нашел применение в индустрии. На втором этапе предусматривается строительство реакторов размножения. В него входит создание установок по переработке и установок по производству топлива, базирующихся на плутонии. Бридеры необходимы для умножения запасов расщепляющегося вещества. А умножение этих запасов необходимо для создания более мощной базы для применения тория на третьем этапе программы. Третий этап будет основан на топливной системе с использованием тория/урана-233. В целях ускорения перехода к этой системе создается передовой реактор на тяжелой воде работающий на тории с ассоциированными системами циркуляции топлива.

Сейчас в Калпаккаме строится большой комбинат, способный обслужить все действующие ядерные реакторы. Имея очень большие запасы тория, Индия заинтересована в разработке

ториевого-уран-233 топливного цикла. Индия может производить ^{233}U в килограммовых количествах путем облучения тория в своих реакторах. Крупномасштабное производство ^{233}U нецелесообразно на реакторах на природном уране. Ториевый топливный цикл требует более высоко обогащенного топлива для получения приемлемого коэффициента воспроизводства при присутствии неделяющейся ториевой оболочки. Реакторный плутоний с АЭС может послужить начальным топливом для электростанций на ^{233}U в будущем. Кроме того, ^{233}U такой же эффективный оружейный материал, как и плутоний.

Индия разрабатывает собственные технологии выделения тяжелой воды для снабжения своих будущих реакторов. В настоящий момент почти все существующие реакторы работают на импортированной тяжелой воде. Около 110 тонн воды для реактора "Дхрва" и Мадрасской АЭС поставил Китай. Технология обогащения урана на центрифугах была освоена Индией в 1980-х гг., когда были построены производства в Тромбее и Майсуре. (Фабрика редких металлов, как её называют, имеет каскад, способный производить 30% уран в килограммовых количествах). Эти заводы сейчас обеспечивают альтернативную возможность для производства оружия и паритет с Пакистаном. Индия разрабатывает реактор на обогащенном уране и ядерную подводную лодку.

Строятся исследовательские реакторы для производства радиоизотопов и осуществляются программы по применению изотопов и технологии радиации в медицине, сельском хозяйстве и промышленности.

Для того, чтобы дать старт программе по производству ядерной энергии, в 60-ые годы было принято решение построить в Тарапуре возле Бомбея реакторы кипящей воды. Эти реакторы все еще находятся в эксплуатации. Первые два реактора мощностью 220 мегаватт электроэнергии были построены в Раватбхате возле Коты в Раджастане в сотрудничестве с Канадой. Затем были построены два агрегата в Калпаккаме возле Мадраса без помощи извне. Строительство реакторов в Нароре, каждый мощностью 220 мегаватт электроэнергии, позволило индийским инженерам разработать собственный отечественный дизайн, основанный на их опыте оперирования и других требованиях, таких как, строгие нормы безопасности и сейсмический дизайн. В Какрапаре оперируют два реактора по 220 МВ. Еще четыре реактора высокого давления, работающие на тяжелой воде, по 220 мегаватт каждый находятся на стадии строительства, приближающейся к завершению: два в Кайге и два в Раватбхате. Следующим шагом является проектирование реакторов тяжелой воды мощностью 500 МВ электроэнергии, и на основе этого проекта в Тарапуре уже строятся два таких реактора.

На исследовательских реакторах Центра ядерных исследований имени Бхабхи производятся радиоизотопы. Они удовлетворяют потребности во всех видах радиоизотопов, за исключением кобальта-60, производимого в энергореакторах. BARC производит изотопы для целей здравоохранения, промышленности и исследований. Более половины всех изотопов, произведенных в Индии, применяется для целей медицинской диагностики и терапии или же в качестве источников радиации. Изотопы, применяемые в гидрологии и промышленных программах, помогают в управлении водными ресурсами страны. Их сферы применения самые разнообразные: от оценки перезарядки грунтовых вод до выявления просачивания в плотинах и каналах. Очень важной областью применения ядерной энергии является улучшение качества урожайных культур с помощью ионизированной радиации. Непрерывные усилия прилагаются к генетическому улучшению сортов. BARC вывел 21 сорт улучшенных урожайных культур. Обширные исследования, проводимые на протяжении более трех десятилетий убедительно продемонстрировали преимущества стерилизации продуктов питания иррадиацией. Неразрушительные технологии, такие, как промышленная радиография, ультразвуковое тестирование магнетизированными частицами и вихревыми токами, индустриальная томография, методы акустической эмиссии, сейчас находят широкое применение в стране.

Ускорители являются важными инструментами исследований и используются для производства изотопов. Они находят применение в обработке промышленных материалов, в медицине и переработке пищи. В будущем они будут подкреплять усилия в области переработки

ядерного топлива, особенно в производстве ядерной энергии, топливном размножении и управлении ядерными отходами. АЭС Индии уже поставлено 120 миллиардов единиц электроэнергии. Ядерная индустрия вносит вклад в здравоохранение, помогая лечить сотни тысяч больных, и предоставляет стерилизованные медицинские товары, которые так удобны для использования, особенно на селе. Она вносит свою лепту в обеспечение достаточного продовольствия, поскольку с ее помощью увеличивается его производство и улучшается хранение.

В предстоящие годы ожидается значительное расширение технологической базы. Индия планирует иметь к 2020 20000 МВт установленных мощностей. Это будет подкреплено таким же увеличением мощностей в горном деле, производстве топлива, его переработке и захоронении отходов.

Председатель Комиссии по атомной энергии Индии Анил Какодкар заявил, что в дополнение к 14 действующим энергоблокам общей установленной мощностью 2720 МВт, ведется строительство восьми реакторов на четырех АЭС. Продолжаются работы на АЭС «Куданкулам», где по российскому проекту будут сооружены два блока с реакторами ВВЭР-1000. Всего на момент завершения 11-го пятилетнего плана (2007-2012) в стране будут действовать 29 блоков АЭС общей установленной мощностью 9935 МВт.

3. ПАКИСТАН

Начало реализации ядерной программы Пакистана относится к 1972 году, когда президент З.А.Бхутто подписал приказ о создании Министерства науки и технологии и расширении деятельности Комиссии по атомной энергии (КАЭ). На начальном этапе в КАЭ работало менее 300 ученых и инженеров, к концу 90-х годов в ядерной программе Пакистана участвовало уже от 7 до 10 тысяч человек.

Реализация ядерной программы Пакистана опирается на развитую инфраструктуру, в которую входят:

- предприятия по добыче урановой руды и производству уранового концентрата;
- производство гексафторида урана;
- производство обогащенного урана;
- производство ядерного топлива;
- ядерные энергетические реакторы;
- ядерные исследовательские реакторы;
- производство тяжелой воды;
- производство по переработке ОЯТ;
- научно-исследовательские ядерные центры.

Большинство предприятий атомного цикла построены с помощью западноевропейских, канадских, американских или китайских фирм и не находятся под гарантиями МАГАТЭ. Завод в Кахуте (1982) имеет производительность более 45 кг в год урана высокой степени обогащения. По различным оценкам к 1998 Пакистан имел до 700 кг оружейного урана. Ядерные энергетические реакторы строились с помощью США и Канады, которые поставили в Пакистан ядерное топливо и тяжелую воду (на АЭС "Канупп" распространяются гарантии МАГАТЭ).

На начальном этапе разработка ядерных боеприпасов осуществлялась на уровне проектирования, изготовления и отладки неядерных компонент взрывного устройства и проведения соответствующих НИОКР. В 1999 году руководитель исследовательского комплекса А.К. Хан заявил, что уже в 1984 году Пакистан осуществил успешные "холодные" испытания ядерного взрывного устройства. По заявлению бывшего начальника штаба сухопутных войск генерала Аслама Бега, специалисты KRL в 1986 году завершили проектирование, конструирование и разработку систем обеспечения и создали прототип ядерного взрывного устройства. В 1989 году началось серийное производство ядерных боеприпасов.

По мнению западных экспертов, Пакистан, начиная с середины 80-х годов, осуществлял разработку ядерных боеприпасов на основе оружейного урана. По их мнению, в это время

Пакистану было очень трудно наработать необходимое количество плутония, поскольку мощность исследовательских реакторов была незначительной, и на них, как и на реактор "Канупп", распространялись гарантии МАГАТЭ. В то же время, в 1999 году А.К. Хан заявил, что Пакистану удалось параллельно разработать технологию создания ядерных боеприпасов как на основе оружейного урана, так и на основе оружейного плутония. Рассматриваются две основные возможности скрытого получения плутония Пакистаном. В первом сценарии Пакистан мог получить некоторое количество плутония или ОЯТ из Китая. Во втором сценарии рассматривается возможность скрытого помещения специальных ТВС для наработки плутония в реактор "Канупп", избегая контроля МАГАТЭ.

Ежегодная наработка энергетического плутония в ОЯТ реактора "Канупп" может быть оценена в 55 кг. Если предположить, что наработка плутония в скрытых ТВС была около 1-2% от этой величины, и скрытая наработка плутония производилась в течение 10-20 лет, то общий объем наработанного таким образом плутония не превышал 5,5-22 кг. Что касается возможности приобретения ОЯТ на мировом "черном" рынке, то отметим, что одна тонна ОЯТ наиболее распространенных легководных реакторов содержит около 10 кг энергетического плутония. Приобретение ОЯТ, содержащее плутоний оружейного качества, представляется несравненно более сложной задачей.

28.05.98 - первое ядерное испытание Пакистана со взрывом от 2 до 5 ядерных зарядов и общим энерговыделением около 40-50 кт. Испытание проводилось на полигоне Чагай в провинции Белуджистан.

30 мая 1998 года Пакистан произвел там же испытание еще одного взрывного устройства с энерговыделением от 15 до 18 кт.

30 мая 1998 - второе ядерное испытание Пакистана с энерговыделением около 20 кт.

Свою ракетную программу Пакистан реализует с начала 80-х гг. на основе как иностранных, так и собственных разработок. При этом руководители страны исходят из необходимости создания "минимального потенциала сдерживания" в количестве 40-50 боеголовок. Речь идет о том, чтобы за два года пройти путь от ядерного устройства, взорванного в мае 1998 г., до компактных боезарядов, предназначенных для доставки к цели с помощью ракет, самолетов и других транспортных средств.

14 апреля 1999 года Пакистан осуществил испытание жидкотопливной мобильной ракеты средней дальности "Гхаури-2". Эта ракета способна нести ядерный боеприпас на расстояние около 1100 км. По некоторым данным, дальность "Гхаури-2" может быть увеличена до 2300 км.

По некоторым данным, Пакистан разрабатывает баллистическую ракету "Шахин-2", способную доставить полезную нагрузку массой до 1000 кг на расстояние 2000 км. Ракета "Шахин-2" может использоваться как с обычным, так и с ядерным оснащением. В процессе разработки находится также ракета "Гхазнави" с дальностью 2000 км. Существуют планы разработки баллистической ракеты "Типу" с дальностью 4000 км.

Отмечается, что успехи Пакистана в создании ракет средней дальности в значительной степени базируются на сотрудничестве с другими странами, в первую очередь КНР и КНДР. Не исключается возможность расширения сотрудничества Пакистана с Ираном, которое поможет разрешить сложные финансовые проблемы, стоящие перед Пакистаном.

Ядерные испытания Индии и Пакистана относятся к классу подземных ядерных испытаний.

4. ЮЖНО-АФРИКАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА

1948 - создано Управление по атомной энергии.

Получив научно-техническую помощь от США, Франции, Германии, Израиля в области атомной энергии, Южная Африка в **1974** принимает политическое решение о создании "ограниченного" ядерного арсенала.

1979 - разработан первый ядерный заряд пушечного типа на основе урана (с обогащением 80%). К

1989 арсенал состоял из 6 ядерных зарядов.

Февраль 1990 - президент ЮАР де Клерк объявляет о начале уничтожения ядерных зарядов.
1991 Южная Африка присоединяется к Договору о нераспространении ядерного оружия.

5. ЯПОНИЯ

Научным руководителем Японской ядерной программы был профессор Иосио Нисина, который в юности был учеником Нильса Бора в Копенгагене. По просьбе профессора свыше ста молодых специалистов, занимавшихся ядерной энергией, были откомандированы из армии в его распоряжение. Первые два года они главным образом вели теоретические исследования, изучали методы ускорения реакции распада, а также вели поиски урановой руды.

5 мая 1943 года Нисина направил главнокомандующему военно-воздушных сил доклад, в котором сообщал, что создание атомной бомбы технически возможно. Генерал Ясуда переслал доклад Тодзио, который был тогда уже премьер-министром. Этим было ознаменовано рождение проекта "Ни" ("Ни" по-японски обозначает цифру два, но в данном случае это не номер, а первый иероглиф имени шефа проекта).

18 июля 1944 года правительство Хидеки Тодзио подало в отставку. В тот же день группа проекта "Ни" успешно провела эксперимент по распаду изотопов урана. Оповещенное об удаче военное командование решило оказать проекту самую широкую поддержку. Руководство работами возложили на Восьмой отдел науки и техники министерства вооружений, который насчитывал более пятисот человек.

Воздушные налеты американской авиации на Токио помешали японским ученым продолжить свою работу над созданием ядерного оружия.

6. ЭВОЛЮЦИЯ ЯДЕРНЫХ АРСЕНАЛОВ

По состоянию на 2000 семь государств мира обладают ядерным оружием. К их числу относятся США, Россия, Великобритания, Франция, Китай, Индия и Пакистан. По неофициальным данным, атомным оружием в количестве 100-200 боезарядов располагает Израиль.

Ядерное оружие являлось существенным фактором для СССР и США во взаимном противоборстве после Второй мировой войны с целью установления военно-политической гегемонии и контроля над развитием цивилизации. Идеальный смысл противостояния был выражен в двух концепциях: Pax Americana ("американский мир") и коммунистического преобразования мира. Было создано два военно-политических блока, которые своими сферами влияния охватывали в различное время десятки государств и миллиарды людей. Ядерное оружие являлось олицетворением гигантской военной мощи двух "сверхдержав", и в то же время, именно оно вынуждало СССР и США в процессе противостояния действовать сдержанно и не допускать возможности прямого столкновения. Военный конфликт между сверхдержавами в любых острых политических ситуациях стал практически нереальным.

С другой стороны, антагонизм противостояния сделал неизбежным процесс поисков достижения решающего военного превосходства и противодействия таким усилиям. Для каждой из сторон ядерное оружие являлось материальным гарантом ее безопасности и источником постоянного беспокойства по отношению к возможностям его уничтожения противником.

В этом ключе нужно рассматривать понятие ядерного паритета в эпоху противостояния, предполагавшее примерное количественное и качественное равенство систем ядерных вооружений, удовлетворявших условию возможности нанесения гарантированного ответного удара и тем самым обеспечивавших сдерживание агрессии.

В арсеналах пяти официальных ядерных государств на 2000 год находилось более 30000 ядерных зарядов (ЯЗ). Арсеналы Индии, Израиля и Пакистана не могут быть оценены с приемлемой точностью. За период 1945-2000 произведено более 128000 ЯЗ. При этом максимальные запасы ядерных вооружений приходятся на 1986 год - около 70000 ЯЗ.

Табл.3 Ядерные заряды, произведенные в период 1945-2000

США	70000
------------	--------------

СССР (РФ)	55000
Великобритания	1200
Франция	1260
КНР	600
Полное число	128060

Табл.4 Ядерные арсеналы официальных ядерных государств в 1945-2000

Год	США	СССР (РФ)	Великобритания	Франция	КНР	Полное число
1945	2	0	0	0	0	2
1946	9	0	0	0	0	9
1947	13	0	0	0	0	13
1948	56	0	0	0	0	56
1949	169	1	0	0	0	170
1950	298	5	0	0	0	303
1951	438	25	0	0	0	882
1952	832	50	0	0	0	882
1953	1161	120	1	0	0	1282
1954	1630	150	5	0	0	1785
1955	2280	200	10	0	0	2490
1956	3620	400	15	0	0	4035
1957	5828	650	20	0	0	6498
1958	7402	900	22	0	0	8324
1959	12305	1050	25	0	0	13380
1960	18638	1700	30	0	0	20368
1961	22229	2450	50	0	0	24729
1962	27100	3100	205	0	0	30405
1963	29800	4000	280	0	0	34080
1964	31600	5100	310	4	1	37015
1965	32400	6300	310	32	5	39047
1966	32450	7550	270	36	20	40326
1967	32500	8850	270	36	25	41681
1968	30700	10000	280	36	35	41051
1969	28200	11000	308	36	50	39594
1970	26600	12700	280	36	75	39691
1971	26500	14500	220	45	100	41365
1972	27000	16600	220	70	130	44020
1973	28400	18800	275	116	150	47741
1974	29100	21100	325	145	170	50840
1975	28100	23500	350	188	185	52323
1976	26700	25800	350	212	190	53252
1977	25800	28400	350	228	200	54978
1978	24600	31400	350	235	220	56805
1979	24300	34000	350	235	235	59120
1980	24300	36300	350	250	280	61480
1981	23400	38700	350	274	330	63054
1982	23000	40800	335	274	360	64769
1983	23400	42600	320	279	380	66979
1984	23600	43300	270	280	414	67864
1985	23500	44000	300	359	426	68585
1986*	23400	45000	300	355	423	69478
1987*	23700	44000	300	420	415	68835
1988*	23400	42500	300	411	430	67041
1989*	22500	40000	300	412	433	63645
1990*	21000	38000	300	504	432	60236
1991*	19500	35000	300	538	434	55772
1992*	18200	33500	300	538	434	52972
1993*	16750	32000	300	524	434	50008

1994*	15380	30000	250	512	400	46542
1995*	14000	28000	300	500	400	43200
1996*	12900	26000	300	500	400	40000
1997*	12425	24000	260	450	400	37525
1998*	11425	22000	260	450	400	34535
1999*	10925	20000	185	450	400	31960
2000*	10500	20000	185	450	400	31535

* - для США (с 1988 г.) и СССР (РФ) (с 1986 г.) принято, что 50% ЯЗ находится на боевом дежурстве, а 50% - в резерве или ожидают демонтажа.

Избыточность наработанных ядерных оружейных материалов проявилась после подписания Президентом СССР М.Горбачевым и Президентом США Р.Рейнаноном Договора о ликвидации ракет средней и меньшей дальности 8 декабря 1987 года. Последующие действия России и США в области сокращения ядерных вооружений - подписание Договоров СНВ-1, СНВ-2, подготовка Договора СНВ-3 дают возможность России и США высвободить из ядерных военных программ значительное количество ядерных оружейных материалов и использовать их в энергетических и иных невоенных программах. Прекращение и запрещение производства расщепляющихся материалов является надежным средством нераспространения ядерного оружия.

США наработали около 100 т плутония и 650 т оружейного урана, СССР - около 125 т плутония и 1020-1380 т оружейного урана.

К середине 60-х годов в СССР плутоний для оружейных целей вырабатывался на 13 промышленных ядерных реакторах на трех комбинатах: Челябинск-65, Томск-7, Красноярск-26. С октября 1994 года нарабатываемый плутоний не используется для производства оружия. Два реактора в Томске-7 (ныне г.Северск) и один реактор в Красноярске-26 (ныне г.Железногорск) используются для производства тепла и электричества для нужд населения, и они будут работать до введения замещающих мощностей.

В США производство высокообогащенного урана для ядерного оружия было прекращено в 1964 году, производство плутония - в 1988 году. Максимальное число действующих промышленных реакторов в США равнялось 14. В июле 1992 года президент Буш объявил, что США не будут возобновлять производство плутония и урана для ядерного оружия.

Франция прекратила производство оружейного плутония в 1992 году, а высокообогащенного урана в 1996 году.

18.02.1993 Россия и США подписали соглашение, в соответствии с которым США приобретают за 12 млрд. долларов низкообогащенный уран, полученный при разобогащении 500 т оружейного урана, демонтируемого в процессе сокращения ядерного оружия.

В совместном Заявлении президентов России и США В.В.Путина и У.Дж.Клинтона от 2 сентября 1998 о принципах обогащения и утилизации плутония, заявленного как не являющегося более необходимым для целей обороны, обе стороны принимают на себя обязательства выделения по 50 т оружейного плутония для использования в МОКС - топливе или ликвидации его остекловыванием.

В Заявлении президентов России и США В.В.Путина и У.Дж.Клинтона от 4.07.2000 об обращении с оружейным плутонием, заявленным как не являющимся более необходимым для целей обороны, его утилизации и о сотрудничестве в этой области детально развернуто совместное заявление от 2.09.1998. В частности, утилизации подлежит по 34 т оружейного плутония. В России 34 т плутония предполагается использовать в АЭС, а в США - 25,5 т в качестве топлива для АЭС и 8,5 т будет иммобилизовано.

Из всех «пороговых» стран, имеющих программу по созданию ядерного оружия, разработки ведут Израиль, Индия, Пакистан и Северная Корея. Собственно говоря, Индия и Пакистан, произведя испытания, объявили об этом де-факто. ЮАР и Аргентина присоединились к Договору о нераспространении, Бразилия свернула свою ядерную программу, хотя формально и не подписала Договор. Индия - страна, находящаяся в оппозиции Договору как к дискриминационному по отношению к неядерным странам. Ее, и Пакистана, пример показывает,

что при наличии политической воли, никто не в состоянии заставить суверенное государство отказаться от ядерного оружия. Нет сомнений, что ядерное оружие в этих странах будет продолжать разрабатываться и совершенствоваться, равно как и системы его доставки и боевого управления. Станет ли пример этих стран "заразительным", появится ли атомная бомба, к примеру, на ближнем востоке - покажет время.

И.Н.Бекман

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 7. ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ, ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС И АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Содержание

1. Базовые компоненты ядерной индустрии	2
2. Новая энергетическая революция и ядерный ренессанс	5
3. Атомная энергетика в мире	9
4. Перспективы развития атомной энергетики	11
5. Атомная энергетика в России	20
6. Приложение. Промышленная энергетика и ее перспективы.	27
6.1 Гидроэлектростанции.	27
6.2 Тепловые станции.	27
6.3 Установки, преобразующие энергию ветра, солнца, приливов и отливов в электрическую.	28
6.4 Атомные станции.	28

*Никакой вид энергии не обходится так дорого, как её недостаток.
Гоми Баба, 1964.*

За сто лет развития, наука о радиоактивности породила новую отрасль производства – ядерную индустрию.

Ядерная индустрия (ЯИ), отрасль промышленности, связанная с использованием ядерной энергии; совокупность технологий и технических средств, предназначенных для целесообразного использования ядерной энергии.

Ядерная энергия, внутренняя энергия атомных ядер, выделяющаяся при некоторых ядерных превращениях. Ядерная энергия по своим масштабам в миллионы раз превосходит энергию, выделяющуюся при химических реакциях, что отражает огромную величину ядерных сил по сравнению с электромагнитным взаимодействием, которое играет основную роль в атомах и молекулах.

Естественная радиоактивность демонстрирует наличие больших энергетических ресурсов, запасенных в атомных ядрах (например, при полном превращении 1 кг радия выделяется $3,5 \cdot 10^5$ квт-ч энергии). Однако малая скорость распада делает полезную мощность практически ничтожной. Бета-радиоактивные элементы (например, ^{90}Sr) нашли применение в атомных батареях – источниках электрического тока, в которых ядерная энергия преобразуется в электричество.

Широкое применение ядерной энергии стало возможным благодаря открытию самоподдерживающихся ядерных реакций: цепных реакций деления и термоядерных реакций синтеза. При делении ядер 1 кг урана выделяется $2 \cdot 10^7$ квт-ч энергии, что эквивалентно сжиганию 2500 тонн каменного угля. Один 1 см³ урана имеет энергетическое содержание, эквивалентное 60000 л бензина, 110-160 т угля или около 60000 м³ природного газа. При использовании рецикла ресурсы ядерных материалов смогут обеспечивать прогнозируемые энергетические потребности мира на протяжении 1000 лет. Мир никак не может игнорировать этот факт.

В настоящее время осуществлены как неуправляемые цепные реакции взрывного типа (атомная бомба), так и управляемые реакции с регулируемым уровнем выделения энергии (атомные реакторы). Ядерная энергия, получаемая в ядерных цепных реакциях, используется на атомных электростанциях, кораблях, подводных лодках, космических аппаратах и т.п. Реакции

термического синтеза, легких ядер, т.е. термоядерные реакции, благодаря их большому тепловому эффекту способны стать самоподдерживающимися. Ядерная энергия, выделяющаяся при термоядерных реакциях, играет огромную роль в природе, т.к. является основным источником энергии Солнца и звезд. В настоящее время удалось осуществить неуправляемые термоядерные реакции взрывного типа (водородная бомба). Управляемую термоядерную энергию осуществить достаточно просто (например, облучая дейтерид лития тепловыми нейтронами), но добиться превышения энергетического выхода над затратами пока не удалось. Ведутся поиски путей осуществления управляемой термоядерной реакции, способной стать мощным энергетическим источником. Есть еще один, потенциально более мощный, чем термояд, источник ядерной энергии – аннигиляция частиц и античастиц. В этом случае изменение массы покоя близко к 100%, поскольку конечными продуктами процесса аннигиляции являются самые легкие из заряженных частиц – электроны, и лишенные массы покоя нейтрино. Реализовать этот способ получения энергии тоже пока не удалось.

Важным направлением ядерной индустрии является ядерная энергетика. Ядерная энергетика (атомная энергетика), отрасль энергетики, использующая ядерную энергию для электрификации и теплофикации. Одновременно это область науки и техники, разрабатывающая методы и средства преобразования ядерной энергии в электрическую и тепловую.

На первом этапе своего развития ядерная индустрия, ЯИ, ориентировалась на выделение, концентрирование и очистку природных радионуклидов (урана, тория, радия и т.п.). Производство радиоактивных изотопов было направлено в основном на научные и медицинские цели. В середине 20-го века мощный рост ЯИ связан с созданием оружия массового поражения: атомного и термоядерного. К концу века все большее значение стало приобретать энергетическое направление ЯИ: производство электроэнергии и транспортные двигатели.

В данной лекции мы рассмотрим основные компоненты современной ядерной индустрии, существующие ядерно-топливные энергетические комплексы военного и гражданского назначения, а также проблемы ядерной энергетики (как в глобальном смысле, так и в России).

1. Базовые компоненты ядерной индустрии

В настоящее время ядерная индустрия это:

1. Ядерное топливо и компоненты ядерного оружия (горючее для атомных реакторов и термоядерных установок, оружейный уран, плутоний и некоторые актиниды, керамика на базе делящихся материалов);
2. Ядерное оружие (атомные, водородные, нейтронные и радиационные бомбы (снаряды, мины), геофизическое и пучковое оружие и др.);
3. Оборудование для испытания ядерного оружия (стенды, компьютеры);
4. Оборудование для проведения ядерных взрывов в мирных целях (создание подземных газовых резервуаров, стимулирование нефтяных пластов, тушение пожаров на газовых скважинах, уничтожение радиоактивных отходов, химического или бактериологического оружия, прокладка каналов и т.п.);
5. Оборудование для демонтажа ядерного оружия и утилизации его компонентов (обратные технологии);
6. Ядерные реакторы (исследовательские, энергетические и транспортные (корабельные, самолетные, ракетные), реакторы для радиационного материаловедения и химического синтеза);
7. Термоядерные установки (магнитные ловушки, устройства лазерной стимуляции);
8. Радиоактивные изотопы и меченые соединения (в том числе – средства медицинской диагностики и терапии);
9. Источники излучения (для технологических, радиационно-химических и сельскохозяйственных целей);

10. Приборы и методики использования радиоактивных изотопов в технике, химии, материаловедении, биологии, физиологии, медицине, геологии, экологии, сельском хозяйстве, археологии и т.п.,

11. Методы и средства защиты персонала от излучения, а также системы обеспечения безопасности населения и окружающей среды;

12. Оборудование для регистрации ионизирующего излучения и мониторинга радионуклидов и радиационных полей в среде обитания человека, а также дозиметрии;

13. Оборудование для переработки и захоронения отходов (установки для остекловывания, керамизации или битумирования отходов, хранилища, могильники, полигоны для захоронения отходов; оборудование по демонтажу и утилизации отработавших свой срок реакторов);

Центральной частью ядерной индустрии является ядерный топливно-энергетический комплекс (ЯТЭК), основными продуктами которого являются компоненты ядерного оружия, а побочными – электрическая энергия, тепло, пресная вода, продукты радиационного синтеза или радиационно-термической модификации материалов. ЯТЭК включает предприятия добычи и переработки урановых и ториевых руд, конверсии урана, изотопного обогащения его, изготовления топливных элементов и сборок ядерных реакторов, ядерного машиностроения, атомные электростанции, ядерные станции теплоснабжения, исследовательские ядерные установки и т.д. Ключевой проблемой функционирования ЯТЭК является обеспечение безопасности производства (в первую очередь – работников предприятия), населения и окружающей экосистемы. Ее решение во многом зависит эффективности решения радиохимических задач.

В истории развития ядерной энергетики можно выделить два этапа:

1. Создание энергетики на базе реакторов на тепловых нейтронах, использующих в качестве горючего уран-235; накопление в них плутония для запуска и параллельного освоения реакторов на быстрых нейтронах.
2. Развитие на основе реакторов на быстрых нейтронах атомной энергетики большого масштаба, постепенно замещающей традиционную энергетику на ископаемом органическом топливе.

Стратегической целью ЯТЭК - овладение на основе ядерного бридинга (размножения) неисчерпаемыми ресурсами дешёвого топлива — урана-238 и, возможно, тория-232. Тактическая цель - использование тепловых реакторов на ^{235}U (освоенных для производства оружейных материалов — плутония и трития — и горючего для реакторов атомных подводных лодок) с целью производства энергии и радиоизотопов для народного хозяйства и накопления энергетического плутония для реакторов на быстрых нейтронах. По мере накопления тепловыми реакторами плутония для запуска и освоения быстрых реакторов может быть развита атомная энергетика большого масштаба, постепенно замещающая традиционную, не имеющая в дальнейшем ограничений со стороны ресурсов дешёвого топлива. Это связано с тем, что для реакторов с коэффициентом воспроизводства равным или большим единицы, полностью использующих природный уран или торий, приемлемы бедные месторождения последних с неисчерпаемыми ресурсами.

Два обстоятельства оказали сильное влияние на становление атомной энергетики:

- Высокие темпы роста традиционной энергетики в послевоенные десятилетия - в мире 5-7% в год, в СССР до 12% в год — требовали от атомной энергетики еще более высоких темпов развития.
- Успехи ядерных технологий в военной области и первых АЭС породили амбициозные цели создать уже к концу 20-го века атомную энергетику масштаба тысяч гигаватт (Намерения эти, впрочем, осуществить не удалось).

Развитие мирной ядерной энергетики началось в 1954 г. с пуском в СССР первой атомной электростанции в г. Обнинске. Мощность первой АЭС была всего 5 МВт (эл.), но за ней

последовало сооружение более мощных АЭС во всем мире. К 80-м годам 20-го века в мире насчитывалось около 300 действующих ядерных реакторов общей установленной мощностью около 200 ГВт (эл.). Атомная энергетика производила около 10% общемирового количества электроэнергии. Таким образом, всего за четверть века мощность АЭ возросла от 5 до 200000 МВт. Трудно найти в истории пример подобного быстрого внедрения новой энергетической технологии в жизнь общества. Такие темпы во многом определялись государственными инвестициями в реакторную базу и топливный цикл, развивавшихся для военных целей. В 1999 в 33 странах 436 атомных энергоблока с суммарной электрической мощностью ~350 ГВт выработали ~2300 млрд кВт·ч. В 2004 г. в мире эксплуатировалось 439 ядерных реактора (еще 31 строился) и 274 исследовательских реактора (16 строилось). В 20-м веке АЭС в разные периоды производили от 16 до 21,5% всей электроэнергии мира.

Но амбициозные программы развития уже в 20-ом веке атомной энергетики крупных масштабов оказались и невостребованными, и неподготовленными технически.

Крупные аварии на АЭС ТМІ (Трехмильный остров, США) и в Чернобыле (СССР) указали на неприемлемый уровень безопасности АЭС первых поколений; строительство реакторов на быстрых нейтронах ограничилось первыми опытными блоками из-за высокой стоимости, а вопросы топливообеспечения на длительную перспективу отошли на второй план; не нашли приемлемого решения проблемы обращения с отдельными видами облученного ядерного топлива и с радиоактивными отходами; не было найдено надёжного решения проблемы нераспространения ядерного оружия. Базовая стратегия развития атомной энергетики — стратегия интенсивного внедрения в энергетику ядерных реакторов, на быстрых нейтронах, не была осуществлена ни в одной стране.

Сейчас ядерная энергия вносит существенный вклад в производство и использование энергии во всем мире (составляя около 15% вырабатываемой в мире электроэнергии), однако, она не смогла полностью удовлетворить ожидания, которые были широко распространены несколько десятилетий назад. Указанная ситуация сложилась в силу таких факторов, как:

аварии на АЭС Три Майл Айленд, на Чернобыльской АЭС и в Токай-Мура,

в США наблюдается существенное превышение начальных смет расходов на строительство АЭС, что является следствием чрезмерного государственного регулирования в электроэнергетической отрасли и низкого качества управления в этом секторе,

не была решена проблема долговременного хранения и утилизации отработанного топлива и высокорadioактивных отходов,

развертывание ядерных технологий, использующих наработки военных ядерных программ, было проведено слишком быстро,

“раскол” 1970-х годов между США и государствами, имеющими существенные ядерные энергетические мощности (напр., Францией, Великобританией, Россией, Японией), относительно использования плутония препятствовал дальнейшему развитию ЯТЦ, в особенности, разработке технологий следующего поколения. В настоящее время наличие и хранение 200 тонн оружейного плутония, отражающее экономическую невыгодность вторичного использования плутония, вызывает беспокойство в аспекте распространения ядерного оружия (как и накопление плутония в ОЯТ энергетических реакторов),

уменьшение государственного регулирования электроэнергетических отраслей во многих странах препятствует развертыванию новых мощностей в ядерной энергетике, требующему больших первоначальных капиталовложений (даже при относительно низких эксплуатационных затратах),

привлечение общественного внимания к международному терроризму после 11 сентября 2001 года повысило уровень озабоченности относительно безопасности объектов ядерного топливного цикла, например, хранилищ отработанного ядерного топлива, как возможных целей акций массового устрашения (т.н. “грязные бомбы”).

Поэтому, несмотря на значительную роль, которую играет атомная энергетика, к концу 20-го века она пришла к определённом кризису. Об этом свидетельствовало падение её доли в мировом энергопроизводстве, сворачивание ядерных программ и разработок по быстрым реакторам в развитых странах Запада. Кроме того, атомная энергетика подверглась критике, вплоть до требования ее полного закрытия. И хотя в подобной критике присутствует субъективизм, а иногда и полная необъективность, следует признать, что для нее есть основания.

Атомная энергетика, как и любая технология, требует совершенствования. Есть и особые причины для обостренного внимания к ней:

- потенциальная опасность катастроф с большим экологическим и экономическим ущербом (реальность этой опасности подтверждена рядом аварий);
- накопление высокоактивных, делящихся и долгоживущих отходов;
- связь ядерной энергетике с опасностью распространения ядерного оружия.

Современные ядерные реакторы при существующем масштабе атомной энергетике являются достаточно безопасными установками. Атомная энергетика к концу 20-го века наработала 8000 реакторо-лет, из них ~5000 без крупных аварий после апреля 1986. Это — серьезный успех ядерной технологии. Безопасность второго поколения реакторов обеспечивается увеличением числа различных систем безопасности и систем ограничения выхода радионуклидов, ужесточением требований к оборудованию и персоналу. Правда, в результате АЭС становятся все более сложными и, следовательно, - более дорогими. При господствующей в настоящее время философии безопасности, атомная энергетика близка к её экономически «предельному» уровню: дальнейшее наращивание систем безопасности ведёт к неминуемой потере конкурентоспособности атомной энергетике.

Анализ современного состояния атомной энергетике показывает, что эксплуатационная безопасность атомной энергетике приемлема для существующих масштабов её использования при условии постепенного замещения действующих энергоблоков на ядерные реакторы третьего поколения. Следует, однако, учесть, что ресурсы природного рентабельно извлекаемого из недр урана ограничены. При доминирующей сегодня практике «сжигания» урана в тепловых реакторах эти ресурсы будут исчерпаны уже в текущем веке, как в России, так и в мире в целом. Переработка отработавшего топлива при рецикле плутония (МОХ-топливо) в тепловых реакторах может лишь ненадолго продлить эти сроки. Поэтому будущее ядерной энергетике – строительство энергетических ядерных реакторов на быстрых нейтронах, вовлекающих в топливный цикл весь уран (не только уран-235, но и уран-238). Из-за принятой в настоящее время стратегии, ориентирующейся на реакторы с тепловыми нейтронами, конкурентоспособность атомной энергетике под бременем растущих расходов на безопасность, обеспечиваемую наращиванием инженерных систем, имеет устойчивую тенденцию к снижению.

2. Новая энергетическая революция и ядерный ренессанс

В настоящее время мировое сообщество стоит перед глобальным экологическим кризисом, связанным с истощением почв, водных и морских ресурсов, природных ископаемых. В мировом масштабе развиваются такие опасные явления, как потепление климата, истощение озонового слоя, уменьшение биоразнообразия, загрязнение среды обитания и др. Интенсивный рост народонаселения и бурное экономическое развитие отдельных регионов оказывает все возрастающее давление на природные ресурсы и системы, уже и так достигшие высокого уровня деградации.

С целью борьбы с надвигающейся катастрофой, ООН выдвинула концепцию устойчивого развития. Устойчивое развитие – это экономическое развитие, устойчивость которого поддерживается неопределенно долго без носящего циклический характер чередования бумов и депрессий, но одновременно - развитие без истощения экологического или социального капитала в неприемлемых пределах и без возложения непропорционально тяжелого бремени на будущее поколение. Основной компонент концепции устойчивого развития - существенный рост

производства энергии, в частности - электрической. Действительно, без энергетических затрат невозможно справиться ни с экологическими проблемами, ни с усугубляющими их проблемами нищеты и голода. Однако безопасных и безвредных источников электроэнергии не существует: все они связаны с риском для здоровья человека и окружающей среды. Поэтому новые разработки энергосистем должны иметь ярко выраженный экологический аспект.

Энергия по разумной цене является определяющим фактором — как для экономического роста, так и для роста уровня жизни.

В настоящее время в мире основным источником энергии является природное топливо. Около 95% энергии, используемой мировой экономикой, приходится на природное топливо, причем рост его использования составляет 20% в десятилетие. Сжигание природных органических топлив приводит к выбросу в атмосферу больших количеств изменяющих климат парниковых газов. В частности, накопление CO₂ в верхних слоях атмосферы приводит к потеплению климата, что, в свою очередь, может вызвать таяние приполярных льдов, затопление обширных территорий и к выделению другого парникового газа – метана, огромные запасы которого в виде гидратов распределены в слоях вечной мерзлоты. Образующиеся при горении природного топлива оксиды углерода, азота и серы выпадают в виде кислотных дождей, отравляя леса, почву, озера и реки. Крайне неприятен и сам процесс уничтожения при горении кислорода, поскольку его поступление в атмосферу и так сильно уменьшилось из-за вырубания тропических лесов. Вредным последствием использования в энергетике природного угля является радиоактивное загрязнение местности долгоживущими радионуклидами.

Газ, нефть и уголь относятся к невозобновляемым источникам энергии. Интенсивная их эксплуатация приводит к уменьшению запасов, удорожанию разведки и добычи, и может лишить будущие поколения источников энергии и ценного сырья для химической промышленности. Перспективы развития тепловых станций связаны с возможным падением цен на энергоносители. Однако для конца 20-го и начала 21-го века имеет место тенденция роста цен на уголь, газ и нефть. Рост цен затормозил программы развития тепловых электростанций и снова сделал ядерную энергетику экономически конкурентноспособной. Этому способствовал и тот факт, что для стран, не имеющих больших ресурсов ископаемого топлива, использование ядерной энергетики обеспечивает надежность, которую не может гарантировать энергетика, основанная на поставке ископаемого топлива. Ведь зачастую такие поставки идут из политически нестабильных регионов.

Существующая технология производства электроэнергии на базе использования органических топлив связана с превращением всех затраченных материальных ресурсов и большей части энергии в отходы, выбрасываемые в окружающую среду. В атмосферу земли в начале 21-го века ежегодно поступало 200 млн.т. окиси углерода, 50 млн.т. различных углеводородов, 150 млн.т. двуокиси серы, 50 млн.т. окиси азота, 250 млн.т. мелкодисперсных аэрозолей. За последние несколько десятилетий концентрация углекислоты в земной атмосфере возросла на 10-12%, а содержание пылевых частиц только за последние 10 лет увеличилось на 12%. Такая нагрузка на окружающую среду перестает иметь локальное или региональное значение, она превращается в глобальную проблему.

Наиболее весомый вклад в загрязнение окружающей среды пылью, сернистым газом, окислами азота дают тепловые электростанции и котельные. Например, при сжигании антрацита на ТЭС мощностью 2400 МВт из топок удаляется в атмосферу 10⁷ м³/ч дымовых газов, содержащих 2350 т/ч двуокиси углерода, 251 т/ч паров воды, 34 т/ч двуокиси серы, 9.34 т/ч окислов азота и 2 т/ч летучей золы. В США на долю ТЭС приходится до 70% общего выброса SO₂, до 20% -пыли, до 40%-окислов азота. Ущерб от загрязнения окружающей среды исчисляется миллиардами долларов. К этому необходимо добавить, что содержащиеся в угольной золе ²²⁶Ra, ²²⁸Ra, ²³²Th, ²¹⁰Po, ²¹⁰Pb, ⁴⁰K рассеиваются в окружающей среде, что приводит к внешнему и внутреннему облучению населения, живущего вблизи ТЭС. И хотя дозовая нагрузка на население от угольной ТЭС не превышает нескольких процентов естественного радиационного

фона, она, как правило, в 5 - 40 раз выше дозовой нагрузки от АЭС такой же мощности. А с учетом выбросов химических компонентов проживание вблизи АЭС менее опасно, чем вблизи ТЭС в 36000 раз.

Поэтому одной из срочных мер является уменьшение на 60% эмиссии диоксида углерода, чтобы хотя бы удержать концентрацию CO₂ на современном уровне. Следовательно, проблема защиты климата Земли требует существенного сокращения использования в энергетике природного топлива. Так, мир в начале 21-го века оказался на пороге третьего глобального перехода от природного топлива на другие источники энергии. Основные надежды сейчас вновь связаны с процессами ядерного деления.

Известно, что ядерная энергия достаточно широко распространена в мире: более 20% энергии сейчас вырабатывается на атомных электростанциях. Некоторые страны (Франция, Англия, Япония) планируют довести выработку энергии на АЭС до 90%. На **Рис.1** в качестве примера приведены диаграммы вкладов различных источников в энергетику России и Франции.



Рис. 1 Структура энергетики Франции и России (2000 г.)

Суммарная электрическая мощность АЭС в мире составляет 400 ГВт (2000 г.). Сначала ядерная энергетика бурно развивалась, и планировалось к 2000 году 50% мировой энергетики перевести на АЭС.

Однако серия аварий на АЭС, казалось, похоронили все эти намерения.

Почему же мировое сообщество вновь обращает свое внимание на ядерное топливо?

Вызвано это явными преимуществами ядерной энергетики по сравнению с другими энерготехнологиями:

1. Высокая концентрация энергии (Ядерное топливо имеет в миллионы раз большую концентрацию энергии, чем органическое топливо).
2. Неисчерпаемые ресурсы (необходимость экономии горючих ископаемых, как ценного химического сырья).
3. Экологическая чистота (отсутствие потребления кислорода, выбросов CO₂, серосодержащих кислых газов, оксидов азота).
4. Высокая безопасность (малая аварийность с низким числом жертв);
5. Малый объем отходов, возможность их локализации и «сжигания» в ядерных реакторах.
6. Ядерно-энергетические комплексы - источник электроэнергии, промышленного тепла, энергии для химического синтеза, обессоливания воды, производства пресной воды.
7. Низкие транспортные расходы. (Малый объем топлива для АЭС значительно снижает транспортные расходы на его перевозку и обеспечивает возможность долговременной эксплуатации АЭС в автономном режиме. Особенно это важно для отдаленных и труднодоступных районов).
8. Утилизация компонентов ядерного оружия (Накопление в некоторых странах больших количеств оружейного плутония и других делящихся материалов требует использования ядерных реакторов для их сжигания).

Ограниченность природных топливных ресурсов делает тепловые станции неконкурентными в долговременном плане: быстрое истощение природных ресурсов лишит будущие поколения как источников энергии, так и ценного химического сырья. Расширенное воспроизводство топлива в ядерных реакторах делает запасы топлива для АЭС практически неисчерпаемыми. Очевидной является и невозможность освоения в ближайшем будущем альтернативных

источников энергии (энергии солнца, ветра, приливов и т.п.), сравнимых по мощности с источниками на органическом топливе и АЭС. Альтернативные источники энергии полезны для некоторых конкретных целей, но они не могут обеспечивать устойчивое развитие мирового сообщества. (Гидроэнергия эффективна только в горных районах, термояд откладывается до конца 21-го века, развитие солнечных, геотермальных, ветровых и приливных электростанций сдерживается как отсутствием аккумуляторов, так и методов транспортировки электрической энергии на большие расстояния).

Никаким рациональным энергосбережением невозможно обеспечить возрастающие потребности населения и промышленности в электрической и тепловой энергии. Основной прирост производства энергии в XXI столетии будет обеспечиваться за счет увеличения числа АЭС. Разработка и освоение нового поколения энергетических ядерных реакторов с пассивными системами защиты, при которых опасное развитие цепной реакции останавливается не техническими средствами, а законами природы, сделает АЭС самым безопасным производителем энергии.

Ядерная индустрия открывает принципиально новые возможности и перспективы развития энергетики. Для этого необходимы:

1. Реализация такого топливного цикла, при котором из ограниченных природных запасов топливного сырья в течение тысячелетий можно получать необходимое количество энергии для удовлетворения энергопотребности человечества при любом прогнозируемом сценарии развития цивилизации.
2. Осуществление такого замкнутого технологического цикла, при котором воздействие атомной энергетики на окружающую среду будет существенно меньше, чем воздействие других традиционных энерготехнологий.
3. Развитие энергетики для удалённых районов и для крупных транспортных средств.
4. Замещение ядерным топливом органического топлива, которое в отличие от первого может быть эффективно использовано для других целей: химический синтез, транспорт и т.д.

В некоторых индустриальных странах существует сильная оппозиция развитию ядерной энергетики. Но в развивающихся странах идея перехода на ядерное топливо встречает большой энтузиазм.

Для совершения новой энергетической революции необходимо перейти на новые типы ядерных реакторов, удовлетворяющих следующим требованиям:

1. Безопасность
2. Малоотходность
3. Малый риск всего ядерно-топливного цикла.
4. Высокая экономическая эффективность по сравнению с альтернативными способами производства энергии.

Перспективы ядерной энергетики следует рассматривать в контексте трех политических проблем: устойчивость поставок и использования энергии, озабоченность по поводу воздействия энергопотребления на природную среду и приход конкуренции на рынки электроэнергии. Очевидно, что ядерная энергетика располагает потенциалом конкуренции на рынках электричества на базе экологической устойчивости, но при условии решения ключевых вопросов. К ним относятся: 1) Принятие обществом новых ядерных установок и идеи продления срока службы действующих АЭС. 2) Создание эффективных и дешевых установок по удалению высокоактивных отходов и переработке отработанного топлива. 3) Обеспечение расширения программы гражданской ядерной энергетики без увеличения риска распространения ядерного оружия.

Атомная энергетика обладает всеми необходимыми качествами для постепенного замещения значительной части энергетики на ископаемом органическом топливе и становления в качестве доминирующей энерготехнологии. Способность ядерной энергетики производить электричество без эмиссий двуокиси углерода и кислых газов приведет к росту ее использования,

при условии, что будут преодолены препятствия, лежащие вне сферы экономики. Например, если будет найдено простое средство лечения раковых заболеваний радиационного происхождения, масштабы воздействия и, следовательно, издержки, связанные с ядерным топливным циклом, могут стать пренебрежимо малыми.

3. Атомная энергетика в мире

Атомная энергетика до катастрофы на Чернобыльской АЭС считалась надежным и перспективным направлением развития энергетики. С 1970 она развивалась ускоренными темпами и достигла наивысшего расцвета в период 1980-1985. Суммарная мощность действовавших тогда АЭС в мире достигла 117 МВт. В последующие годы можно было ожидать сохранения того же темпа развития. Однако Чернобыльская катастрофа перечеркнула многие планы, и после 1986 начинается явный спад в атомной энергетике. На рубеже 1990-х. количество закрываемых реакторов превысило количество вводимых в эксплуатацию. Во многих странах развернулись серьезные дискуссии об экономических и экологических проблемах атомной энергетики. Все настойчивее стали обсуждаться вопросы экологической безопасности атомной энергетики и проблемы обращения с радиоактивными отходами (РАО) и отработавшим ядерным топливом (ОЯТ), образующимися в процессе работы АЭС. Некоторые страны, такие, как Швеция, Италия, Австрия, кардинально пересмотрели свою политику по отношению к атомной энергетике, Германия стала снимать с эксплуатации энергоблоки, построенные в восточных землях по советским проектам. В настоящее время ни в одной стране Западной Европы, кроме Франции, не ведется строительство новых реакторов.



Рис. 2а. Вклад АЭС в мировую энергетику

Тем не менее, потенциал действующих АЭС в мире велик. На ядерную энергию в 2001 приходилось 6% мирового топливно-энергетического и 17% производимой электроэнергии. По состоянию на начало 1997, в 31 стране мира находились в эксплуатации 432 атомных энергоблока общей установленной мощностью 367,4 ГВт. Еще 53 энергоблока находятся в стадии строительства.

	Реакторы в эксплуатации		Реакторы в процессе строительства	
	Число блоков	Суммарная мощность, МВт(э)	Число блоков	Суммарная мощность, МВт(э)
АРГЕНТИНА	2	935	1	662
АРМЕНИЯ	1	376		
БЕЛЬГИЯ	7	5712		
БРАЗИЛИЯ	2	1901		
БОЛГАРИЯ	6	3538		
КАНАДА	14	10018		
КИТАЙ	5	3715	6	4878
ЧЕШСКАЯ РЕСП.	5	2560	1	912
ФИНЛЯНДИЯ	4	2656		
ФРАНЦИЯ	59	63073		
ГЕРМАНИЯ	19	21283		
ВЕНГРИЯ	4	1755		
ИНДИЯ	14	2503	8	2693
ИРАН			2	2111
ЯПОНИЯ	54	44289	3	3696
КОРЕЯ, НДР			1	1040
КОРЕЯ, РЕСП.	18	14890	2	1920
ЛИТВА	2	2370		
МЕКСИКА	2	1360		
НИДЕРЛАНДЫ	1	450		
ПАКИСТАН	2	425		
РУМЫНИЯ	1	655	1	650
РОССИЯ	30	20793	2	1875
ЮЖНАЯ АФРИКА	2	1800		
СЛОВАКИЯ	6	2408	2	776
СЛОВЕНИЯ	1	676		
ИСПАНИЯ	9	7524		
ШВЕЦИЯ	11	9432		
ШВЕЙЦАРИЯ	5	3200		
ВЕЛИКОБРИТАНИЯ	33	12498		
УКРАИНА	13	11207	4	3800
США	104	97860		
ВСЕГО В МИРЕ	442	356 746	35	27 743

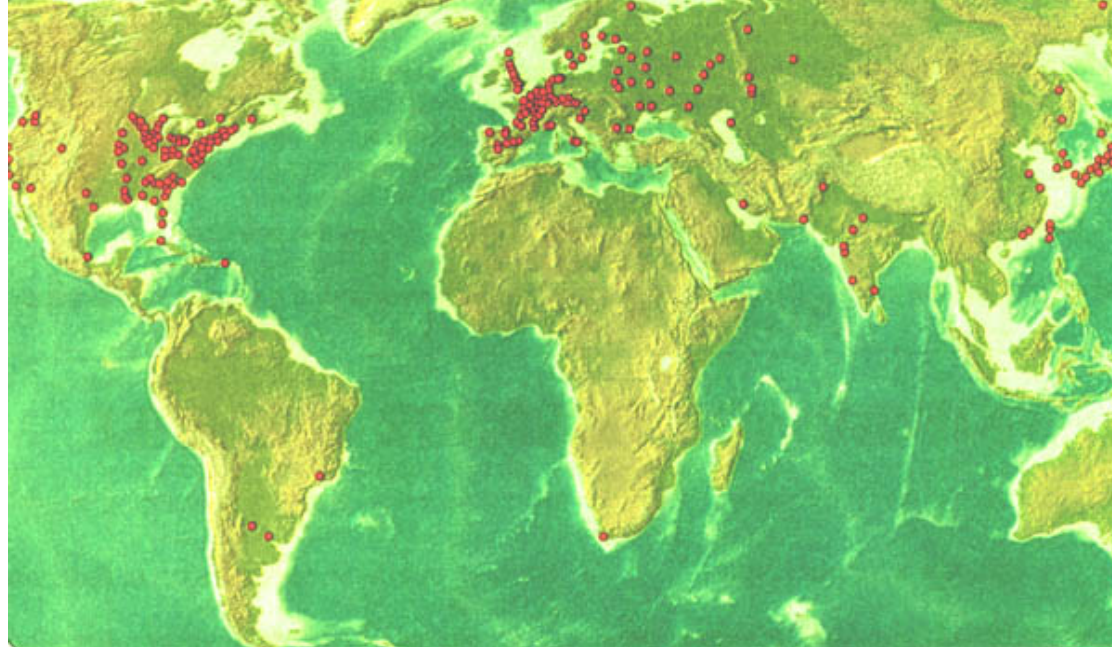
* Сумма включает шесть реакторов суммарной мощностью 4884 МВт (э) в эксплуатации и два блока в стадии строительства, 2700 МВт (э), на Тайване, Китай. Таблица отражает состояние на ноябрь 2002 года.

Рис.26. Состояние атомной энергетики в мире (на ноябрь 2002)

На долю атомной энергетики приходится 17% вырабатываемой электроэнергии в мире. При этом в ряде стран АЭС являются одним из основных ее источников (**Рис. 2**). Лидируют в области использования атомной энергетики США, где в эксплуатации находится 109 энергоблоков общей электрической мощностью 105,4 ГВт. Во Франции работает 56 энергоблоков мощностью 61 ГВт. Далее следует Япония, где работает 52 энергоблока общей мощностью 44 ГВт, и Германия с 20 энергоблоками мощностью 23,5 ГВт. В России в эксплуатации находится 29 энергоблоков установленной мощностью 21,2 ГВт. В десятку стран, имеющих развитую атомную энергетику входят также Канада, Украина, Великобритания, Швеция, Республика Корея. У целого ряда стран есть намерение вступить в «ядерный энергетический клуб» (Турция, Иран, Индонезия, Вьетнам).

Из всех действующих АЭС мира две трети работают в Северной Америке и Европе (**Рис. 3**). В Азиатско-Тихоокеанском регионе (АТР) многие активно развивающиеся, но ограниченные

в запасах топлива и гидроресурсов государства уделяют большое внимание национальным программам по ядерной энергетике. Из 53 строящихся энергоблоков 20 сооружается в Азии и на Дальнем Востоке. Планируется, что через 10-15 лет общее число коммерческих реакторов в АТР приблизится к 120, а в 2025 здесь будут действовать более трети всех АЭС мира. В этом регионе



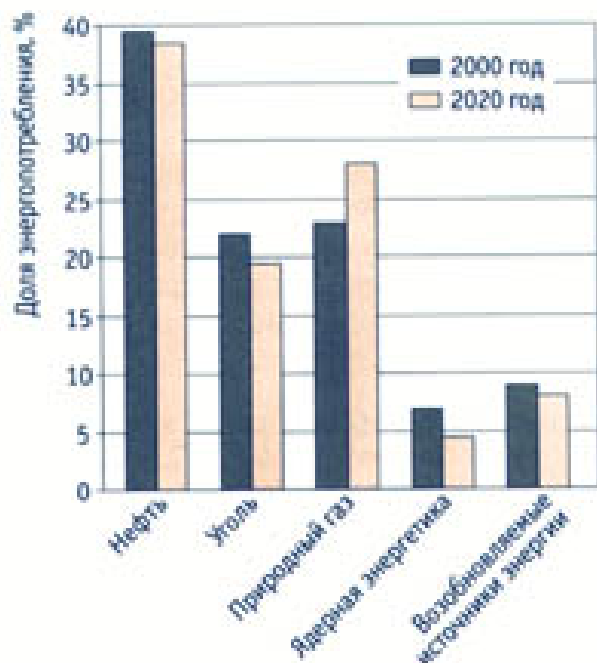
наиболее развита атомная энергетика у Японии, которая планирует построить 20 новых АЭС. Сейчас атомная энергетика дает в этой стране 30% вырабатываемого электричества, и здесь располагается 2/3 всех азиатских атомных станций. Предполагается увеличить к 2010 долю АЭС в энергобалансе страны до 43%, а количество реакторов - до 70. В Китае, несмотря на наличие богатых месторождений угля и гидроресурсов в центральной части страны, строительство АЭС признано экономически эффективным для удовлетворения растущих потребностей в электроэнергии, особенно в прибрежных районах вблизи промышленных зон. В КНР имеется 3 действующих реактора и 4 строящихся. К 2020 Китай намеревается довести суммарную мощность АЭС до 50 ГВт, что означает строительство десятков новых энергоблоков. Основное реакторное оборудование сейчас экспортируется, но Китай хочет иметь свою атомную индустрию.

4. Перспективы развития атомной энергетики

Ожидаемое к середине XXI века удвоение населения Земли, в основном за счёт развивающихся стран, и приобщение их к промышленному развитию может привести (даже если исходить из очень низких темпов роста) к удвоению мировых потребностей в первичной и к утроению (до 6000 ГВт) в электрической энергии. Этот рост зависит от развития мировой экономики, роста населения и стремления к более справедливому и равномерному распределению энергии по регионам мира. Атомная энергетика, отвечающая требованиям крупномасштабной энергетике по безопасности и экономике, способна взять на себя существенную часть прироста мировых потребностей в топливе и энергии [~4000 ГВт (эл.)]. Развитие к середине века мировой атомной энергетике такого масштаба явилось бы радикальным средством стабилизации потребления обычных топлив и предотвращения следующих кризисных явлений:

- истощения дешёвых ресурсов углеводородных топлив и возникновение конфликтов вокруг их источников, дестабилизации мирового топливного цикла;
- достижения опасных пределов выбросов продуктов химического горения.

Тем не менее, углеводородное топливо будет продолжать служить главным источником энергии в ближайшие десятилетия. До 2020 его доля в потреблении первичных ресурсов останется на уровне 90%, потому что на него рассчитана вся инфраструктура современного производства и потребления энергии. Однако освоенные месторождения углеводородного топлива исчерпываются, а введение в оборот новых запасов требует все больших



инвестиционных затрат. Следствием этого должны стать постепенные изменения в инфраструктуре энергопроизводства, обусловленные как экономическими (изменения цен и их изменчивость), так и природоохранными факторами, а также дальнейшим развитием технологий новых видов топлива.

Рис.4. Эволюция структуры производства энергии в начале 21-го века

Энергетическая безопасность останется одним из ключевых факторов, определяющих политику многих стран, особенно, стран, имеющих очень скромные запасы ископаемых видов топлива. Геополитика предложения природного газа – энергоносителя, который во многих странах выбран в качестве основного на ближайшую

перспективу, вероятно, будет усложняться по мере роста потребности в производстве электроэнергии, при том же отсутствии географической корреляции спроса и предложения, которое характеризует рынок нефти. Подобная озабоченность отражается в некоторых странах в принятии подходов, которые, предлагают включение соображений энергетической безопасности в цены на энергоносители.

В последнее десятилетие большое внимание уделяется экологическим последствиям использования ископаемого топлива. И электроэнергетика, и транспорт производят существенные атмосферные выбросы, которые приводят к локальной (напр., смог), региональной (напр., кислотные дожди) и глобальной (напр., изменение климата) деградации окружающей среды и ухудшению здоровья людей. Введение глобальных ограничений на выбросы парниковых газов и региональные ограничения на другие загрязнители атмосферы серьезно повлияют на структуру мировой энергетики, и потребуют значительных дополнительных инвестиций для сдерживания темпов роста выбросов, оказывающих влияние на окружающую среду. Включение озабоченности экологическими проблемами в цены на энергоносители – важная проблема, определяющая эволюцию энергетического сектора на десятилетия вперед.

Для сохранения выбросов окиси углерода от электроэнергетики на уровне середины прошлого – начала нынешнего века, потребуется увеличение на порядок источников электроэнергии, не производящих выбросов углерода. Задача становится еще более трудной, если признать, что гидроэнергетика, которая сегодня является самым крупным источником электроэнергии, не производящим выбросов углерода, имеет очень ограниченный потенциал роста.

Существуют следующие технологические направления решения этой глобальной задачи:
 повышение эффективности производства и использования электроэнергии,
 возобновляемые технологии помимо гидроэнергетики,
 ядерные технологии (деление и синтез),

изоляция углерода (потенциально позволяющая увеличить использование угля).

Таблица 1

Общее потребление первичных энергоносителей, доля первичных энергоносителей, используемых для производства электроэнергии, и доля АЭС в потреблении первичных энергоносителей в регионах мира в 1997 г. и прогноз до 2020 г.*

Регион	1997 г.			2000 г.			2010 г.			2020 г.		
	Общее потребление, ЭДж	Для производства электроэнергии, %	Доля АЭС, %	Общее потребление, ЭДж	Для производства электроэнергии, %	Доля АЭС, %	Общее потребление, ЭДж	Для производства электроэнергии, %	Доля АЭС, %	Общее потребление, ЭДж	Для производства электроэнергии, %	Доля АЭС, %
Северная Америка	108,7	35,9	6,3	<u>113</u> <u>117</u>	<u>36</u> <u>36</u>	<u>5,8</u> <u>5,7</u>	<u>123</u> <u>139</u>	<u>36</u> <u>36</u>	<u>4,8</u> <u>4,7</u>	<u>131</u> <u>157</u>	<u>38</u> <u>39</u>	<u>3,1</u> <u>5,3</u>
Латинская Америка	28,7	29,6	0,7	<u>31</u> <u>32</u>	<u>30</u> <u>31</u>	<u>0,6</u> <u>0,6</u>	<u>39</u> <u>47</u>	<u>33</u> <u>34</u>	<u>0,6</u> <u>0,7</u>	<u>48</u> <u>64</u>	<u>36</u> <u>36</u>	<u>0,4</u> <u>1</u>
Западная Европа	62,6	41,3	12,9	<u>64</u> <u>66</u>	<u>42</u> <u>42</u>	<u>13</u> <u>12</u>	<u>68</u> <u>76</u>	<u>44</u> <u>47</u>	<u>12</u> <u>11</u>	<u>72</u> <u>86</u>	<u>45</u> <u>52</u>	<u>8,6</u> <u>11</u>
Восточная Европа и страны бывшего СССР	54,1	30,7	4,5	<u>54</u> <u>55</u>	<u>31</u> <u>31</u>	<u>5,1</u> <u>5,2</u>	<u>61</u> <u>67</u>	<u>32</u> <u>33</u>	<u>4,8</u> <u>5,4</u>	<u>75</u> <u>90</u>	<u>34</u> <u>34</u>	<u>3</u> <u>5,2</u>
РОССИЯ	31	31	4,1	<u>30,4</u> <u>30,4</u>	<u>32</u> <u>32</u>	<u>4,6</u> <u>4,6</u>	<u>32</u> <u>34,5</u>	<u>36,5</u> <u>36</u>	<u>8,0</u> <u>7,9</u>	<u>33,3</u> <u>41</u>	<u>43</u> <u>41</u>	<u>12</u> <u>11,5</u>
Африка	17,2	21,5	0,7	<u>19</u> <u>19</u>	<u>22</u> <u>22</u>	<u>0,7</u> <u>0,7</u>	<u>25</u> <u>28</u>	<u>23</u> <u>23</u>	<u>0,5</u> <u>0,5</u>	<u>33</u> <u>42</u>	<u>26</u> <u>25</u>	<u>0,4</u> <u>0,8</u>
Средний Восток и Южная Азия	35,6	25,7	0,2	<u>40</u> <u>42</u>	<u>26</u> <u>26</u>	<u>0,2</u> <u>0,3</u>	<u>59</u> <u>71</u>	<u>29</u> <u>29</u>	<u>0,4</u> <u>0,5</u>	<u>88</u> <u>122</u>	<u>32</u> <u>32</u>	<u>0,5</u> <u>0,7</u>
Юго-Восточная Азия и Океания	19,6	24,3	–	<u>21</u> <u>22</u>	<u>25</u> <u>25</u>	<u>–</u> <u>–</u>	<u>30</u> <u>34</u>	<u>28</u> <u>28</u>	<u>–</u> <u>0,1</u>	<u>43</u> <u>53</u>	<u>30</u> <u>30</u>	<u>–</u> <u>1</u>
Дальний Восток	80,5	33,3	5,2	<u>88</u> <u>91</u>	<u>34</u> <u>34</u>	<u>4,9</u> <u>4,8</u>	<u>118</u> <u>134</u>	<u>38</u> <u>38</u>	<u>5,8</u> <u>6,4</u>	<u>159</u> <u>198</u>	<u>42</u> <u>42</u>	<u>5,1</u> <u>6,5</u>
Всего в мире	406,9	33,0	5,4	<u>430</u> <u>445</u>	<u>33</u> <u>33</u>	<u>5,1</u> <u>5,0</u>	<u>524</u> <u>597</u>	<u>35</u> <u>35</u>	<u>4,6</u> <u>4,7</u>	<u>648</u> <u>812</u>	<u>37</u> <u>38</u>	<u>3,3</u> <u>4,7</u>

* Числитель - нижняя оценка; знаменатель - верхняя оценка.

В настоящее время, видимо, нельзя сказать с уверенностью, что какое-либо из этих направлений сможет ответить на вышеописанный вызов с экономической точки зрения; скорее всего, потребуется существенный вклад нескольких направлений.

В связи с этим приобретает актуальность развитие и совершенствование сравнительной оценки риска и «внешней цены» разных видов энергопроизводства для поддержки принятия решений по изменению структуры топливно-энергетического комплекса на глобальном и региональном уровнях.

Отметим, что глобальные перспективы ядерной энергетики на ближайшее десятилетие или чуть более отдаленный период предполагают лишь небольшие изменения общего объема ядерной энергии или ядерных технологий ее производства. За прошедшие два десятилетия техническое развитие было гораздо более значительным в других областях производства электроэнергии. Это касается, в особенности, технологии комбинированного цикла на природном газе, но также технологий очистки некоторых загрязнителей, выделяющихся при использовании угля, и снижения затрат, связанных с некоторыми возобновляемыми технологиями производства электроэнергии.

Долгосрочные прогнозы мировой атомной энергетики весьма противоречивы, что отражает и отношение к ней общества, и неблагоприятную для нее конъюнктуру, а также настроения в самом ядерном сообществе после неудавшейся попытки решить все ее проблемы с ходу. В прогнозах Мирового энергетического совета доля атомной энергетики к 2050 г. в мировом энергобалансе не превысит 10%. По прогнозу Института систем энергетики (ИСЭМ СО РАН) общий вклад атомной энергетики в мировой энергетический баланс может возрасти к 2100 до 30%. Международное Энергетическое Агентство прогнозирует к 2020 снижение доли атомной энергетики в производстве электричества до ~10% при сохранении общей установленной мощности атомных энергоблоков на сегодняшнем уровне. Министерство энергетики США (EIA/DOE 1999) в качестве наиболее вероятного сценария рассматривает снижение к 2020 установленной мощности атомных энергоблоков на 10% в мире и на 25% в развитых странах. Институт энергетических исследований РАН указывает на возможность роста производства электроэнергии АЭС России с 120 млрд. кВт*ч (1999) до 160 млрд кВт*ч в 2010 и до 330 млрд кВт*ч в 2020.

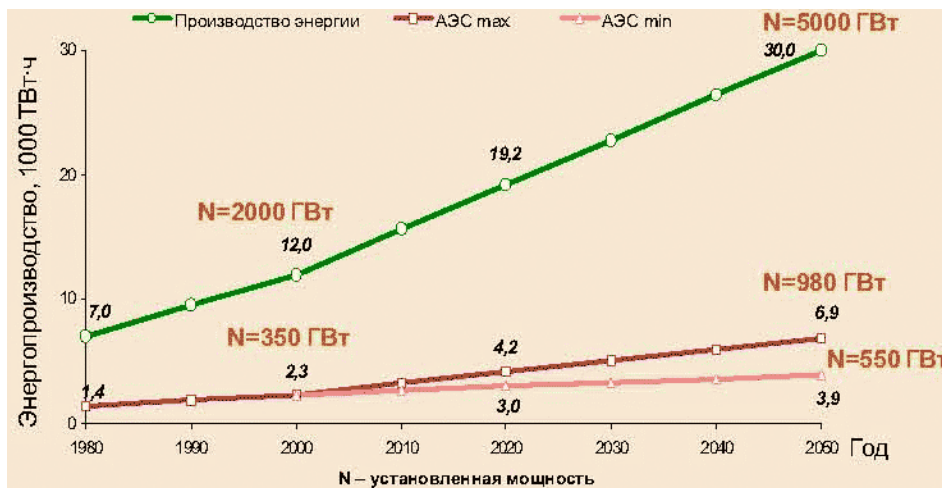


Рис.5 Прогноз развития атомной энергетики

Каждый год МАГАТЭ публикует прогнозы развития атомной энергетики – они составлены до 2030. Прогноз предусматривает увеличение на 20% выработки энергии на АЭС до 2020, но с учетом

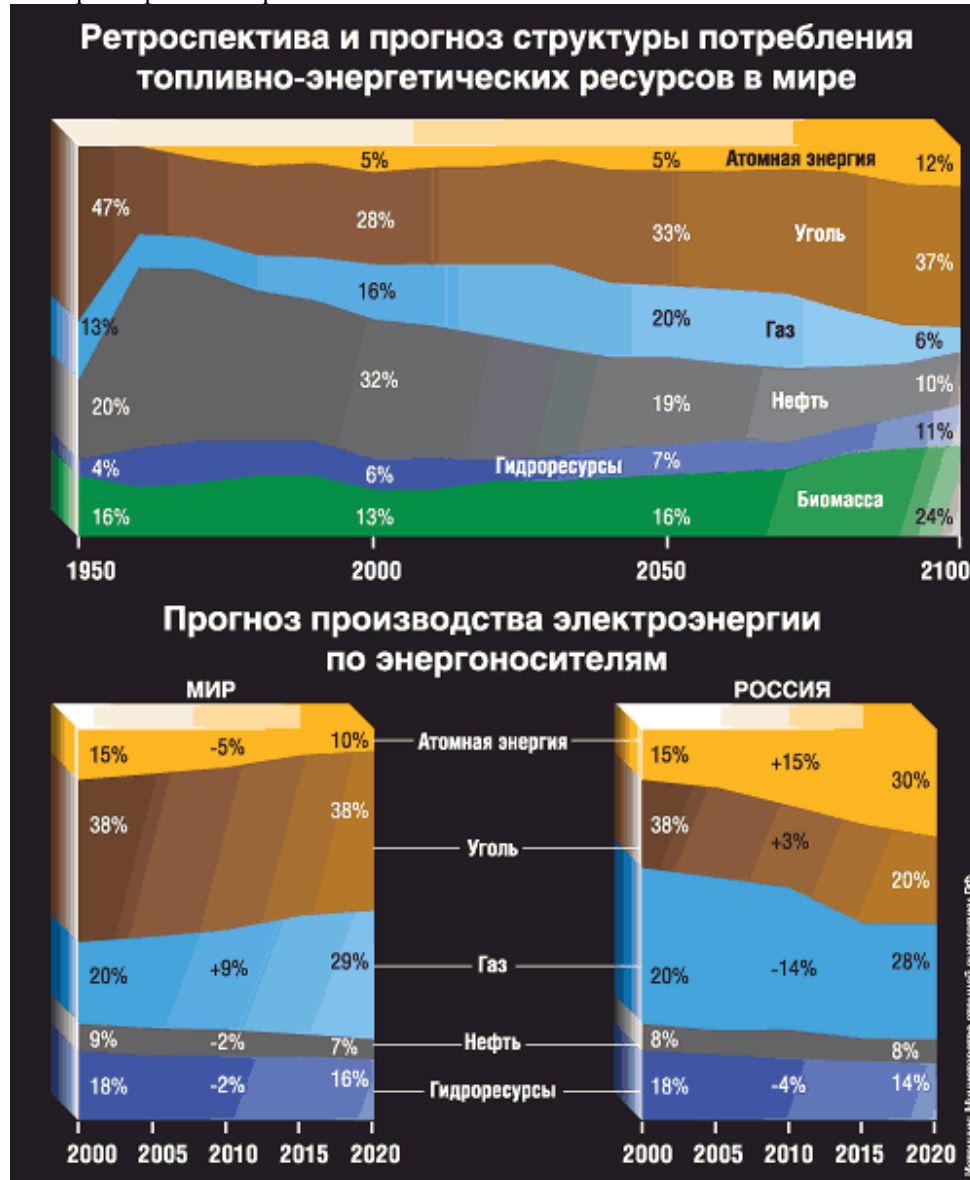
вывода из эксплуатации старых блоков к 2030 году атомная энергетика вырастет по отношению к 2002 всего на 12%. (Лучший сценарий предполагает, что к 2020 г. показатели отрасли вырастут на 46%, к 2030 – на 70%). Однако в любых сценариях доля атомной энергетики будет снижаться после 2010 до 12% в 2030 г. против 16% в 2002. Общие тенденции таковы, что производство электроэнергии в мире растет быстрее, чем ядерная энергетика. Рост сохранится на Дальнем Востоке, а самое большое снижение прогнозируется в Западной Европе. При этом Концепция развития энергетики в России предполагает ускоренное и опережающее развитие атомной энергетики.

Прогноз на начало 21-го века по развитию вклада атомной энергетики как в топливно-энергетические ресурсы, так и в электроэнергию в целом по миру положителен (см. **Рис.5** и **6**).

Хотя для развития ядерной энергетики еще необходимо решить целый ряд сложных проблем, некоторые моменты, касающиеся ядерного топливного цикла, способствуют пересмотру взгляда на будущее ядерной энергетики, так строится несколько новых энергоблоков, в США существенно улучшилась эксплуатация станций (коэффициент использования мощностей

превысил 85%). Цены на электроэнергию, вырабатываемую на грамотно управляемых станциях, конкурентоспособны по сравнению с ценами на энергию станций, работающих на ископаемом топливе. Кроме того, в долгосрочной перспективе производство водорода и/или опреснение морской воды с помощью технологии высокотемпературных ядерных реакторов позволит избежать импорта миллиардов баррелей нефти.

Рис.6. Современное состояние и прогноз топливо энергетических ресурсов и производства электроэнергии в мире.



Важнейшей проблемой ядерной энергетики продолжает оставаться проблема нераспространения. Цель – не допустить, чтобы ядерная энергетика способствовала дополнительному распространению ядерного оружия. Снижение риска распространения – важный критерий выбора перспективного топливного цикла. На США и России лежит особая ответственность за сокращение накопленных в этих странах огромных запасов допускающих военное использование ядерных материалов. Как показал успешный опыт выполнения соглашения ВОУ-НОУ, ядерные индустрии обеих стран способны предложить эффективные, рыночные подходы к решению этой проблемы. Для эффективного решения проблемы снижения количества накопленных делящихся материалов требуется не только рассмотрение новых

технологических подходов, но и разработка новых институциональных рамок (таких как лизинг топлива и реакторов, контракты на поставки топлива с сопровождением “от колыбели до могилы”, создание крупных международных центров ядерного топливного цикла, обеспечение международного контроля и мониторинга этих центров).

С точки зрения перспектив атомной энергетики важное значение имеет проблема обеспечения её урановым топливом. Мировые ресурсы урана в наиболее богатых месторождениях с концентрацией металла в рудах 0,1% в настоящее время оцениваются следующим образом: разведанные – несколько более 5 млн т., потенциальные – 10 млн т. За время жизни (50 лет) тепловой реактор мощностью 1 ГВт (эл) потребляет 10 тыс. т природного урана, поэтому 10 млн т урана позволяют ввести 1000 блоков АЭС с такими реакторами, из которых 350 ГВт (эл) работают сейчас, а 650 ГВт (эл) могут быть введены в 21 веке. Поэтому в первой половине этого столетия мощности мировой атомной энергетики на тепловых реакторах, с учётом вывода из эксплуатации отработанных блоков, могут вырасти вдвое, но её вклад в производство энергии будет падать, а во второй половине века сойдёт на нет.

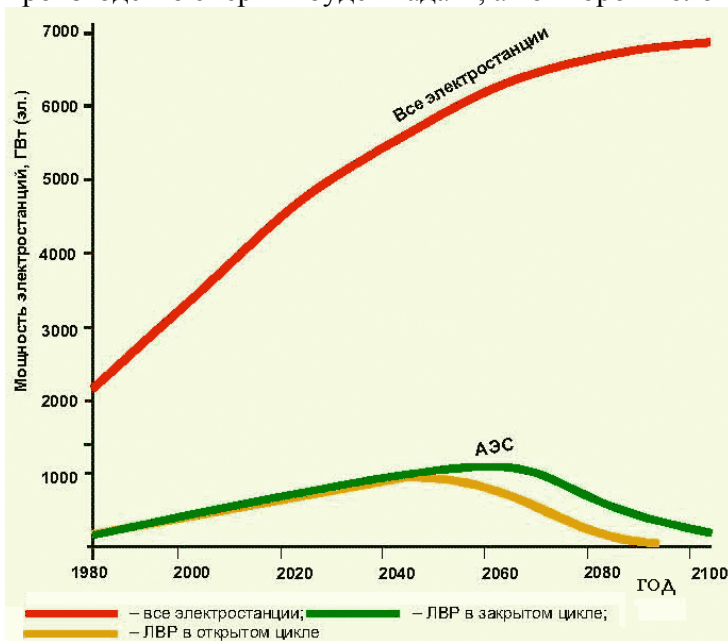


Рис.7. Топливный потенциал развития атомной энергетики на тепловых реакторах (предполагаемые запасы дешёвого урана 10 млн. т).

Ежегодная потребность современной атомной энергетики России в природном уране составляет до 3000 т, а с учётом экспортных поставок ядерного топлива 7000 т. При имеющихся ресурсах урана (залежи в недрах, складские запасы на горнодобывающих предприятиях, запасы высокообогащённого урана) срок функционирования отечественной атомной энергетики на тепловых реакторах, если оставаться на уровне мощности 20 ГВт (эл), составляет 80 лет. Замыкание топливного цикла тепловых

реакторов с вовлечением энергетического плутония и регенерированного урана продлит этот срок на 20 лет в зависимости от способа изготовления регенерированного топлива.

Таким образом, имеющиеся запасы природного урана не могут обеспечить устойчивого долговременного развития атомной энергетики на тепловых реакторах.

В быстром реакторе при коэффициенте воспроизводства равном единице или выше можно сжигать уран практически полностью. Увеличение энергетического выхода от ядерного топлива в 200 раз по сравнению с тепловым реактором, позволяет обеспечить 4000 ГВт (эл) на быстрых реакторах дешёвым ураном с запасом топлива в течение 2500 лет при малой топливной (сырьевой) составляющей затрат. Для быстрых реакторов приемлем и уран из бедных месторождений, ресурсы которого в сотни и даже в тысячи раз больше ресурсов дешёвого урана. При использовании реакторов на быстрых нейтронах устойчивое развитие атомной энергетики возможно в течение тысяч лет (см. **Рис.8**).

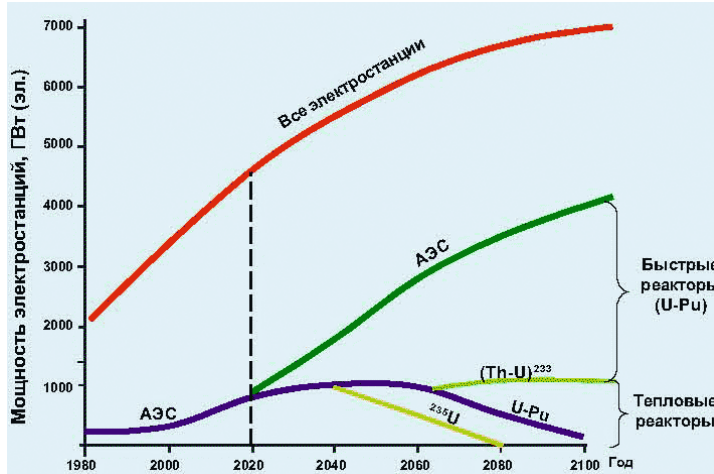


Рис.8. Топливный потенциал развития атомной энергетики на быстрых реакторах.

Рассматривая обеспечивающие меры, которые помогут реализовать крупномасштабное глобальное развитие ядерной энергетики к середине столетия полезно структурировать обсуждение, разделив 21-й век на три периода. При этом следует учесть, что другие технологии в электроэнергетике, не производящие выбросы углерода

(повышение эффективности, возобновляемые технологии, изоляция углерода, ядерный синтез), также продвинутся в течение тех же временных периодов.

Текущий период. В течение следующих приблизительно десяти лет вряд ли возможны существенные изменения либо в объеме производимой ядерными станциями электроэнергии, либо в характере технологий ее производства. Тем не менее, это крайне важный период для обеспечения увеличения числа ядерных станций с улучшенными технологиями в последующие периоды. В течение этого периода необходимо разработать и ввести в эксплуатацию проекты усовершенствованных тепловых реакторов, которые станут основой последующего периода наращивания ядерных мощностей. В течение этого периода реализуется начальная стадия утилизации оружейного плутония.

Важнейшие обеспечивающие меры этого периода: повышение эффективности работы АЭС (КИУМ, снижение эксплуатационной составляющей стоимости электроэнергии). Функционирование топливного цикла может быть улучшено в отношении технической безопасности, режима нераспространения и обращения с отходами. Например, требуют усиления нормы режима нераспространения в отношении выделенного плутония (защита, учет и контроль, снижение накопления, сокращение запасов); должны реализовываться улучшенные технологии хранения и утилизации избыточного оружейного плутония. Равным образом, для решения проблем защиты и нераспространения следует развивать международное сотрудничество в области хранения отработанного топлива. В течение этого периода должны проводиться работы по поиску новых технологических решений ядерной энергетики последующих периодов. Предполагается создание технологии замкнутого цикла, основанной на наиболее чистой, эффективной, малоотходной и устойчивой к распространению технологии. Второе направление - разработка новых видов топлива с глубоким выгоранием (топливо на основе тория, топливо в инертной матрице, микротопливо и т.п.).

Начальный период роста. В течение следующих нескольких десятилетий, до середины столетия, для того, чтобы ответить на глобальный вызов, масштабы ядерной энергетики потребуется расширить в четыре или пять раз. Вероятно, важным фактором, определяющим, будет ли это реализовано, явится реакция общества на опасность для окружающей среды обычной энергетики, и возможность реализовать привлекательность ядерной энергетики при развитии ее технологий, которые снимут сомнения населения по отношению к ядерной энергии. Видимо в этот период общая архитектура/инфраструктура топливного цикла будет весьма схожей с нынешней. Это тепловые реакторы, работающие в открытом урановом цикле, однократное использование некоторого количества выделенного плутония, утилизация избыточного военного плутония.

Важнейшие технологические направления этого периода могут включать:

усовершенствованные тепловые реакторы, отвечающие определенным потребностям или обладающие определенными очевидными преимуществами (напр., модульные

высокотемпературные реакторы, малые реакторы, графитовые реакторы с неограниченным сроком службы, производство водорода и опреснение воды и др.)

широкую международную программу, направленную на долговременную геологическую изоляцию РАО (напр., лучшее понимание транспорта радионуклидов в различных геологических средах, глубоких скважинах и т.п.). Важность программы, направленной на расширение числа вариантов геологической изоляции, состоит в том, что при значительном росте объемов ядерной энергии способы обращения с большими объемами отработанного топлива/высокорadioактивных отходов должны будут удовлетворять требованиям населения демонстрацию усовершенствованных технологий замкнутого топливного цикла

Урановые ресурсы не будут представлять большой проблемы даже при таком масштабном увеличении ядерных энергетических мощностей в первой половине века. В течение этого периода ядерная энергетика еще не исчерпает запасов приемлемого по стоимости урана, и с этой точки зрения может использоваться открытый топливный цикл, который к тому же имеет преимущества с точки зрения режима нераспространения. Однако в дальнейшем она неизбежно столкнется с ограниченностью ресурсов дешевого урана и, в особенности, с обращением с большими объемами отходов, содержащих актиниды. Поэтому этим необходимо будет создать способы увеличения ресурсов урана при разумном уровне цен, а также разработать новые топливные циклы и инфраструктуру. В этот период будут построены демонстрационные реакторы и топливные производства, основанные на новых ядерных технологиях.

Период новых технологий. Вторая половина столетия – это период, в течение которого начнется развертывание принципиально новых технологий, требующих новой инфраструктуры. При ядерной энергетике таких масштабов и при использовании традиционных тепловых реакторов она столкнется с исчерпанием запасов дешевого урана. В связи с этим придется реализовать возможности ядерной энергии по замыканию топливного цикла, сжиганию плутония, а затем, возможно, и расширенному воспроизводству топлива. В системе ядерной энергетике этого периода будут функционировать тепловые (легководные, высокотемпературные газовые, жидкосолевые) и быстрые (жидкометаллические, газовые) реакторы с замкнутым U-Pu и Th-U топливным циклом. Эти установки обеспечат долгосрочный, устойчивый топливный цикл, одновременно поддерживая высокий уровень безопасности. Однако, перед этими топливными циклами, в целом, на ряду, с технологическими проблемами стоят проблемы экономического плана и проблемы распространения ядерного оружия, которые должны решаться одновременно в целях обеспечения более раннего развертывания мощностей.

Примерный перечень направлений должен включать реакторы на быстрых нейтронах с вторичным использованием актинидов, которые являются главными кандидатами в связи с их способностью уменьшить потребности в урановых ресурсах и снизить бремя долговременного хранения высокорadioактивных отходов. Такая схема, возможно, потребует нескольких тепловых реакторов на один реактор на быстрых нейтронах, поэтому этот период может использовать результаты предыдущего периода роста без серьезных перестроек, при условии значительной предварительной работы в области планирования и международной координации.

Важнейшие обеспечивающие меры на этот период. При подготовке к периоду «новых технологий», за несколько десятилетий до его наступления, важно провести адекватный системный анализ, с тем, чтобы заниматься наиболее перспективными направлениями масштабной отрасли гражданской ядерной энергетике в условиях наличия конечных ресурсов. В самый ближайший период главное внимание следует уделить исследованию спектра представляющих интерес вариантов переработки топлива и связанных с ними топливных форм в фазе анализа и исследований, когда определяются приоритеты для последующих разработок и масштабной демонстрационной фазы. Необходимо также провести исследования усовершенствованных реакторов, оптимизированных для таких топливных циклов.

В целях обеспечения ядерного будущего необходимо будет заниматься рядом «нетехнических» вопросов. Среди них – вопросы международных институтов, принудительно

применяющих нормы режима нераспространения, роль государственных органов и частного сектора в продвижении демонстрационных проектов и развертывании передовых технологий и инфраструктуры, а также государственные механизмы принятия обязательств относительно масштабных международных проектов в области разработок и демонстрационных проектов.

В мае 2002 российскими и американскими учёными был подготовлен доклад **«От атома для мира к атому для мира и процветания»**, посвящённый Глобальному ядерному будущему.

Инициатива «Глобальное ядерное будущее» основана на целостном подходе при анализе вызовов и возможностей, характерных для второй ядерной эры. (Первая ядерная эра — период, начавшийся с выступления Президента США Д. Эйзенхауэра в 1953 г. под девизом «Атом для Мира».) Обладающие ядерным оружием страны должны поощряться к использованию излишков оборонных запасов (материалы, люди и инфраструктура) для производства энергии и содействия экономическому развитию при сохранении качества природной среды.

Приведём некоторые ключевые концепции и цели этой инициативы:

- признание взаимосвязи между энергетической безопасностью, глобальной стабильностью и климатическими изменениями;
- беспристрастное признание ведущей роли ядерной энергии в национальной и международной энергетической политике;
- поддержание высочайшего уровня безопасности и надёжности при эксплуатации ядерной энергетики в мировом масштабе;
- реализация замкнутого ядерного топливного цикла;
- предотвращение распространения ядерного оружия;
- расширение понимания и поддержки ядерной энергетики и связанных с ней технологий среди политиков и общественности;
- поощрение ядерных держав к конверсии их оборонного потенциала в производство ядерной энергии.

В мире имеется достаточно «избыточных ядерных материалов» для снабжения сотни реакторов по 3000 МВт(т) на протяжении 20 лет, то есть практически всей энергопроизводящей инфраструктуры США. В усовершенствованных реакторах использование этих материалов позволило бы предотвратить производство миллиардов тонн тепличных газов, влияющих на парниковый эффект. При применении для эффективного производства водорода (возможно, из угля) эти материалы также позволили бы избежать импорта миллиардов баррелей нефти. При рецикле эти цифры могут быть утроены.

С другой стороны, этот материал может быть использован и для создания тысяч единиц ядерного оружия. В этом и состоит парадокс: США и Россия могут либо поощрять и развивать мирное использование своих ядерных фондов на благо каждой из стран, либо вечно беспокоиться из-за их существования.

Задача может быть решена таким образом, чтобы поставки и контроль ядерных материалов, а также развитие и использование ядерных технологий могли вестись безопасным, честным и экономически эффективным образом. В долгосрочной перспективе может быть предложена идея создания ограниченного числа крупных центров ядерного топливного цикла на базе технологического опыта ведущих ядерных государств. Эти центры, подлежащие международному контролю, могли бы производить ядерное оборудование и топливо, а также реализовать лизинговые поставки и возвращать сопутствующие продукты на переработку, кондиционирование и минимизацию отходов.

Такой подход к организации глобальной ядерной инфраструктуры полностью удовлетворяет требованиям предотвращения распространения ядерного оружия при сохранении открытого доступа к ядерным энергоисточникам для всех стран мира.

5. Атомная энергетика в России

Значение развития ядерной технологии и атомной энергетики для России определяется её национальными интересами:

- ядерные технологии - основа обороноспособности России;
- атомная энергетика без ограничений со стороны дешевого и общедоступного топлива открывает новые возможности в развитии экономики России;
- крупномасштабная атомная энергетика переносит центр тяжести в энергетическом производстве с топливодобывающих отраслей и транспорта топлива на современные наукоёмкие ядерные и сопутствующие неядерные технологии, а в экспорте - с топливного сырья на продукцию этих технологий, что даст новый импульс социальному и культурному развитию России;
- развивающаяся атомная энергетика позволит избежать опасностей, связанных с исчерпанием органического топлива и международными конфликтами из-за его источников, что будет способствовать стабилизации международной обстановки;
- вовлечение плутония из сокращаемых ядерных боеголовок и ядерного топлива (ЯТ) в сбалансированный по нему замкнутый топливный цикл быстрых реакторов будет способствовать режиму нераспространения; с переводом же в дальнейшем тепловых реакторов в торий-урановый цикл, отпадёт нужда в технологиях обогащения урана и выделения Pu или ^{233}U , что будет являться важной технологической предпосылкой к полному запрещению ядерного оружия и значительным фактором увеличения глобальной безопасности;
- способствуя безопасному экономическому и социальному развитию и сохранению среды обитания, атомная энергетика даст весомый вклад в рост продолжительности и качества жизни граждан России.



Рис.9 Распределение АЭС и НИИ ядерного профиля по территории России.

Современное распределение атомных объектов по территории России представлено на **Рис.9**. В России в 2000 году эксплуатировалось 29 ядерных энергоблоков общей установленной электрической мощностью 21,2 ГВт. В их числе 13 энергоблоков с реакторами типа - ВВЭР, 11 энергоблоков с реакторами типа РБМК, 4 энергоблока типа ЭГП Билибинской АТЭС с канальными водографитовыми реакторами и один энергоблок на быстрых нейтронах БН-600.

Россия имеет опыт эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах - БН-350 и БН-600 (безаварийная работа в течение 20 лет).

Продолжается эксплуатация в режиме энергообеспечения канальных уран-графитовых промышленных реакторов в г. Северске (Сибирская АЭС) и г. Железногорске. Кроме этого, на стадии высокой степени достройки находятся 5 энергоблоков: на Ростовской АЭС два блока с ВВЭР-1000, на Калининской АЭС ВВЭР-1000, на Балаковской АЭС ВВЭР-1000 и на Курской АЭС РБМК-1000. В 1999 г. АЭС России выработали на 16 % больше электроэнергии, чем в 1998 г. - 120 млрд. кВт*ч. Стратегия развития атомной энергетики России включает в себя появление до 2020 года следующих новых АЭС: Северо-Кавказская (4 блока), Архангельская (1), Башкирская (4), Южно-Уральская (2), Дальневосточная (2), Приморская (2). Кроме того, на существующих АЭС России будут также возводиться новые блоки: по 2 на Кольской, Калининской, Ленинградской, Смоленской, Курской, Нововоронежской, Ростовской АЭС, а также 3 на Балаковской АЭС и 1 на Белоярской АЭС. Всего 23 новых атомных реактора.

Будущее атомной энергетики России зависит от решения трёх главных задач:

- поддержание безопасного и эффективного функционирования действующих АЭС и их топливной инфраструктуры;
- постепенное замещение действующих АЭС энергоблоками повышенной безопасности (энергоблоки третьего поколения) и осуществление на их основе в последующие 20-30 лет умеренного роста мощности энергоблоков при увеличении экспортного потенциала;
- овладение в промышленных масштабах ядерной энерготехнологией, отвечающей требованиям крупномасштабной энергетики по экономике, безопасности и топливному балансу.

Остановимся теперь на основных положениях Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века принятой в 2000 году по предложению Министерства по атомной энергии. Государственная политика России по ядерной энергетике определена Программой развития атомной энергетики РФ на 1998—2005 годы и на период до 2010 года. В ней поставлены задачи обеспечения безопасного и рентабельного функционирования ядерно-энергетического комплекса и создания усовершенствованных АЭС для строительства в следующем десятилетии.

Рост потребностей в топливе и энергии при ресурсных и экологических ограничениях традиционной энергетики делает актуальной своевременную подготовку новой энергетической технологии, способной взять на себя существенную часть прироста энергетических нужд, стабилизируя потребление органического топлива. Активные исследования новых возобновляемых источников энергии и управляемого термоядерного синтеза пока не позволяют рассматривать их в качестве способов крупномасштабного замещения традиционного топлива.

В Программе подчеркивается, что полувековое развитие атомной энергетики (АЭ) не привело пока к ядерной технологии, готовой в масштабах мировой энергетики конкурировать с традиционной энерготехнологией. Но, исходя из большого практического опыта её первого этапа, эта задача может быть решена.

Современное состояние российской энергетики характеризуются двумя особенностями:

- время дешёвых энергоресурсов в стране закончилось,
- «газовая пауза» в электроэнергетике завершилась.

К 2000 добыча нефти стабилизировалась на уровне около 300 млн т/год. Снижение нефтедобычи связано с объективным процессом качественного ухудшения сырьевой базы отрасли. Степень выработки рентабельных запасов на разрабатываемых месторождениях страны достигла 53%, в том числе в главном нефтедобывающем регионе - Западной Сибири - 43%. Основные нефтегазовые провинции вышли на поздние стадии разработки с падающей добычей. Начальный ресурсный потенциал «новых» нефтегазоносных провинций в несколько раз меньше «старых». Время открытия гигантских месторождений, за счёт которых обеспечивались приросты запасов, а издержки разведки и добычи снижались, прошло. Сегодня открываются в основном мелкие и средние месторождения, расположенные вдали от существующей

производственной инфраструктуры. Доля трудноизвлекаемых запасов достигла 60% и продолжает расти. Приросты разведанных запасов в последние годы не компенсируют текущую добычу нефти.

Базовые газовые месторождения Западной Сибири, обеспечившие в 1999 72% добычи газа в России, преждевременно вышли на стадии с падающей добычей и выработаны более чем наполовину: Медвежье — на 78%, Уренгойское — на 67%, Ямбургское — на 46%. К 2020 г. добыча газа на этих месторождениях не превысит 83 млрд м³, что составляет лишь 14% нынешней добычи в России. Вследствие превышения отборов газа над приростом разведанных запасов величина последних снижается. Для поддержания сегодняшних объёмов добычи на период до 2020 г. необходимо трёхкратное увеличение инвестиций для освоения Штокмановского и Ямальского газовых месторождений.

Для оздоровления российской экономики, которую идеология «газовой паузы» завела в «газовую ловушку», необходима интенсивная дегазификация электроэнергетики на основе атомной энергетики. Разница между затратами на замещение старых газовых ТЭС новыми АЭС может быть частично скомпенсирована за счёт увеличения экспортной выручки от продажи замещаемого таким образом газа.

Новая энергетическая политика России, основывается на следующих основных принципах энергетической безопасности:

1. **Принцип независимости от исчерпаемого ресурса:** энергетика не должна чрезмерно зависеть от какого-либо одного невозобновляемого топливного ресурса, т.е. доля газа в топливно-энергетическом балансе должна снижаться за счёт ядерного топлива и угля.
2. **Принцип постепенного роста доли возобновляемых источников энергии в топливно-энергетическом балансе страны:** энергетика должна постепенно освобождаться от естественной неопределённости, связанной с разведкой и добычей ископаемого топливного сырья, т.е. ископаемое топливо необходимо заместить на неисчерпаемые источники энергии и, например, на такой антропогенно-возобновляемый источник, как ядерное топливо быстрых реакторов.
3. **Принцип экологической приемлемости энергетики:** развитие ТЭК не должно сопровождаться увеличением его воздействия на окружающую среду, в частности, рост электрогенерирующих мощностей должен обеспечиваться в основном ядерными энергоблоками и возобновляемыми источниками энергии.
4. **Принцип экономии органического сырья:** использование органического топлива в электроэнергетике не должно приводить к истощению запасов органического сырья для химической промышленности и транспорта, т.е. необходим постепенный переход к крупномасштабной атомной энергетике с замещением ТЭС на АЭС с естественной безопасностью.
5. **Принцип систематического уменьшения доли сырья в экспорте топливных ресурсов:** экспорт топливных ресурсов не должен сводиться к перекачиванию относительно дешёвого ископаемого сырья за рубеж, т.е. необходимо постоянно увеличивать в экспорте долю продуктов, получаемых из топливного сырья, в т.ч. таких высокотехнологичных продуктов, как моторное и ядерное топливо.
6. **Принцип самофинансирования простого воспроизводства:** модернизация и обновление энергетического оборудования должны проводиться за счёт собственных средств энергетике, т.е. ценовая и налоговая политика государства в энергетике должна обеспечивать условия для самофинансирования простого воспроизводства всех отраслей ТЭК.
7. **Принцип экспортного финансирования замещения газа:** часть увеличения экспортной выручки от продажи газа за счёт замещения его внутреннего потребления другим топливом должна идти на развитие энерготехнологии, основанной на этом топливе, т.е. рост атомной энергетики и угольных ТЭС, замещающих газовые ТЭС, должен частично финансироваться за счёт экспорта газа.

8. **Принцип госрегулирования рыночного реформирования энергетики:** рыночное реформирование в энергетике должно сопровождаться действенным госрегулированием, т.е. возврат к директивным методам управления энергетикой не допустим, но необходимо государственное регулирование рыночных взаимоотношений в целях формирования эффективного энергетического рынка.

9. **Принцип соответствия законодательной базы России её стратегическим интересам:** законы не должны препятствовать выходу национальных предприятий ТЭКа на мировые рынки высокотехнологичных и наукоёмких товаров и услуг; необходимо снять законодательные ограничения на высокодоходные экспортные услуги по переработке и хранению облучённого ядерного топлива.

Если ориентироваться на новую энергетическую политику, то возможны следующие минимальный и максимальный вариант роста атомной энергетики до 2020 г:

Варианты роста атомной энергетики

Показатели	Минимальный вариант	Максимальный вариант
КИУМ	До 75-82 %	До 80-85%
Продление назначенного срока службы действующих атомных энергоблоков, лет	До 40, что даст до 2020 г. дополнительно более 950 млрд кВт-ч электроэнергии	До 40-50, что позволит выработать дополнительно более 2700 млрд кВт-ч электроэнергии
Вывод до 2020 г. 6,76 ГВт атомных энергоблоков	Билибинская АЭС - 1-4 бл.; Кольская АЭС -1,2 бл.; Курская АЭС-1-2 бл.; Ленинградская АЭС - 1-3 бл.; Нововоронежская АЭС – 3 - 4 бл.	Билибинская АЭС -1-4 бл.; Кольская АЭС -1-2 бл.; Курская АЭС – 1-2 бл.; Ленинградская АЭС - 1-3 бл.; Нововоронежская АЭС – 3-4 бл.
Доведение мощностей АЭС, ГВт		
в 2005 г.	До 24,2 с энерговыработкой ~ 160 млрд кВт-ч	До 25,2 с энерговыработкой -172 млрд кВт-ч
в 2010 г.	До 31,2 с энерговыработкой –205 млрд кВт-ч	До 32,0 с энерговыработкой -224 млрд кВт-ч
в 2020 г.	До 35,8 с энерговыработкой –235 млрд кВт-ч	До 50,0 с энерговыработкой -372 млрд кВт-ч
в том числе:		
до 2010 г:		
рост установленной мощности АЭС	На 10 ГВт	На 10,8 ГВт
Достройка 5 ГВт атомных энергоблоков	Ростовская АЭС – 1- 2 бл.; Курская АЭС-5 бл.; Калининская АЭС - 3 бл., Балаковская АЭС - 5 бл.	Ростовская АЭС – 1- 2 бл.; Курская АЭС-5 бл.; Калининская АЭС - 3 бл.; Балаковская АЭС - 5 бл.;
Показатели	Минимальный вариант	Максимальный вариант
новое строительство 5-6 ГВт атомных энергоблоков	Калининская АЭС - 4 бл., Курская АЭС-6 бл.; Балаковская АЭС - 6 бл. Нововоронежская АЭС - 6 бл. Башкирская АЭС - 1 бл	Калининская АЭС - 4 бл., Курская АЭС-6 бл.; Балаковская АЭС - 6 бл. Нововоронежская АЭС - 6 бл. Башкирская АЭС -1 бл.; Южно-Уральская АЭС - 1 бл.
до 2020 г:		
Замещение 6, 8 ГВт атомных энергоблоков	Белоярская АЭС - 4 бл.; Ленинградская АЭС-2 -1-3 бл.; Курская АЭС-2 - 1-2 бл.; Нововоронежская АЭС - 7 бл.	Белоярская АЭС - 4 бл.; Ленинградская АЭС-2 - 1-3 бл.; Курская АЭС-2 - 1-2 бл.; Нововоронежская АЭС - 7 бл.

рост установленной мощности АЭС, ГВт	На 4, 6:	На 18,0:
	Южно-Уральская АЭС - 1-2 бл.; Башкирская АЭС - 2 бл.; Смоленская АЭС - 4 бл.; Ленинградская АЭС-2 - 4 бл.	Южно-Уральская АЭС - 2 бл.; Башкирская АЭС - 2-4 бл.; Смоленская АЭС - 4 бл.; Смоленская АЭС-2 - 1, 2 бл.; Ленинградская АЭС-2 - 4 бл.; Курская АЭС-2 - 3, 4 бл.; Архангельская АТЭЦ - 1 бл. Северо-кавказская АЭС -1-4 бл.; Дальневосточная АЭС -1, 2 бл.; Приморская АЭС -1, 2 бл. Кольская АЭС-2 - 1 бл.
Основные задачи		
	Продление назначенного срока службы ядерных энергоблоков на 10 лет и строительство новых АЭС с целью умеренного замещения газа и нефти в электроэнергетике.	Продление назначенного срока службы ядерных энергоблоков на 10-20 лет и строительство новых АЭС с целью умеренного замещения газа и нефти в электроэнергетике.

КИУМ – коэффициент использования установленной мощности.

В пользу таких вариантов развития атомной энергетики говорят следующие обстоятельства:

- резервы урана и промышленной инфраструктуры атомной энергетики достаточны для четырех кратного увеличения существующих мощностей АЭС;
- тенденция к сокращению (до 10 млрд м³ в год до 2002 г.) использования природного газа в теплоэнергетике, которого сегодня в Европейской части России сжигается более 30 млрд м³ ежегодно;
- цена ядерного топлива на внутреннем рынке ниже мировой в ~3 раза, а газа — в ~6 раз; если исходить из самофинансирования только топливных отраслей, оставляя цены остальных издержек на прежнем уровне, то при переходе на мировые цены на топливо, цена электроэнергии АЭС возрастёт в ~1,5 раза, а газовой ТЭС - в ~4 раза при увеличении топливных составляющих с ~20 до ~40% и с ~60 до ~90%;
- к 2010 г. в Европейской части России 12 ГВт тепловые электростанции исчерпают свой физический ресурс и могут быть замещены АЭС;
- имеются строительные заделы для АЭС суммарной мощностью 10 ГВт, достройка которых потребует удельных капитальных вложений 680 дол./кВт;
- в Европейской части России ТЭС на угле имеют большие капитальные затраты, чем АЭС, кроме того для новых угольных ТЭС потребуются существенные дополнительные затраты на строительство шахт и транспортировку угля по железной дороге;
- при удельных инвестициях ниже 950 дол./кВт строительство АЭС в Европейской части России выгоднее, чем строительство ТЭС с ПГУ с учётом инвестиций в добычу, транспортировку и строительство подземных хранилищ газа;
- есть готовый проект АЭС с отечественным оборудованием, для реализации которого достаточно удельных вложений около 900 дол./кВт.

В пользу максимального варианта роста атомной энергетики говорит то стратегически важное обстоятельство, что для Европейской части России из «газовой ловушки» есть только один «ядерный выход».

В крупномасштабной ядерной энергетике будущего могут найти свое место различные типы реакторов на тепловых нейтронах при доминирующей роли реакторов на быстрых нейтронах.

Программа развития ядерной энергетики до 2010 г. предусматривает:

1. Рост установленной мощности атомной энергетики до 30-32 ГВт и поддержание её в безопасном состоянии:

- безопасная и эффективная эксплуатация действующих энергоблоков, при доведении коэффициента использования установленной мощности (КИУМ) до ~75—82%;
- снижение эксплуатационной составляющей стоимости электроэнергии;
- продление срока эксплуатации энергоблоков, выработавших проектный ресурс;

- завершение строительства энергоблоков высокой и средней готовности;
 - доведение проектов энергоблоков третьего поколения до коммерческой реализации;
 - сооружение блоков третьего поколения на имеющихся площадках;
 - завершение реконструкции завода по переработке отработанных ТВЭЛов (РТ-1), расширение хранилища отработанного ядерного топлива на заводе РТ-2, реализация первой очереди сухого хранения облученного ядерного топлива от реакторов типа РБМК на АЭС; разработка комплекса по утилизации и захоронению радиоактивных отходов.
2. Разработка программы реструктуризации и развития промышленной базы атомной энергетики.
 3. Увеличение экспортного потенциала атомной энергетики:
 - экспорт электроэнергии;
 - экспорт АЭС с реакторами третьего поколения;
 - экспорт ядерного топлива;
 - экспорт услуг по хранению и переработке ядерного топлива.

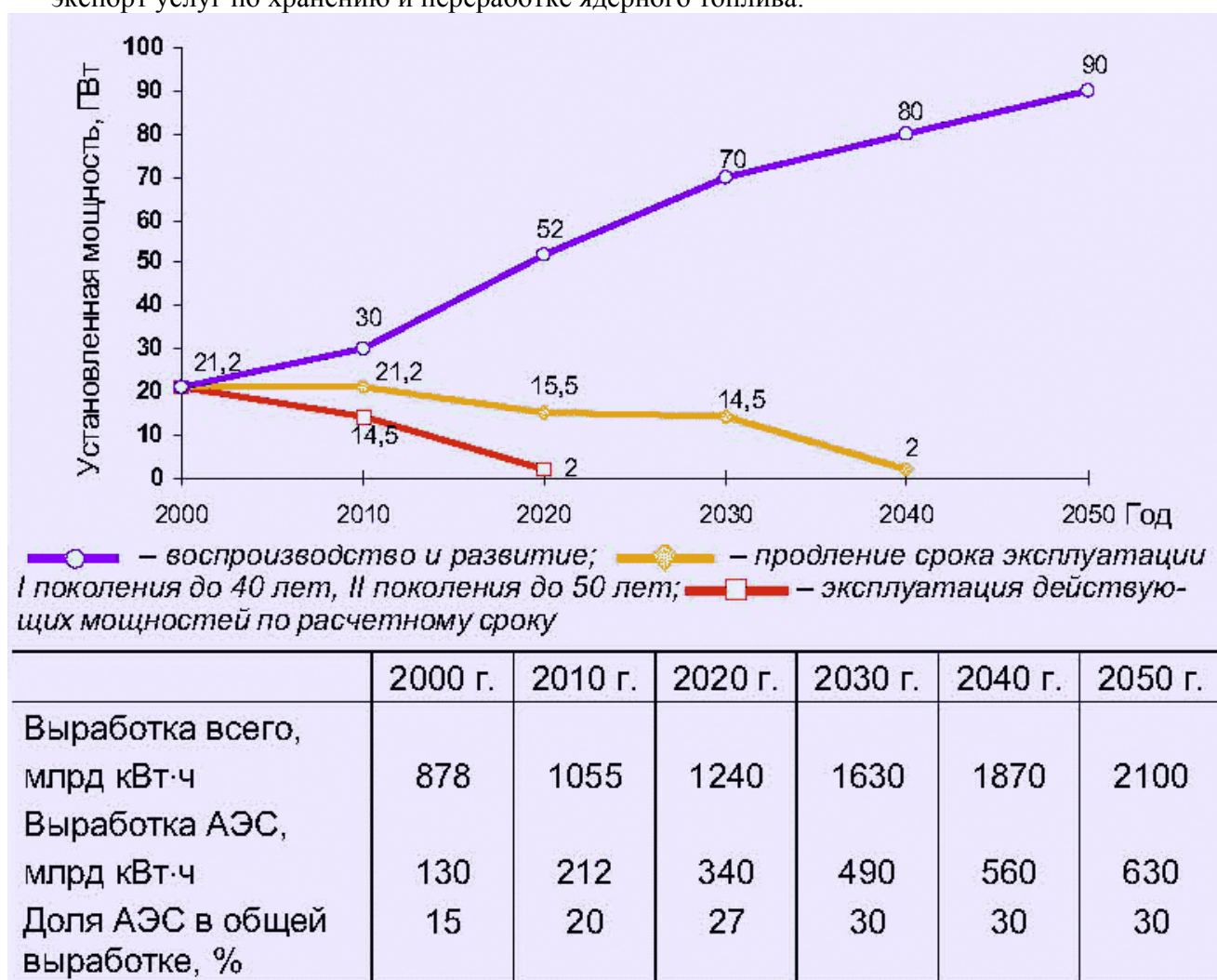


Рис.10 Развитие энергетических мощностей России до 2050.

4. Начальная стадия утилизации оружейного плутония в российских реакторах при финансировании заинтересованными странами и экспорт уран-плутоний (MOX) топлива.
5. Сооружение АЭС с реактором на быстрых нейтронах типа БН-800, переход на нитридное топливо и коэффициент воспроизводства $K_{BA} \cong 1$.

6. Развёртывание работ по технологии замкнутого ядерного топливного цикла для широкомасштабной атомной энергетики: малоотходная переработка ядерного топлива, технологическая поддержка режима нераспространения, радиационно-эквивалентное захоронение радиоактивных отходов.
7. Разработка и сооружение демонстрационного блока АЭС с естественной безопасностью (быстрый реактор и опытные производства его топливного цикла).
8. Разработка малых ядерных энергетических установок повышенной безопасности для периферийных районов и инфраструктуры их обслуживания.
9. Участие в международном проекте по разработке и сооружению АЭС с ГТ-МГР.
10. Участие в программе строительства исследовательского термоядерного энергетического реактора.

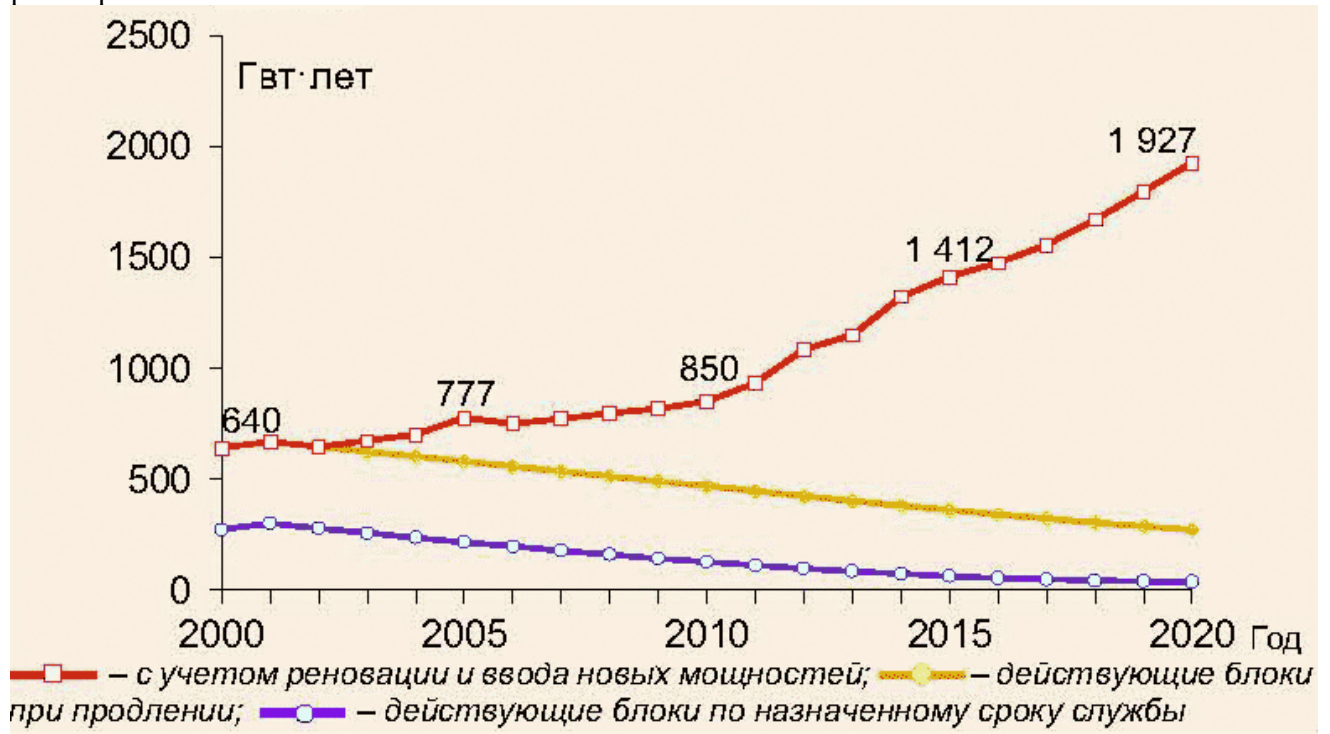


Рис.11 Ресурсный потенциал АЭС России

Программа развития до 2030 г. включает:

1. Вывод из эксплуатации и утилизацию энергоблоков первого и второго поколений и замещение их установками третьего поколения.
2. Формирование технологической базы для перехода к крупномасштабной атомной энергетике:
 - развитие радиохимического производства по переработке топлива;
 - опытная эксплуатация демонстрационного блока АЭС с быстрым реактором и опытными производствами топливного цикла с естественной безопасностью;
 - разработка и сооружение головного промышленного образца быстрого реактора с естественной безопасностью и его опытная эксплуатация;
 - разработка и сооружение при головном блоке АЭС цехов по замыканию ядерного топливного цикла с радиационно-эквивалентным захоронением РАО и с технологической поддержкой режима нераспространения;
 - разработка теплового реактора в Th-U цикле с естественной безопасностью жидкосолевого реактора с $KB \approx 1$;
 - опытная эксплуатация прототипного блока ГТ-МГР и производства топлива для него (в рамках международного проекта);

- сооружение объектов малой энергетики, включая стационарные и плавучие энергетические и опреснительные станции.

Программа развития АЭС до 2050 г. включает:

1. Создание инфраструктуры крупномасштабной атомной энергетики, ориентированной на покрытие возрастающих потребностей в производстве и экспорте электроэнергии.
2. Сооружение демонстрационного блока АЭС с тепловым реактором в Th-U цикле и его опытная эксплуатация.

Ядерная индустрия сегодня - это ядерное и термоядерное оружие, полигоны для испытания оружия, АЭС, урановые рудники, заводы по обогащению урана, заводы по изготовлению ядерного топлива и компонентов ядерного оружия, транспорт радиоактивных продуктов по стране, хранилища отработавших тепловыделяющих элементов, временные и постоянные хранилища радиоактивных отходов, возникающих от ремонтных и эксплуатационных работ, отработавшие АЭС, которые надо выводить из эксплуатации, заводы по переработке отработанного ядерного топлива и могильники для постоянного (на тысячи лет) хранения радиоактивных отходов. В каждом из компонентов производственного цикла возникают свои радиохимические задачи. Многие радиохимические проблемы гражданских и военных производств имеют общие аспекты. Ими мы и будем заниматься в данном курсе лекций.

6. Приложение. Промышленная энергетика и ее перспективы.

В последние годы перед человечеством все острее встает проблема нехватки энергии. Запасы органического топлива заканчиваются, а большинство электростанций в ближайшем будущем исчерпают свой ресурс.

На данный момент существуют следующие способы выработки электроэнергии:

[1\) Гидроэлектростанции.](#) [2\) Тепловые станции.](#) [3\) Установки, преобразующие энергию ветра, солнца, приливов и отливов в электрическую.](#) [4\) Атомные станции.](#)

Рассмотрим каждый способ и оценим его перспективы в ближайшем будущем.

6.1 Гидроэлектростанции.

Этот способ выработки электроэнергии получил широкое распространение в СССР. Это можно объяснить тремя основными причинами:

- огромными территориальными ресурсами СССР.
- самой низкой себестоимостью выработанной электроэнергии. Но в себестоимость тогда не закладывался ущерб от затопления земель. Возможно, экономическая эффективность этих земель была бы намного выше, распорядись мы ими иначе.
- жесткой линией коммунистической партии в вопросе электрификации страны. Страна готовилась к третьей мировой войне. Немалая часть бюджета уходила на армию и ее вооружение. Возводились гигантские заводы, требующие огромного количества электроэнергии. Было решено, что, затопив земли мы, потеряем меньше, чем получим. А получим мы много дешевой энергии. Еще в советские времена ресурсы гидроэнергетики были практически исчерпаны. В поймах крупных рек были сооружены каскады ГЭС. Больше строить негде, разве что начать перегораживать такие реки как Москва и Яуза. В настоящее время доля ГЭС в суммарной энерговыработке России составляет примерно 30%. Мы не в состоянии обеспечить себя электроэнергией, используя одни ГЭС. Необходимо учитывать и то, что эффективность работы таких станций сильно зависит от природных явлений. Даже затопив всю Сибирь и Урал, мы все равно не обеспечим свои потребности в электроэнергии.

6.2 Тепловые станции.

Этот способ является самым распространенным и безопасным на данный момент. Он относительно дешев. Накоплен огромный опыт в области эксплуатации и проектирования тепловых станций. Но сжигание органических веществ, таких как уголь, газ, нефть, приводит к выбросам, содержащим огромное количества углекислого газа, серосодержащих кислотных газов и других вредных веществ, не говоря уже о выжигании кислорода. По оценкам экспертов запасы органического топлива закончатся через 40- 60 лет. Получается, что котлы на этих станциях нечем будет топить. Тепловые станции придется закрыть. А это около 60 % общей энерговыработки. Отсюда следует, что надо менять топливо.

6.3 Установки, преобразующие энергию ветра, солнца, приливов и отливов в электрическую.

Суммарная доля электроэнергии, полученная этими способами, меньше одного процента. Стоимость такой электроэнергии в десятки раз превышает стоимость электричества, полученного любым другим способом. В данный момент этот способ не может реально соперничать с остальными. Данные источники электроэнергии являются возобновляемыми - это, конечно, огромный плюс. Они относительно безопасны. Поэтому все природоохранные организации призывают развивать энергетику только в этом направлении. Но не надо забывать, что ветряные установки можно устанавливать не везде, а только в районах с установившейся розой ветров. Необходимо, чтобы такие районы находились далеко от жилья. Подобные устройства маломощны, следовательно, для выработки такого же количества энергии как от одной теплостанции ветряки нужно устанавливать на значительных территориях. Установлено, что в районах, где работают ветряные установки, не живут даже комары. Даже если мы покроем пятую часть земли ветряками, вдоль всего побережья установим электростанции использующие приливы, еще пятую часть суши покроем солнечными батареями, мы все равно не обеспечим потребности в электроэнергии.



Рис.12 Сравнительная характеристика использования угля и урана в энергетике

6.4 Атомные станции.

Ядерная энергетика у большинства людей ассоциируется с ужасным словом РАДИАЦИЯ, и из-за незнания или не полного понимания, возникает чувство страха. Сразу на ум приходит авария на Чернобыльской станции. Последствия - катастрофичны. Человечество, к сожалению, еще не обладает достаточным опытом конструирования ядерных энергоустановок. Но атомные станции при нормальном режиме ничего не выбрасывают. Радиационный фон в городах при АЭС не превышает естественный. Стоимость электроэнергии АЭС дешевле энергии тепловых станций. Разведанных запасов урана хватит более чем на 2000 лет. Это при условии использования урана в открытом топливном цикле. Если же будет реализован закрытый топливный цикл, то запас увеличивается до 10000 лет. А ведь еще есть торий. По ядерно-физическим свойствам этот материал во многом схож с ураном и уже существуют экспериментальные установки с ториевым топливным циклом. Как видно, запасы топлива и экономические показатели нас вполне удовлетворяют. Однако необходимо уделять большее внимание вопросам ядерной безопасности. Так же считаются перспективными термоядерные установки. Однако при всей общей привлекательности, еще не решен целый ряд конструктивных проблем. И даже сейчас нельзя

сказать с большой вероятностью, что эти установки будут построены. То есть, задумываясь над направлением развития энергетики, необходимо выбирать из реально существующих способов.

* * *

Прогнозы показывают, что глобальная энергосистема по-прежнему сохранит многокомпонентный характер: газ, уголь, нефть, ядерная энергия и возобновляемые источники — все внесут свой вклад в энергоснабжение. Каким образом будет удовлетворен растущий спрос на нефть и другие органические виды топлива? Сегодня пять стран Персидского залива (Саудовская Аравия — 26%, Ирак — 11, ОАЭ — 10, Иран и Кувейт — по 9%) обладают 65% доказанных мировых запасов нефти. Россия имеет 5%, а США — всего лишь 2%. К А 2020 мир станет еще более зависимым от поставок нефти из одного из самых нестабильных регионов мира.

Природный газ, который сегодня является наиболее предпочтительным с точки зрения экологии органическим топливом, сконцентрирован в том же Персидском заливе (33%) и России (33%). Мировая добыча природного газа в течение всего века будет нарастать с постепенным увеличением его использования для производства синтетического топлива, а также в химической промышленности и на транспорте.

Ресурсы угля исчерпываются в гораздо меньшей степени, и, соответственно, повышение мировых цен на него будет значительно меньшим, чем на другие органические топлива. Однако влияние глобальных и региональных экологических ограничений на потребление угля будет особенно сильным. При этом уголь, сегодня непопулярный по экологическим причинам и дающий на 80% больше эмиссии углерода на сожженную единицу энергии по сравнению с природным газом, также сконцентрирован по регионам. Четыре страны (США — 25%, Россия — 16, Китай — 12 и Австралия — 9%) обладают 62% доказанных мировых запасов.

США производят и используют широкий спектр энергоисточников. Энергопроизводство в 2000 обеспечивалось за счет угля (32%), природного газа (27%), нефти (21%), ядерной энергии (11%), гидроэнергии и прочих возобновляемых источников (9%). Энергопотребление в 2000 обеспечивалось за счет несколько иного топливного набора — нефти (39%), угля (24%), природного газа (22%), ядерной энергии (8%), гидроэнергии и прочих возобновляемых источников (7%). Сырье и очищенные нефтепродукты обеспечили 89% нетто-импорта энергии и 53% потребления нефти. Около 80% энергопроизводства и 85% энергопотребления обеспечили органические виды топлива.

Российская структура производства и потребления первичной энергии существенно сдвинута в сторону природного газа (около 49%), при значительно меньшей, чем в США, доле угля (14% в производстве и 19% — в потреблении) и близкой доле нефти (33 и 22% соответственно). Ядерная энергия и возобновляемые источники (в том числе гидроэнергия) обеспечили 10% внутреннего потребления. Производство энергии в России в 2000 составляло всего 1/3 от производства США. Однако, в последнее десятилетие в США производство и потребление энергии устойчиво сокращалось, а в России наблюдался обратный процесс. Хотя в области производства энергии ситуации в США и России различны, они также содержат и общие черты. Перспективы производства углеводородов в США и России на следующий двадцатилетний период на основе существующих тенденций очень схожи для нефти (-15 и -6% соответственно), природного газа (+14 и +13%) и угля (+25 и +30%). Аналогичные тенденции существуют и в ожидаемом росте производства электроэнергии в США и России (45 и 40% соответственно), который будет обеспечен за счет значительного увеличения использования природного газа для производства электроэнергии в США и угля — в России. Обе страны нуждаются в мощном развитии ядерно-энергетических ресурсов.

Из возобновляемых источников энергии наиболее экономически приемлемым будет оставаться использование гидроэнергии, биомассы и наиболее дешевых ресурсов ветра. Однако даже при быстром росте использования нетрадиционных источников в производстве энергоресурсов на региональном уровне их доля в общемировом масштабе будет оставаться незначительной.

По мере роста цен ожидается расширение базы доказанных запасов, то есть категории запасов, которые возможно экономически оправданно извлечь при сегодняшнем уровне цен и с использованием существующих технологий. Тем не менее, если потребление нефти, природного газа и угля сохранится на уровне 2000 года, теоретически мир исчерпает доказанные запасы нефти в 2040, природного газа - в 2060, а угля - в 2230. Если же взять прогнозируемый уровень энергопотребления 2020, то теоретически в мире нефть закончится в 2030, природный газ — в 2040, а уголь — в 2160. Это предполагает, при прочих

равных условиях, сужение рынков нефти и рост цен, а также то, что еще большая часть мира станет зависимой от нестабильности в Персидском заливе.

Выводы: органическое топливо скоро закончится; строить ГЭС никто не позволит; термояда нет и не будет, нетрадиционные источники не могут удовлетворить потребности человечества в электроэнергии. Остается одно - ядерная энергетика. Хотим мы этого или нет, за мы или против - другого выхода нет.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 8. ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

Содержание

1. ЯДЕРНЫЕ ПРОЦЕССЫ	1
1.1 Атомное ядро.	1
1.2. Радиоактивный распад.	4
1.3 Ядерные реакции.	7
2. ИОНИЗИРУЮЩЕЕ ИЗЛУЧЕНИЕ	14
2.1 Виды излучений	14
2.2 Взаимодействие излучения с веществом	17

Фундаментальную основу для практического использования ядерной энергии составляет учение о радиоактивности. Именно знание законов радиоактивного распада и накопления радионуклидов (в том числе – деления), законов, управляющих термодинамикой и кинетикой ядерных реакций, позволило создать ядерное оружие, ядерные реакторы и установки термоядерного синтеза, изотопные источники тока, а также многочисленные способы использования радионуклидов и ионизирующих излучений. В данной лекции приводится информация по строению атома и атомного ядра, радиоактивному распаду, ядерным реакциям, взаимодействию ионизирующего излучения с веществом, необходимая для понимания принципов функционирования оборудования для получения и использования ядерной энергии.

1. ЯДЕРНЫЕ ПРОЦЕССЫ**1.1 Атомное ядро.**

Атом (неделимый), мельчайшая частица химического элемента, сохраняющая его свойства

Нуклид - разновидность атома, характеризуемая числом протонов и нейтронов, а в некоторых случаях энергетическим состоянием ядра.

Радионуклид - нуклид, испускающий ионизирующее излучение.

Ионизирующее излучение - поток заряженных или нейтральных частиц и квантов электромагнитного излучения, прохождение которых через вещество приводит к ионизации и возбуждению атомов или молекул среды. По своей природе делится на фотонное (гамма-излучение, тормозное излучение, рентгеновское излучение) и корпускулярное (альфа-излучение, электронное, протонное, нейтронное, мезонное).

Атом можно рассматривать как шар, состоящий из расположенного в центре чрезвычайно малого ядра и электронной оболочки, подразделенной на слои. Для нейтрального атома число находящихся в атомном ядре протонов, которые являются носителями положительных зарядов, определяет заряд ядра или порядковый номер и равно числу электронов в оболочке. Атом имеет размер порядка 10^{-8} см. Массу атома обычно выражают в атомных единицах. Атомная единица массы (а.е.м.) – единица массы, применяемая для выражения масс микрочастиц. За 1 а.е.м. принята 1/12 часть массы атома углерода с массовым числом 12 (т.н. углеродная шкала). 1 а.е.м. = $1,6605655 \cdot 10^{-27}$ кг. За атомную массу элемента, состоящего из смеси изотопов, принимают среднее значение атомной массы изотопов с учетом их процентного содержания. Атомная масса меньше суммы масс составляющих атом частиц (протонов, нейтронов, электронов) на величину, обусловленную энергией их взаимодействия (Дефект массы).

Ядро атомное, положительно заряженная центральная часть атома, в которой сосредоточена практически вся масса атома. Состоит из протонов и нейтронов (нуклонов). Число протонов определяет электрический заряд атомного ядра и порядковый номер Z атома в периодической системе элементов. Число нейтронов равно разности массового числа и числа протонов. Объем атомного ядра пропорционален числу нуклонов в ядре. В поперечнике тяжелые ядра достигают 10^{-12} см. Плотность ядерного вещества порядка 10^{14} г/см³.

Электрон – стабильная отрицательно заряженная частица со спином $\frac{1}{2}$, массой около $9 \cdot 10^{-28}$ г и магнитным моментом равным магнетону Бора; относится к лептонам и участвует в электромагнитном, слабом и гравитационном взаимодействиях.

Нуклон (от лат. nucleous – ядро) – общее название протона и нейтрона, являющихся составными частями атомных ядер.

Протон (от греч. protos – первый) – стабильная элементарная частица с зарядом $+e$, со спином $\frac{1}{2}$, магнитным моментом $\mu = 2,79\mu_B$ и массой 1838,5 электронных масс, относящаяся к группе барионов (класс адронов). Положительный заряд протона точно равен элементарному заряду $e = 1,6021773 \cdot 10^{-19}$ Кл, масса протона равна $m_p = 1,6726231 \cdot 10^{-27}$ кг = 1,00726470 а.е.м. = 938,27231 МэВ.

Нейтрон (ни тот ни другой), электрически нейтральная элементарная частица со спином $\frac{1}{2}$ и массой, превышающей массу протона на 2,5 электронных масс; относится к барионам. В свободном состоянии нейтрон нестабилен и имеет время жизни около 16 мин. Вместе с протонами нейтроны образуют атомные ядра; в ядрах нейтрон стабилен.

Изотопы - нуклиды с одинаковым числом протонов, но различным количеством нейтронов.

Для объяснения отличия экспериментальных значения магнитных моментов протона и нейтрона от теоретических ($\mu_p = 1\mu_B$, $\mu_n = 1\mu_B$) нуклонам должна быть приписана определенная структура.

Атомные ядра состоят из нуклонов – ядерных протонов (Z – число протонов) и ядерных нейтронов (N – число нейтронов). Нуклоны удерживаются **ядерными силами**. Число нуклонов A представляет собой сумму чисел протонов и нейтронов $A = Z + N$, при этом ядро имеет Z положительных элементарных зарядов. Эта сумма всегда является целым числом; ее не следует отождествлять с атомной массой.

Замечание. Названия «ядерные протоны» и «ядерные нейтроны» указывают на различия, которые существуют между частицами, находящимися в ядре, и частицами в свободном состоянии. Так, например, в отличие от связанных в атомном ядре нейтронов, свободные нейтроны не стабильны и превращаются с периодом полураспада 12,4 мин в протоны с испусканием электронов и антинейтрино, β - распад).

Ядерные силы, силы, удерживающие нуклоны (протоны и нейтроны) в атомном ядре. Атомные силы действуют только на расстояниях порядка 10^{-13} см и достигают величины в 100-1000 раз превышающей силу взаимодействия электрических зарядов. Ядерные силы не зависят от заряда нуклонов. Они обусловлены сильным взаимодействием.

Масса атомного ядра не равна сумме масс Z протонов и N нейтронов, так как масса нуклона меньше массы свободного протона или нейтрона. Указанное различие в массах обуславливает связь нуклонов в атомном ядре. Масса нуклона, называемая также атомной массой, выражается в атомных единицах массы (а.е.м.). Так как, по уравнению Эйнштейна,

$$E = mc^2$$

($c = 3 \cdot 10^{10}$ см/сек - скорость света в пустоте) масса эквивалентна энергии, массу нуклида можно выразить вместо атомных единиц в единицах энергии, принимая, что 1 а.е.м. = $1,4923 \cdot 10^{-10}$ Дж = $1,4923 \cdot 10^{-3}$ эрг = 931,5 МэВ. (1 эВ/атом = $9,63 \cdot 10^4$ Дж/моль = 23 ккал/моль).

Массу атома следовало бы вычислять как сумму масс протонов, электронов и нейтронов, из которых он был построен. Однако точное определение массы атомов показало, что экспериментально полученные массы всегда меньше значений, вычисленных как сумма масс частиц, составляющих ядро. Эта разность масс (**дефект массы**) равен:

$$\Delta m = Zm_p + Nm_n + Zm_e - m = Zm_H + Nm_n - n$$

и, эквивалентна **энергии связи** $\Delta E = \Delta mc^2$.

Дефект массы – уменьшение массы M системы по сравнению с суммарной массой $\sum m$ всех отдельно взятых ее элементарных составных частей, обусловленное энергией их связи в системе.

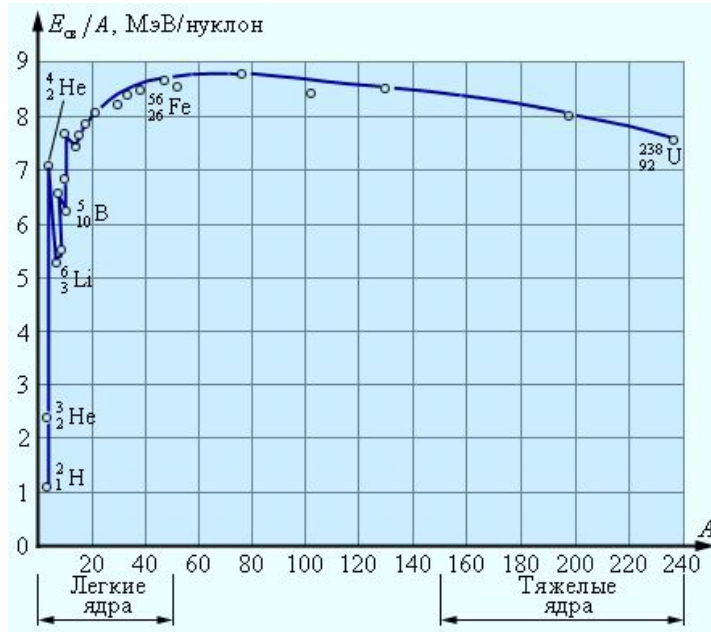
Энергия связи – энергия, которую необходимо затратить для разделения системы на ее элементарные составные части.

Дефект массы, являясь мерой энергии связи, представляет собой так же, как и эта энергия, меру устойчивости системы.

Эта энергия расходуется на взаимосвязь нуклонов в атомном ядре, поэтому ее называют энергией связи $E'_{св}$. С другой стороны, эта энергия является той энергией, которую необходимо затратить, чтобы разделить атомное ядро на составляющие нуклоны. Если

энергию связи атома разделим на число нуклонов, то получим среднее значение энергии связи на один нуклон $E'_{св}/A$.

Пример: Для ${}^4_2\text{He}$: $E'_{св} = 2m_H + 2m_n - m_{\text{He}} = (2 \cdot 1,007825 + 2 \cdot 1,008665 - 4,002604) \text{ а.е.м.} = 0,030376 \text{ а.е.м.} = 28,30 \text{ МэВ}$. Энергия связи на один нуклон для ${}^4\text{He}$ составляет 7,1 МэВ.



Изменение массы покоя ядер (дефект массы), сопровождающее ядерное превращение может достигать 0,1%, тогда как перестройка внешних электронных оболочек, происходящая при химических превращениях, сопровождается изменением массы покоя атомов и молекул не более, чем на $10^{-7}\%$.

Рис.1 Зависимость средней энергии связи в расчете на один нуклон от массового числа.

Зависимость энергии связи на один нуклон от числа нуклонов (**Рис.1**) проходит через максимум. Для нуклидов с $A > 11$ ($Z > 5$) среднее значение энергии связи на один нуклон

составляет от 7,4 до 8,8 МэВ. Средняя энергия связи на один нуклон ядра, у большинства ядер середины периодической системы элементов примерно одинакова и составляет около 8,6 МэВ. Для нуклидов с $A \approx 60$, т.е. для группы элементов Fe-Co-Ni, энергии связи на нуклон имеет максимальное значение. Это указывает на то, что данные элементы по своим ядерно-физическим свойствам являются наиболее устойчивыми. При этом, значение энергии связи на нуклон для нуклидов с четным числом нуклонов всегда выше среднеарифметического значения соответствующих величин для соседних нуклидов с нечетным числом нуклонов. У ряда легких ядер средняя энергия связи оказывается существенно меньше (приблизительно 1 МэВ у дейтерия), а у тяжелых ядер она уменьшается с ростом числа нуклонов в ядре и достигает примерно 7,5 МэВ для урана. Вследствие этого энергетически выгодны реакции синтеза легких ядер и деления тяжелых ядер. Так, в реакции синтеза ядер гелия из дейтерия и трития выделяется энергия 17,6 МэВ, или 3,5 МэВ на нуклон. Деление ядер урана сопровождается выделением энергии около 200 МэВ, или 1 МэВ на нуклон.

Пример. Пусть, например, ядро урана ${}^{238}_{92}\text{U}$ делится на два одинаковых ядра с массовыми числами 119. У этих ядер, как видно из **Рис.1**, удельная энергия связи порядка 8,5 МэВ/нуклон. Удельная энергия связи ядра урана 7,6 МэВ/нуклон. Следовательно, при делении ядра урана выделяется энергия, равная 0,9 МэВ/нуклон или более 200 МэВ на один атом урана.

Рассмотрим теперь другой процесс. Пусть при некоторых условиях два ядра дейтерия ${}^2_1\text{H}$ сливаются в одно ядро гелия ${}^4_2\text{He}$. Удельная энергия связи ядер дейтерия равна 1,1 МэВ/нуклон, а удельная энергия связи ядра гелия равна 7,1 МэВ/нуклон. Следовательно, при синтезе одного ядра гелия из двух ядер дейтерия выделится энергия, равная 6 МэВ/нуклон или 24 МэВ на атом гелия. Следует обратить внимание на то, что синтез легких ядер сопровождается примерно в 6 раз большим выделением энергии на один нуклон по сравнению с делением тяжелых ядер.

График **Рис.1** имеет существенное значение для ядерной энергетики. Очевидно, что как ядерный синтез (реакции слияния легких ядер), так и деление (распад тяжелых ядер на отдельные осколки) сопровождаются большим дефектом масс, и, следовательно, выделением большого количества энергии. Асимметричный вид графика показывает, что при ядерном синтезе выделение энергии будет значительно выше, чем при делении. К сожалению, развитие науки пошло таким образом, что процесс ядерного деления удалось реализовать в

энергетических установках, тогда как реакторы ядерного синтеза до сих пор не созданы. В настоящее время энергия термоядерного синтеза реализуется только в водородной бомбе.

На **Рис.2** приведена диаграмма, показывающая числа протонов и нейтронов в стабильных ядрах. У ядер, следующих за висмутом ($Z > 83$), из-за большого числа протонов полная стабильность оказывается вообще невозможной.

1.2. Радиоактивный распад.

Нуклидом называют атомы или ядра с данным числом нуклонов и данным зарядом ядра. Нуклиды могут быть стабильными и нестабильными, т.е. радиоактивными. Из 2000 нуклидов, известных в настоящее время, стабильными являются только 271 нуклид. Остальные нуклиды нестабильны, т.е. радиоактивны; они превращаются путем одного или нескольких последовательных распадов, которые сопровождаются испусканием частиц или γ -квантов, в стабильные нуклиды.

Радиоактивный распад возможен только в том случае, если сумма масс продуктов будет меньше массы исходного нуклида.

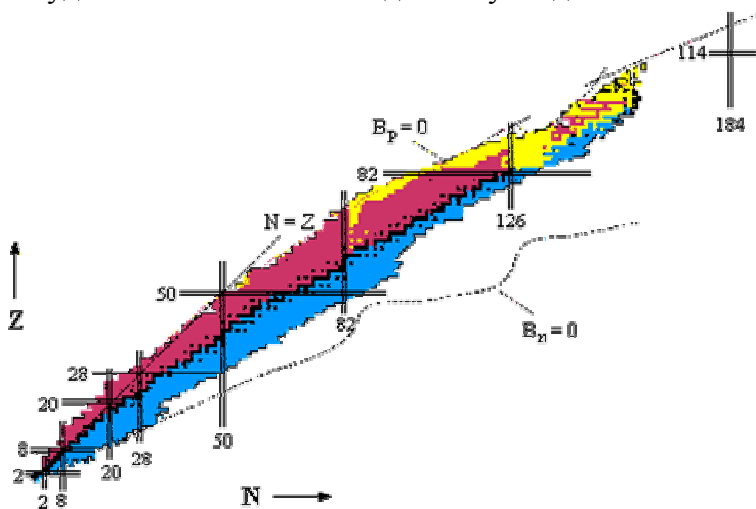


Рис.2 Z-N диаграмма известных нуклидов (черные точки – стабильные изотопы, цветные – радиоактивные (с разными типами распада)).

Радиоактивный распад имеет статистическую природу; атомные ядра превращаются независимо друг в друга; каждый радионуклид имеет характерную для него вероятность распада. Для отдельного атома нестабильного нуклида нельзя предсказать момент времени его превращения. Вероятность распада

обуславливается свойствами данного вида ядер, т.е. она не зависит от химического и физического состояния радионуклида.

Радиоактивность, самопроизвольное превращение неустойчивых атомных ядер в ядра других элементов, сопровождающееся испусканием частиц или электромагнитного излучения (гамма-квантов). Известно несколько типов радиоактивности: альфа-распад, бета-распад, спонтанное деление атомных ядер, протонная и двухпротонная радиоактивность и др. Для радиоактивности характерно экспоненциальное уменьшение среднего числа ядер во времени.

Согласно закону радиоактивного распада, число распадающихся в единицу времени атомов dN/dt пропорционально числу имеющихся атомов N :

$$-\frac{dN}{dt} = \lambda N = A,$$

где A – радиоактивность радионуклида.

Коэффициент пропорциональности λ называется постоянной распада. Интегрирование вышеприведенного уравнения при условии, что в начальный момент времени $t=0$ количество радиоактивных ядер составляет N_0 , приводит к уравнению

$$N = N_0 e^{-\lambda t}.$$

Согласно экспоненциальному закону, в равные промежутки времени всегда распадаются равные части имеющихся радиоактивных атомов. В качестве меры устойчивости радиоактивного нуклида используют период полураспада T , т.е. промежуток времени, в течение которого распадается половина данного количества радиоактивного нуклида:

$$T = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,69315}{\lambda}.$$

Период полураспада - время, требующееся для распада половины атомов данного радиоактивного вещества.

Среднее время жизни нуклида $\tau=1/\lambda$ - промежуток времени, в течение которого число имевшихся атомов уменьшается в e раз.

$$\tau = - \frac{1}{N_0} \int_{t=0}^{t=\infty} t dN = \frac{1}{N_0} \int_0^{\infty} t \lambda N dt = \lambda \int_0^{\infty} t e^{-\lambda t} dt =$$

$$= - \left[\frac{\lambda t + 1}{\lambda} e^{-\lambda t} \right]_0^{\infty} = \frac{1}{\lambda}.$$

Так как активность $A = \lambda N$, то закон радиоактивного распада

$$A = A_0 \cdot e^{-\lambda t}$$

Единица активности в системе СИ - Беккерель (Бк, Вq). Внесистемная единица - Кюри (Ки, Ci). $1 \text{ Ки} = 3.7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$; $1 \text{ Бк} = 1 \text{ расп/с}$; $1 \text{ Бк} = 2.7 \cdot 10^{-11} \text{ Ки}$.

Беккерель, единица СИ активности радиоактивных изотопов, названа по имени А.Беккереля, обозначается 1 Бк. 1 Бк соответствует 1 распаду в секунду.

Массу m радионуклида активностью A можно рассчитать по формуле :

$$m = 2.4 \cdot 10^{-24} \cdot M \cdot T \cdot A$$

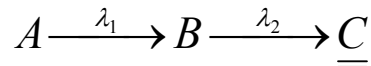
где M - массовое число радионуклида, A - активность в Беккерелях, T - период полураспада в секундах. Масса получается в граммах.

Если несколько радиоактивных веществ смешать вместе, то наблюдаемая полная активность представляет собой сумму активностей всех веществ

$$A(t) = \sum_{i=1}^n a_i \exp(-\lambda_i t),$$

где λ_i – постоянная распада i -го радионуклида, n – число радионуклидов в смеси.

Атом, образовавшийся в результате радиоактивного превращения (продукт распада), может сам оказаться радиоактивным и обладать собственным характерным излучением и периодом полураспада. Рассмотрим ситуацию образования радиоактивного дочернего продукта из радиоактивного предка:



Продукт распада - нуклид или радионуклид, образующийся при распаде. Он может образовываться непосредственно при распаде одного радионуклида или в результате серии последовательных распадов нескольких радионуклидов.

Обозначим индексом 1 изотоп А, а индексом 2 - изотоп В.

Тогда дифференциальное уравнение имеет вид:

$$\frac{dN_2}{dt} = \lambda_1 N_1 - \lambda_2 N_2,$$

Решение этого линейного дифференциального уравнения первого порядка:

$$N_2 = \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} N_{10} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) + N_{20} e^{-\lambda_2 t}$$

здесь N_{10} и N_{20} - значения N_1 и N_2 при $t=0$.

Кривая, показывающая изменение во времени числа атомов второго изотопа, проходит через начало координат и имеет максимум в момент времени

$$t_m = \frac{2.303}{\lambda_2 - \lambda_1} (\lg \lambda_2 - \lg \lambda_1)$$

В момент $t = t_m$ скорость распада дочернего вещества $\lambda_2 N_2$ в точности равна скорости его образования $\lambda_1 N_1$, т.е. $A_1 = A_2$. Время точки перегиба кривой изменения активности дочернего нуклида найдем из условия $d^2 N_2 / dt^2 = 0$: $t_{\text{пер}} = 2t_m$.

В зависимости от того, какое из двух веществ в цепочке из двух генетически связанных радионуклидов обладает большим периодом полураспада, различают три основных случая: случай отсутствия равновесия, подвижное и вековое равновесия.

Если $\lambda_2 < \lambda_1$ ($T_2 > T_1$), суммарная активность $N_1(t)\lambda_1 + N_2(t)\lambda_2$ будет монотонно уменьшаться (отсутствие радиоактивного равновесия, **Рис.3**).

Если $\lambda_2 > \lambda_1$ ($T_2 < T_1$), суммарная активность вначале растет за счет накопления ядер 2, затем проходит через максимум и начинает падать (после прохождения пика активность дочернего нуклида всегда больше активности материнского). При больших временах активности как первого так и второго изотопов будут изменяться во времени в соответствии с константой распада дочернего нуклида (короткоживущий потомок находится на иждивении долгоживущего предка).

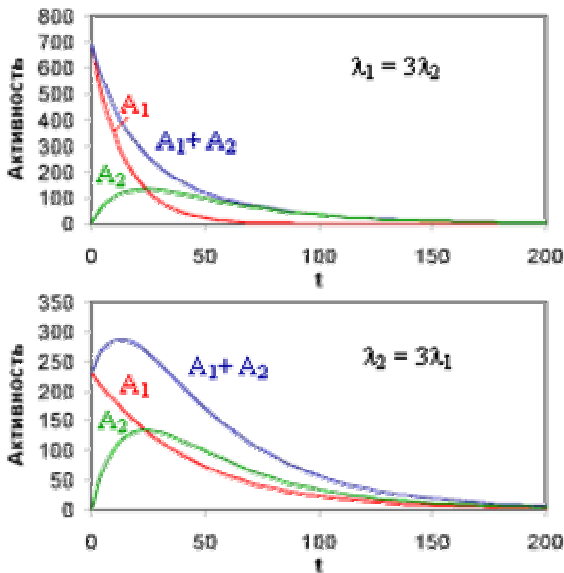


Рис.3 Изменение во времени активности генетически связанных радионуклидов (вверху – отсутствие радиоактивного равновесия, внизу – подвижное радиоактивное равновесие).

Если $\lambda_2 \gg \lambda_1$, при достаточно больших временах активности второго $A_2 = \lambda_2 N_2$ и первого изотопов $A_1 = \lambda_1 N_1$ практически сравняются. В дальнейшем активности как первого так и второго изотопов будут изменяться во времени одинаково.

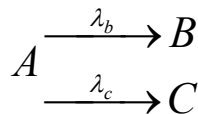
$$A_1(t) = N_{10}(t)\lambda_1 e^{-\lambda_1 t} = N_1(t)\lambda_1 = A_2(t) = N_2(t)\lambda_2.$$

То есть устанавливается так называемое **вековое равновесие**, при котором число ядер изотопов в цепочке распадов связано с постоянными распада (периодами полураспада) простым соотношением.

$$\frac{N_1}{N_2} = \frac{\lambda_2}{\lambda_1} = \frac{T_1}{T_2}$$

Поэтому в естественном состоянии все изотопы, генетически связанные в радиоактивных рядах, обычно находятся в определенных количественных соотношениях, зависящих от их периодов полураспада.

Разновидностью общей схемы радиоактивного распада является разветвленный распад. Ветвление означает, что при распаде радионуклида образуется не один дочерний нуклид, а два (иногда и несколько) нуклида:



По типу испускаемых частиц различают следующие виды радиоактивного распада:

а) α - распад – испускание ядер ${}^4_2\text{He}$ (α - частицы, ${}^4_2\text{He}^{2+}$).

б) β - распад, который подразделяется на β^- распад (испускание электронов и антинейтрино), β^+ - распад (испускание позитронов и нейтрино) и электронный захват (э.з.):

в) эмиссия γ - квантов (например, при изомерном переходе), электронов конверсии и электронов Оже;

г) спонтанное деление.

д) экзотические типы распада (распад протонов из основного состояния ядра, испускание протонов из изомерного состояния, испускание запаздывающих протонов, испускание двух запаздывающих протонов, испускание запаздывающих альфа-частиц, спускание запаздывающих нейтронов, запаздывающее деление (деление ядра из изомерного состояния), кластерная радиоактивность (явление самопроизвольного испускания ядрами ядерных фрагментов (кластеров) тяжелее, чем α -частица), на практике почти не встречающиеся).

При альфа- и бета-распадах дочернее ядро часто оказывается в возбужденном состоянии, переход его в стабильное состояние сопровождается испусканием гамма-квантов. Бета распад характерен для сравнительно легких ядер, для тяжелых ядер характерен альфа-распад, а для сверх тяжелых ядер – деление.

С точки зрения атомной энергетики важнейшим типом распада является спонтанное деление. Под спонтанным делением подразумевают радиоактивный распад, при котором атомное ядро распадается на два приблизительно равных осколка. Известно лишь небольшое число нуклидов (например, ^{250}Cm , ^{254}Cf , ^{256}Fm , ^{260}Ku), для которых спонтанное деление преобладает над другими видами распада. Осколки деления отдают свою энергию возбуждения, излучая нейтроны и γ - кванты (например, при спонтанном делении ^{240}Pu испускается 2,19 нейтрона на один акт деления).

1.3 Ядерные реакции.

Ядерными реакциями называют процессы, в которых атомные ядра претерпевают превращения в результате их взаимодействия с элементарными частицами и другими атомными ядрами. Эти процессы могут вызвать глобальные изменения в атомных ядрах. Большое число ядерных реакций протекает с образованием промежуточного составного ядра, которое отдает свою энергию возбуждения путем эмиссии γ -квантов и переходит при этом в основное состояние конечного продукта. Следствием взаимодействия бомбардирующих частиц (ядер) с ядрами мишени может быть: 1) Упругое рассеяние, при котором ни состав, ни внутренняя энергия не меняются, а происходит лишь перераспределение кинетической энергии в соответствии с законом внутреннего удара. 2) Неупругое рассеяние, при котором состав взаимодействующих ядер не меняется, но часть кинетической энергии бомбардирующего ядра расходуется на возбуждение ядра мишени. 3) Собственно ядерная реакция, в результате которой меняются внутренние свойства и состав взаимодействующих ядер.

Ядерная реакция характеризуется тепловым эффектом, который представляет собой разность масс покоя вступающих в ядерную реакцию и образующихся в результате реакции ядер, выраженную в энергетических единицах, т.е. энергетический эффект ядерной реакции определяется в основном разницей дефектом масс конечных и исходных ядер. Если тепловой эффект положителен, то ядерная реакция идет с выделением энергии и называется экзотермической. Если тепловой эффект отрицателен, то для осуществления ядерной реакции энергия относительного движения вступающих в реакцию ядер должна быть не меньше теплового эффекта. При бомбардировке пучком частиц неподвижной мишени кинетическая энергия бомбардирующих ядер должна быть не меньше пороговой энергии $E_{\text{пор}}$, связанной с тепловым эффектом Q соотношением:

$$E_{\text{пор}} = Q \frac{m_A}{m_x + m_A}$$

где m_A и m_x – массы соответственно ядра мишени и бомбардирующего ядра.

Пример. При реакции ${}^1_1\text{H}^3(p,n){}^4_2\text{He}$ сумма масс исходных ядер равна 4,025149, а продуктов 4,025968. Тепловой эффект этой ядерной реакции отрицателен $Q=-0,763$ Мэв, а $E_{\text{пор}}=1,02$ Мэв.

На основании эквивалентности энергии и массы можно вычислить энергию, выделяющуюся или затраченную при протекании ядерной реакции, если точно знать массу всех ядер и частиц, участвующих в реакции. Для реакции в общем виде $A(x,y)B$ имеем

$$\Delta E = (m_A + m_x - m_B - m_y)c^2$$

или в мегаэлектронвольтах

$$\Delta E = (m_A + m_x - m_B - m_y) \cdot 931,5 \text{ МэВ.}$$

В случае, если ΔE – отрицательная величина, то недостающая энергия должна быть восполнена за счет кинетической энергии бомбардирующей частицы. При этом следует учитывать, что не вся кинетическая энергия бомбардирующей частицы превращается в энергию возбуждения, так как часть ее, а именно $m_x/(m_A+m_x)$, в виде энергии отдачи переходит к составному ядру. В соответствии с этим и кинетическая энергия, выделяющаяся

при ядерной реакции, распределяется между продуктами у и В обратно пропорционально их массе.

Вероятность ядерной реакции характеризуют **эффeктивным поперечным сечением** или просто сечением, σ .

Сечение активации, величина, показывающая вероятность образования радиоактивных изотопов при взаимодействии ядерных частиц с атомными ядрами. Обычно выражается в см^2 или барнах ($1 \text{ барн} = 10^{-24} \text{ см}^2$).

Сечение захвата, показывающая вероятность присоединения ядерных частиц к атомному ядру. Атомные сечения представляют собой средневзвешенные сечения захвата для естественных смесей изотопов.

Практически наиболее важны реакции радиационного захвата нейтронов и соответствующая им величина – сечение захвата нейтронов; эти реакции – типа (n, γ) приводят к образованию радиоактивного изотопа облучаемого элемента, массовое число которого на единицу больше, чем у изотопа, претерпевшего превращение.

Кроме того, вероятность ядерной реакции характеризуют выходом ядерной реакции, т.е. отношением числа ядерных превращений в мишени к числу упавших на эту мишень бомбардирующих ядер. Функция, описывающая зависимость сечения или выхода ядерной реакции от энергии бомбардирующих ядер, носит название функции возбуждения ядерной реакции. Обычно функцию возбуждения изображают графически, откладывая по горизонтальной оси энергию, а по вертикальной оси – сечение (или выход).

Сечение σ ядерной реакции можно сравнить с константой скорости k_x химической реакции. Для химической реакции $A+B \rightarrow D$ имеем $\frac{dC_D}{dt} = k_x C_A C_B$.

Аналогично для ядерной реакции $A(x, \gamma)B$ имеем $\frac{dN_B}{dt} = \sigma \Phi_x N_A$, где N_A и N_B – число атомов А и В в единице объема; Φ_x – плотность потока частиц (част./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$); σ – сечение реакции превращения нуклида А в нуклид В.

При прохождении тонкого слоя атомов толщиной h плотность потока частиц x уменьшается по закону:

$$\Phi_x = \Phi_{x0} \cdot \exp(-\sigma N_A h)$$

Если в мишени кроме реакции $A(x, \gamma)B$ происходят и другие реакции, то полное сечение реакции σ_n равно сумме сечений отдельных реакций:

$$\sigma_n = \sum_{i=1}^n \sigma_i.$$

Сечение ядерной реакции имеет размерность поверхности. За единицу сечения ядерной реакции принимают величину равную 10^{-24} см^2 и называемую «барн». Эта поверхность является поверхностью мишени в ядре, в которую должна попасть бомбардирующая частица.

Сечение обуславливает вероятность протекания ядерной реакции. Сечение реакций определенного типа сильно зависит от энергии бомбардирующих частиц, т.е. вероятность протекания реакций определенного типа является функцией энергии, которой обладает бомбардирующая частица (в виде кинетической энергии).

Бомбардирующие частицы подразделяют на незаряженные (нейтроны) и заряженные (протоны, дейтоны, альфа-частицы, ускоренные ионы). Мы ограничимся рассмотрением ядерных реакций на нейтронах.

В данном курсе лекций мы будем различать следующие типы нейтронов:

Быстрые нейтроны – нейтроны, кинетическая энергия которых выше некоторого определённого значения, зависящего от области применения; в физике реакторов это значение равно 0,1 МэВ.

Нейтроны деления – мгновенные и запаздывающие нейтроны, образующиеся в процессе деления ядер и сохраняющие свою первоначальную энергию.

Замедляющиеся нейтроны – надтепловые нейтроны, находящиеся в процессе замедления.

Запаздывающие нейтроны – нейтроны, испускаемые при делении атомных ядер образующимися при этом осколками ядер со значительным запаздыванием по отношению к моменту деления (от долей секунды до десятков секунд).

Мгновенные нейтроны - нейтроны деления, образующиеся за время до 10^{-13} с после деления ядра; их доля в общем числе нейтронов деления составляет более 99% для всех делящихся изотопов.

Медленные нейтроны - нейтроны, кинетическая энергия которых ниже некоторого определённого значения, зависящего от области применения; в физике реакторов это значение принимается равным 1 эВ.

Надтепловые нейтроны - нейтроны с энергией, выше которой отсутствует их термодинамическое равновесие с рассеивающими атомами окружающей среды и отсутствует максвелловское распределение по энергии; при нормальной температуре окружающей среды энергия надтепловых нейтронов находится в интервале 0,1-0,2 эВ, т. е. сравнима с энергией химических связей.

Первичные нейтроны - нейтроны, испущенные любым источником до того, как они испытают какое-либо взаимодействие.

Промежуточные нейтроны - нейтроны, кинетическая энергия которых находится в интервале между энергиями медленных и быстрых нейтронов; в физике реакторов этот интервал составляет от 1 эВ до 0,1 МэВ.

Резонансные нейтроны - нейтроны, кинетическая энергия которых соответствует резонансной энергии определённого нуклида; если нуклид не указан, термин относится к резонансным нейтронам урана-238.

Сверхбыстрые нейтроны - нейтроны с энергией более 20 МэВ.

Тепловые нейтроны - нейтроны, находящиеся в состоянии теплового равновесия со средой, в которой они находятся. Средняя энергия нейтронов при обычных температурах составляет 0,025 эВ, что соответствует средней скорости 2200 м/с.

Ультрахолодные нейтроны - нейтроны с энергией менее 10^{-7} эВ.

Холодные нейтроны - нейтроны, кинетическая энергия которых равна нескольким миллиэлектронвольтам или меньше.

Так как нейтрон не имеет заряда, он может приблизиться к ядру на любое расстояние, не испытывая при этом отталкивания. Экзотермические ядерные реакции, т.е. реакции, для которых $Q > 0$, могут поэтому протекать под действием нейтронов с относительно низкой энергией. Поскольку с уменьшением скорости нейтронов вероятность нахождения их вблизи ядра возрастает, сечение реакций захвата нейтронов σ будет обратно пропорционально скорости нейтронов (закон $1/v$):

$$\sigma \approx \frac{1}{v} \approx \frac{1}{\sqrt{E}}.$$

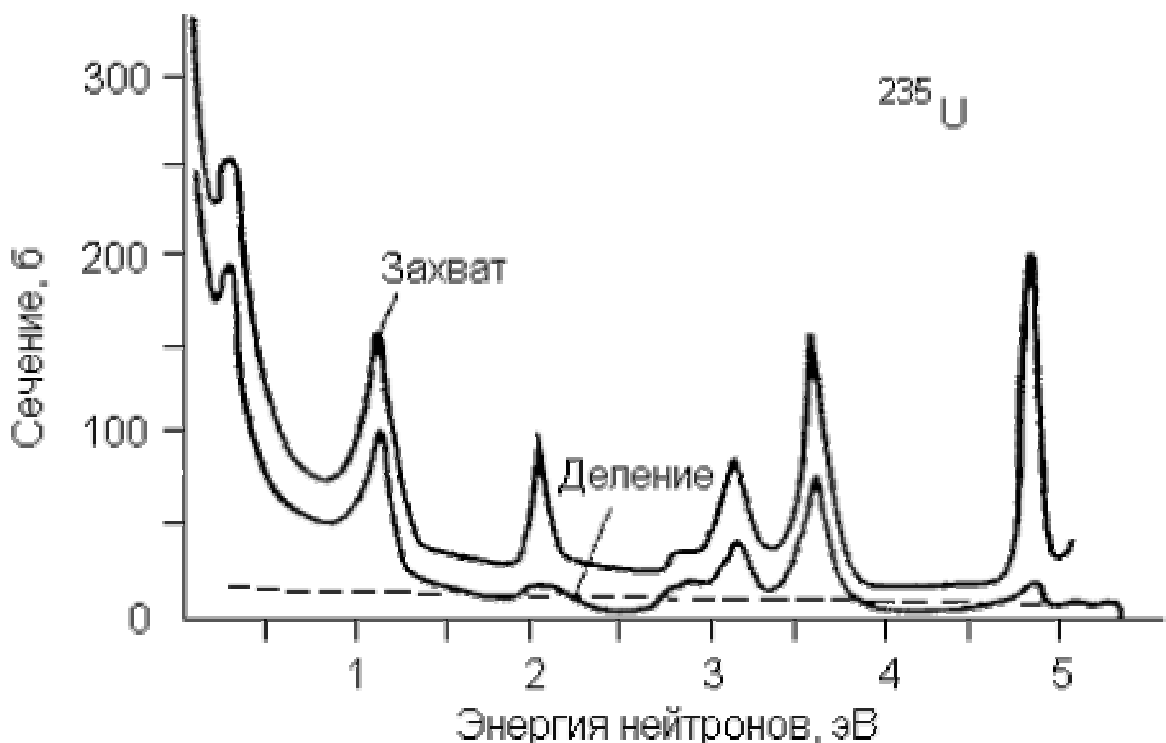


Рис.4 Энергетическая зависимость сечений ядерных реакций в уране-235 и плутонии-239, протекающих с участием нейтронов.



В случае низкоэнергетических нейтронов этот закон выполняется для большинства ядер. Отклонения от него наблюдаются в области энергий 1 – 100 эв, где на кривой $\sigma(v)$ имеются максимумы (резонансные пики) (Рис.4).

Как уже упоминалось, в тяжелых ядрах возможно **спонтанное деление ядер**. Деление ядер может происходить и при бомбардировке некоторых нуклидов элементарными частицами, например, нейтронами. Реакция деления сопровождается интенсивным выделением энергии, причем основная часть энергии освобождается в форме кинетической энергии осколков деления. Образующиеся при делении осколки β -радиоактивны и способны испускать нейтроны.

Деление атомных ядер, распад атомного ядра на 2 (реже 3 или 4) осколка. Деление атомных ядер под действием нейтронов впервые обнаружено О.Ганом и Ф.Штрассманом (1938). Сопровождается выделением вторичных нейтронов, гамма-квантов и выделением энергии. В дальнейшем это позволило осуществить ядерные цепные реакции, создать ядерные реакторы и реализовать ядерный взрыв (атомную бомбу). Самопроизвольное (спонтанное) деление атомных ядер (открыто Г.Н.Флеровым и К.А.Петржаком (1940)) наблюдается лишь у тяжелых элементов (например, у урана) и ограничивает возможность существования более тяжелых трансурановых элементов.

При делении ядра обычно образуются два осколка с массовыми числами A_1 и A_2 и зарядами Z_1 и Z_2 , а также γ -излучение, нейтрино и в среднем от двух до трех нейтронов. Полное энерговыделение на один акт деления ядра урана-235 равно примерно 200 Мэв. Такое энерговыделение определяет огромную теплотворную способность ядерного топлива, превышающую в миллионы раз теплотворную способность химического топлива. Так, например, для получения 1 МВт/сут расходуется всего 1,05 г ^{235}U . Вторичные нейтроны поддерживают цепную реакцию.

Деление ядер под действием тепловых нейтронов возможно только для четно-нечетных или нечетно-нечетных ядер с $Z > 90$. Реакции деления других тяжелых нуклидов имеют барьер; например, для деления ^{238}U барьер составляет около 1 МэВ.

Различают два вида деления тяжелых атомных ядер на две части с приблизительно одинаковой массой:

- спонтанное (самопроизвольное) деление, при котором ядро расщепляется без всякого внешнего вмешательства, т.е. без привнесения энергии;
- индуцированное (вынужденное) деление ядер – деление после слабого возбуждения атомного ядра. Этот вид деления представляет собой один из видов распада находящихся в возбужденном состоянии ядер, т.е. один из видов выделения энергии составным ядром.

Ядра с $Z < 90$ делятся только вынужденным способом, причем энергия возбуждения, необходимая для деления, растет с уменьшением параметра деления Z^2/A . Вынужденное деление происходит практически мгновенно ($\tau = 10^{-14}$ сек). Период полураспада для спонтанного деления меняется для разных ядер в очень широких пределах (от 10^{18} лет для

²³⁷Np до нескольких десятых долей секунды для далеких трансурановых элементов). Период полураспада уменьшается с ростом параметра Z^2/A .

Деление ядер происходит не симметрично: отношение масс легкого и тяжелого осколков(продуктов деления) равно примерно 2/3 (двугорбая массовая кривая, **Рис.5**).

Продукт деления - нуклид, образующийся в результате либо деления, либо последующего радиоактивного распада образовавшегося таким же образом радиоактивного нуклида.

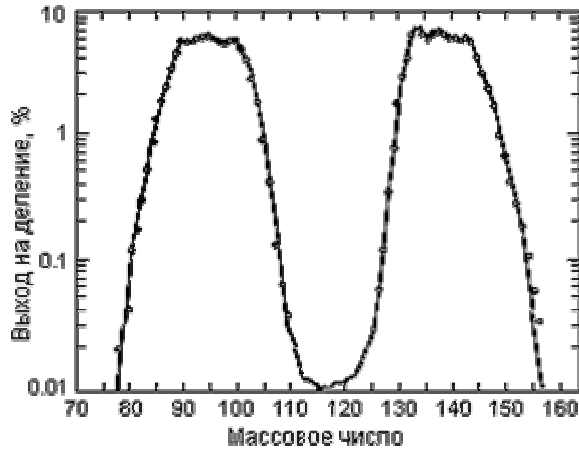


Рис.5 Распределение по массам осколков деления урана-235.

Способностью делиться и участвовать в цепной реакции деления обладают ²³⁵U, ²³³U, ²³⁹Pu, ²⁴¹Pu и некоторые другие нуклиды трансурановых элементов. Нечетные изотопы урана и плутония делятся нейтронами любой энергии, четные (²³⁸U, ²⁴⁰Pu) имеют энергетический порог, слабо делятся в спектре нейтронов деления и совсем не делятся, если нейтроны замедлены. Масса делящегося изотопа и размеры (объем)

критической системы, необходимые для возникновения самоподдерживающейся цепной реакции деления, называют критическими.

Сечение захвата тепловых нейтронов для природной смеси изотопов урана (барн/атом) составляет 7,68, а для ²³⁸U - 2,74 (Для сравнения, сечение деления ²³⁵U равно 582).

Если в результате ядерной реакции C(x,y)D образуется радиоактивный нуклид, то необходимо учитывать его распад за время облучения:

$$\frac{dN_D}{dt} = \sigma\Phi N_C - \lambda N_D.$$

Интегрируя в пределах $t = 0$ и $t = t$ (t – время облучения), принимая $N_D = 0$ при $t = 0$, получим количество ядер, образовавшихся в результате нейтронного облучения:

$$N_D(t) = \frac{\sigma\Phi N_C}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t}),$$

где Φ –нейтронный поток, т.е. число нейтронов, проходящих за 1 сек через 1 см мишени; N_C - число атомов активируемого изотопа в мишени, λ - постоянная распада образующегося изотопа, t - время облучения, σ - сечение активации.

Активность вещества, облученного в течение времени t , спустя время t^* после окончания облучения выражается формулой

$$A(t, t^*) = \sigma\Phi N_C (1 - e^{-\lambda t}) * e^{-\lambda t^*}.$$

Ценные ядерные реакции – разветвленные цепные реакции деления тяжелых ядер нейтронами, в процессе которых возрастает число нейтронов и возникает самоподдерживающийся процесс деления.

Цепная реакция – это процесс, который, однажды начавшись, обеспечивает условия для своего продолжения. То есть нейтроны, возникшие в процессе ядерной реакции деления, вызывают деление ядер тяжелых элементов (урана, плутония, тория), создавая еще больше нейтронов, которые вызывают дальнейшее деление и т.д.

При делении ядра урана-235, которое вызвано столкновением с нейтроном, освобождается 2 или 3 нейтрона. При благоприятных условиях эти нейтроны могут попасть в другие ядра урана и вызвать их деление. На этом этапе появятся уже от 4 до 9 нейтронов,

способных вызвать новые распады ядер урана и т.д. Такой лавинообразный процесс называется **цепной реакцией**. Схема развития цепной реакции деления ядер урана представлена на **Рис.6**.

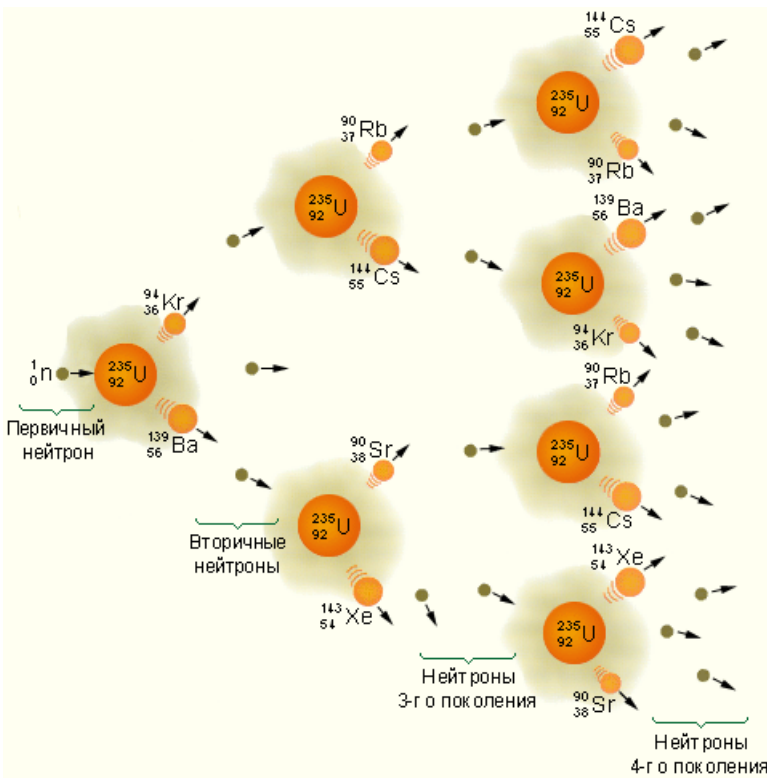


Рис.6 Схема развития цепной реакции деления

Благодаря большой скорости процесса деления число делящихся ядер за короткое время может быть доведено до огромной величины, в результате чего выделится колоссальная внутриядерная энергия.

Как и всякие разветвленные цепные реакции, ядерные цепные реакции – экзотермические. Реальные условия протекания ядерной цепной реакции определяются соотношением вероятностей процессов разветвления реакции и ее обрыва. Преобладание

разветвления обеспечивает самоподдерживающийся процесс, преобладание обрыва означает отсутствие ядерной цепной реакции. К разветвлению цепей приводит лишь деление, тогда как обрыв цепей (т.е. уничтожение нейтронов, без появления новых) может происходить при различных побочных ядерных реакциях с ядрами как самого делящегося вещества, так и других веществ, присутствующих в системе, где происходит цепная ядерная реакция, а также вследствие вылета нейтрона за пределы системы.

Для выяснения принципиальной возможности получения цепной ядерной реакции чрезвычайно важно знать число вторичных нейтронов ν , возникающих в одном акте деления. Значения ν для некоторых нуклидов приведены в **Табл.1**.

Табл.1 Число вторичных нейтронов, возникающих при делении некоторых нуклидов.

Вынужденное деление	^{233}U	^{235}U	^{239}Pu
	2,58	2,47	3,05
Спонтанное деление	^{240}Pu	^{244}Cm	^{252}Cf
	2,26	2,80	3,87

При делении урана вторичные нейтроны уносят в среднем 5 Мэв энергии.

Для практического осуществления цепной реакции знания одной величины ν совершенно недостаточно, так как судьба возникших нейтронов деления может быть не одинаковой из-за многообразия видов взаимодействия нейтронов с веществом. Даже если ядерная установка состоит только из одного делящегося вещества – горючего (что невозможно), вторичные нейтроны при взаимодействии с ядрами горючего не обязательно будут приводить к их делению: нейтроны могут испытывать неупругое рассеяние, радиационный захвата, или, наконец, они могут вылететь за пределы ядерной установки. Такие побочные и вредные процессы могут существенно затруднить размножение нейтронов или вообще сделать цепную реакцию невозможной.

Характеристика развития ядерной цепной реакции в данной системе – **коэффициент размножения нейтронов** k системы, равный отношению числа нейтронов, поглощаемых делящимся веществом в данном и предыдущем звеньях цепи. Наличие

самоподдерживающегося цепного процесса возможно лишь при $k \geq 1$. Системы, в которых $k=1$, (цепная реакция протекает при постоянной мощности) называются **критическими**, системы с $k > 1$ (мощность реакции нарастает) – **надкритическими** и системы с $k < 1$ – **подкритическими**; k сильно зависит от изотопного состава, размеров и формы системы, в которой осуществляется ядерная цепная реакция.

Коэффициент размножения определяется величиной ν , вероятностями различных взаимодействий (приводящих и не приводящих к делению) нейтронов с ураном и примесями, а также конструкцией и размерами установки. Поэтому очень важно знать сечения для процессов деления, неупругого рассеяния и захвата нейтронов ураном при тех энергиях, с которыми они образуются, и, следовательно, энергетический спектр вторичных нейтронов.

Одной из важнейших характеристик цепной реакции является скорость ее нарастания, которая определяется коэффициентом размножения нейтронов k и временем, проходящим между двумя последовательными актами деления, т.е. средним временем жизни одного поколения нейтронов, τ_n . Среднее время жизни одного поколения, или средний промежуток времени между двумя последовательными актами деления, складывается из времени деления, времени запаздывания вылета нейтрона из делящегося ядра относительно момента деления и времени перемещения вылетевшего нейтрона до следующего делящегося ядра. Для сокращения τ_n , т.е. для получения цепной реакции взрывного типа, процесс размножения нейтронов можно вести на мгновенно вылетающих и быстро движущихся нейтронах, а для получения управляемой цепной реакции нужно, чтобы время запаздывания вылета и время перемещения нейтронов было по возможности большим. Первая составляющая определяется механизмом возникновения вторичных нейтронов, вторая – характером ее взаимодействия с окружающими ядрами после вылета из делящегося ядра, т.е. процессами замедления, диффузии и захвата.

Нейтроны деления состоят из мгновенных (испускающихся в момент деления) и запаздывающих (появляющихся некоторое время спустя после деления). **Мгновенные нейтроны** составляют более 99% нейтронов деления. Интервал энергий: от 0,1 до 10 Мэв, средняя энергия 2 Мэв. **Запаздывающие нейтроны** составляют менее 1% нейтронов деления. Некоторые осколки (^{87}Br , ^{88}Br и др.) после β^- -распада образуют часть дочерних ядер с энергией возбуждения, превышающей энергию связи нейтрона. Сразу же после такого распада возбужденное дочернее ядро испускает запаздывающий нейтрон. Время появления запаздывающих нейтронов связано с периодами полураспада их предшественников – осколков. Среднее время запаздывания нейтронов равно 12,4 сек. Именно наличие запаздывающих нейтронов позволило конструкторам создать атомный реактор: если бы при делении урана выделялись лишь мгновенные нейтроны, управлять атомным реактором было бы не возможно. Поэтому, несмотря на малый выход, запаздывающие нейтроны имеют огромное значение для регулирования цепной ядерной реакции, обеспечивая безопасность ядерного реактора.

В качестве ядерного топлива используют изотопы урана ^{235}U и плутония ^{239}Pu , способные поддерживать цепную реакцию деления. ^{235}U – единственный природный изотоп, способный к делению при облучении как медленными (тепловыми), так и быстрыми нейтронами ^{235}U образуется при облучении тория тепловыми нейтронами, а ^{239}Pu – при захвате нейтронов ядрами ^{238}U .

Цепная ядерная реакция на уране-238 как топливе идет в реакторах на быстрых нейтронах, но только в том случае, если топливо обогащено ураном-235 или плутонием (т.е. изотопами, способными делиться при облучении нейтронами любых энергий).

Возможность использования урана для получения энергии появилась только после того, как была обнаружена способность ^{235}U делиться под действием тепловых нейтронов. Отсутствие порога для реакции деления ^{235}U делает процесс неупругого рассеяния нейтронов неопасным для развития цепной реакции, в результате чего она становится возможной на чистом изотопе ^{235}U . Важно, что цепную реакцию с участием чистого ^{235}U можно провести как на быстрых, так и на предварительно замедленных нейтронах (так как роль другого мешающего фактора – резонансного захвата медленных нейтронов – относительно не велика).

2. ИОНИЗИРУЮЩЕЕ ИЗЛУЧЕНИЕ

Ионизирующее излучение сопровождало Большой взрыв, с которого началось существование нашей Вселенной 20 миллиардов лет назад. С того времени радиация постоянно наполняет космическое пространство. Радиоактивные материалы вошли в состав Земли с самого ее рождения, задолго до появления на Земле жизни. Радионуклиды и сопутствующие им излучения постоянно присутствуют в окружающей человека среде. Сам человек тоже радиоактивен, так как во всякой живой ткани присутствуют радиоактивные вещества.

2.1 Виды излучений

Радиация - обобщенное понятие. Оно включает различные виды излучений, часть которых встречается в природе, другие получаются искусственным путем.

Начнем с некоторых определений.

Излучение электромагнитное - процесс образования свободного электромагнитного поля; излучением называют также само свободное электромагнитное поле. Излучают ускоренно движущиеся заряженные частицы (напр., тормозное излучение, синхротронное излучение, излучение переменных диполя, квадруполь и мультиполей высшего порядков). Атом и другие атомные системы излучают при квантовых переходах из возбужденных состояний в состояния с меньшей энергией.

Ионизирующее излучение – поток заряженных (альфа частицы, электроны, позитроны, протоны и т.п.) или нейтральных (нейтроны и т.п.) частиц и квантов электромагнитного излучения (рентгеновское и гамма - излучение), прохождение которых через вещество приводит к ионизации и возбуждению атомов или молекул среды.

Излучение электромагнитное - процесс образования свободного электромагнитного поля; излучением называют также само свободное электромагнитное поле. Излучают ускоренно движущиеся заряженные частицы (напр., тормозное излучение, синхротронное излучение, излучение переменных диполя, квадруполь и мультиполей высшего порядков). Атом и другие атомные системы излучают при квантовых переходах из возбужденных состояний в состояния с меньшей энергией.

Запаздывающее излучение: частицы, излучаемые продуктами распада, в отличие от частиц (нейтронов и гамма - лучей), возникающих непосредственно в момент деления.

Первичное ионизирующее излучение - ионизирующее излучение, состоящее из заряженных частиц, имеющих кинетическую энергию, достаточную для ионизации при столкновении. (Непосредственно ионизирующее излучение может состоять из электронов, протонов, альфа-частиц и др.)

Вторичное ионизирующее излучение: ионизирующее излучение, возникающее в результате взаимодействия первичного ионизирующего излучения с рассматриваемой средой

Косвенно ионизирующее излучение - ионизирующее излучение, состоящее из заряженных частиц, имеющих кинетическую энергию, достаточную для ионизации при столкновении. (Косвенно ионизирующее излучение может состоять из нейтронов, фотонов и др.)

Сам по себе термин «**излучение**» охватывает диапазон электромагнитных волн, включая видимый спектр, инфракрасную и ультрафиолетовую области, а также радиоволны, электрический ток и ионизирующее излучение. Термин «**ионизирующее излучение**» означает вид излучения, который изменяет физическое состояние атомов или атомных ядер, превращая их в электрически заряженные ионы или продукты ядерных реакций.

Различают корпускулярное излучение, состоящее из частиц с массой отличной от нуля, и электромагнитное (фотонное) излучение.

К **корпускулярному ионизирующему излучению** относят альфа-излучение, электронное, протонное, нейтронное и мезонное излучения. Корпускулярное излучение, состоящее из потока заряженных частиц (α -, β -частиц, протонов, электронов), кинетическая энергия которых достаточна для ионизации атомов при столкновении, относится к классу непосредственно ионизирующего излучения. Нейтроны и другие элементарные частицы непосредственно не производят ионизацию, но в процессе взаимодействия со средой высвобождают заряженные частицы (электроны, протоны), способные ионизировать атомы и молекулы среды, через которую проходят. Соответственно, корпускулярное излучение, состоящее из потока незаряженных частиц, называют косвенно ионизирующим излучением.

Альфа-частицы (α - частицы) - ядра атома гелия, испускаемые при α -распаде некоторыми радиоактивными атомами. α - частица состоит из двух протонов и двух нейтронов.

Естественное альфа-излучение как результат радиоактивного распада ядра, характерно для неустойчивых ядер тяжелых элементов, начиная с атомного номера более 83, т.е. для естественных радионуклидов рядов урана, и тория, а также, для полученных искусственным путем трансураниевых элементов. Возможность α -распада связана с тем, что масса (a , значит, и суммарная энергия ионов) α -радиоактивного ядра больше суммы масс α -частицы и образующегося после α -распада дочернего ядра. Избыток энергии исходного (материнского) ядра освобождается в форме кинетической энергии α -частицы и отдачи дочернего ядра. α -частицы представляют собой положительно заряженные ядра гелия - ${}^4_2\text{He}$ и вылетают из ядра со скоростью 15-20 тыс. км/сек. На своем пути они производят сильную ионизацию среды, вырывая электроны из орбит атомов. Пробег α -частиц в воздухе порядка 5-8 см, в воде - 30-50 микрон (одна миллионная доля метра), в металлах - 10-20 микрон. При ионизации α -лучами наблюдаются химические изменения вещества, и нарушается кристаллическая структура твердых тел. Так как между α -частицей и ядром существует электростатическое отталкивание, вероятность ядерных реакций под действием α -частиц природных радионуклидов (максимальная энергия 8,78 МэВ у ${}^{214}\text{Po}$) очень мала, и наблюдается лишь на легких ядрах (Li, Be, B, C, N, Na, Al) с образованием радиоактивных изотопов и свободных нейтронов.

Протонное излучение – излучение, образующееся в процессе самопроизвольного распада нейтронно-дефицитных атомных ядер или как выходной пучок ионного ускорителя (например, синхрофазотрона).

Нейтроны образуются в ядерных реакциях (в ядерных реакторах и в других промышленных и лабораторных установках, а также при ядерных взрывах). Различают тепловые и быстрые нейтроны. Иногда используются нейтроны с промежуточными энергиями.

Электронное излучение - пучок электронов на выходе электронного ускорителя или электронной пушки. Характеризуется средней энергией излучения и дисперсией (разбросом), а также шириной пучка. Специальными мерами можно получить моноэнергетический узкий пучок высокоэнергетических электронов.

Бета частицы (β - частицы): электроны и позитроны, испускаемые ядрами атомов при β – распаде

Бета-излучение - это электроны или позитроны, которые образуются при β -распаде различных элементов от самых легких (нейтрон) до самых тяжелых.

Бета-излучение является самым распространенным типом радиоактивного распада ядер, особенно для искусственных радионуклидов. β - частицы (как электроны, так и позитроны), взаимодействуют с электронами атомных оболочек и, передавая им часть своей энергии, могут вырывать их с орбит; при этом образуется положительный ион и свободный электрон. Так как скорость β - частиц значительно выше скорости α - частиц, они реже взаимодействуют с атомами среды и плотность ионизации на единицу пробега у них в сотни раз ниже, чем у α - частиц, а пробег в воздухе достигает 10 м (у естественных β - излучателей). В мягкой ткани пробег может достигать 10-12 мм. В отличие от электронного излучения, β – излучение сопровождается потоком нейтрино (точнее – антинейтрино для электронов и нейтрино для позитронов). Позитронное излучение сопровождается аннигиляционным γ -излучением (с энергией 0,51 и/или 1,02 МэВ).

Космические лучи – поток стабильных частиц высоких энергий (от 1 до 10^{12} ГэВ), приходящих на Землю из мирового пространства (первичное излучение), а также рожденное этими частицами при взаимодействиях с атомными ядрами атмосферы вторичное излучение, в состав которого входят все известные элементарные частицы. Первичные космические лучи состоят главным образом из протонов (90%), α -частиц (7%), других атомных ядер, вплоть до самых тяжелых, и небольшого количества электронов, позитронов и фотонов большей энергии. Важным компонентом космического излучения является нейтрино. Первичное космическое излучение изотропно в пространстве и неизменно во времени. Подавляющая часть первичных космических лучей приходит на Землю из Галактики и лишь небольшая их часть связана с активностью Солнца. Поток космических лучей у поверхности земли равен примерно 1 частица/см² в одну секунду. Рентгеновское излучение космическое – это

электромагнитное излучение космических тел в диапазоне энергий фотонов от 100 эВ до 10^5 эВ. Существуют дискретные источники и диффузный фон космического рентгеновского излучения. К галактическим источникам относятся преимущественно нейтронные звезды и, возможно, черные дыры, шаровые звездные скопления, к внегалактическим источникам - квазары, отдельные галактики и их скопления.

Электромагнитное излучение имеет широкий спектр энергий и различные источники: гамма-излучение атомных ядер и тормозное излучение ускоренных электронов, радиоволны (Табл.2).

Табл. 2. Характеристики электромагнитных излучений.

Энергия, эВ	Длина волны, м	Частота, Гц	Источник излучения
10^9	10^{-16}	10^{24}	Тормозное излучение
10^5	10^{-12}	10^{20}	Гамма излучение ядер
10^3	10^{-10}	10^{18}	Рентгеновское излучение
10^1	10^{-8}	10^{16}	Ультрафиолетовое излучение
10^{-1}	10^{-6}	10^{14}	Видимый свет
10^{-3}	10^{-4}	10^{12}	Инфракрасное излучение
10^{-5}	10^{-2}	10^{10}	Микроволновое излучение
10^{-7}	1	10^8	СВЧ
10^{-9}	10^2	10^6	Радиоволны ВЧ
10^{-11}	10^4	10^4	Радиоволны НЧ

Фотон - элементарная частица энергии, обладающая как свойствами частицы, так и волны: фотон не имеет заряда и массы, но обладает импульсом. Энергия света, рентгеновских лучей, гамма - лучей и т.д. переносится фотонами.

Фотонное излучение - фотонное излучение, возникающее при изменении энергетического состояния атомных ядер или при аннигиляции частиц.

К фотонному ионизирующему излучению относятся гамма-излучение, возникающее при изменении энергетического состояния атомных ядер или аннигиляции частиц; тормозное излучение, возникающее при уменьшении кинетической энергии заряженных частиц; характеристическое излучение с дискретным энергетическим спектром, возникающее при изменении энергетического состояния электронов атома; рентгеновское излучение, состоящее из тормозного и/или характеристического излучений.

Рентгеновские лучи – вид электромагнитного излучения, подобный свету (но невидимые глазом), но имеющий меньшую длину волны и способный проникать через твердые тела. Длина волны 10^{-3} – 100 нм. Энергетический диапазон от 100 эВ до 0,1 МэВ. Открыто с 1995 году В.Рентгеном. **Характеристическое рентгеновское излучение** – электромагнитное излучение, испускаемое при переходах электронов с внешних электронных оболочек атома на внутренние (характеристический спектр). **Характеристический спектр** – линейчатый рентгеновский спектр, возникающий при переходах электронов верхних оболочек атома на более близко расположенные к ядру К-, L-, M-, N – оболочки. Частоты линий характеристического спектра химических элементов подчиняется закону Мозли.

Закон Мозли – линейная зависимость квадратного корня из частоты характеристического рентгеновского излучения от атомного номера химического элемента. Установлен экспериментально Г.Мозли в 1913 году. Закон Мозли – основа рентгеновского спектрального анализа.

Тормозное рентгеновское излучение (рентгеновские лучи) с непрерывным энергетическим спектром - коротковолновое электромагнитное (фотонное) излучение. Диапазон частот, $3 \cdot 10^{16}$ – $3 \cdot 10^{19}$ Гц, диапазон длин волн 10^{-8} – 10^{-12} м. Образуется при уменьшении кинетической энергии (торможении, рассеянии) быстрых заряженных частиц, например, при торможении в кулоновском поле ускоренных электронов. Существенно для легких частиц электронов и позитронов. Спектр тормозного излучения непрерывен, максимальная энергия равна начальной энергии частицы. При больших энергиях тормозящихся заряженных частиц, тормозное рентгеновское излучение переходит в энергетический диапазон γ – излучения.

Гамма-излучение (γ -излучение) - коротковолновое электромагнитное излучение, возникающее при распаде радиоактивных ядер и элементарных частиц, взаимодействии быстрых заряженных частиц с веществом, аннигиляции электронно-позитронных пар и др. γ -излучение обладает чрезвычайно малой длиной волны ($\lambda < 10^{-8}$ см) и вследствие этого ярко выраженными корпускулярными свойствами, т.е. ведет себя подобно потоку частиц – гамма квантов, или фотонов, с энергией $h\nu$ (ν – частота излучения, h – Планка постоянная). Диапазон частот, $3 \cdot 10^{19} - 3 \cdot 10^{21}$ Гц, диапазон длин волн, $10^{-11} - 10^{-13}$ м, основной диапазон энергий для природных нуклидов 0,1 – 2 МэВ.

Гамма-излучение, сопровождающее распад радиоактивных ядер, испускается при переходах ядра из более возбужденного энергетического состояния в менее возбужденное или в основное. Энергия γ – кванта равна разности энергий $\Delta\varepsilon$ состояний, между которыми происходит переход.

Испускание ядром γ -кванта не влечет за собой изменения атомного номера или массового числа, в отличие от других видов радиоактивных превращений. Ширина линий γ -излучений чрезвычайно мала ($\sim 10^{-2}$ эВ). Поскольку расстояние между уровнями во много раз больше ширины линий, спектр γ -излучения является линейчатым, т.е. состоит из ряда дискретных линий. Изучение спектров γ -излучения позволяет установить энергии возбужденных состояний ядер. γ -кванты с большими энергиями испускаются при распадах некоторых элементарных частиц. Гамма-излучение, образующееся при прохождении быстрых заряженных частиц через вещество, вызывается их торможением в кулоновском поле атомных ядер вещества. Тормозное γ -излучение, также как и тормозное рентгеновское излучение, характеризуется сплошным спектром, верхняя граница которого совпадает с энергией заряженной частицы, например электрона. В ускорителях заряженных частиц получают тормозное гамма-излучение с максимальной энергией до нескольких десятков ГэВ.

Проходя через среду, гамма-излучение ослабляется по экспоненциальному закону, т.е. никогда не поглощается полностью. В этом его отличие от корпускулярного (альфа, бета, нейтронного) излучения. Ионизация, проводимая γ -квантами в среде, примерно в 100 раз ниже ионизации β -частицами. Глубина проникновения в среду зависит от энергии квантов. Самое интенсивное из природных источников γ -излучения ряда тория ослабляется в 20 раз слоем воды толщиной 1 м.

Черенкова – Вавилова излучение – световое излучение, возникающее при движении в веществе заряженных частиц (например, электронов) со скоростью, превышающей фазовую скорость света в этом веществе. В отличие от тормозного излучения, возникающего при неравномерном движении электрических зарядов, черенковское излучение возникает и при равномерном движении, но при скоростях движения электрона, превышающих скорость света в данной среде. Обнаружено в 1934 году П.А.Черенковым (под руководством С.И.Вавилова). Интенсивность и спектр этого излучения почти не зависят от типа вещества, его чистоты и температуры; излучение поляризовано и направлено вдоль пучка электронов; оно имеет сплошной спектр, максимум интенсивности приходится на синюю часть спектра; под действием излучения с достаточной энергией "светятся" все прозрачные тела.

Синхотронное излучение – излучение электромагнитных волн заряженными частицами, движущимися с релятивистскими скоростями в магнитном поле, искривляющем их траектории. Впервые наблюдалось в синхотроне.

2.2 Взаимодействие излучения с веществом

Радиация проникающая - поток гамма-излучения и нейтронов, обладающий большой проникающей способностью (до нескольких сотен метров); доза проникающей радиации зависит от мощности источника, расстояния до него, а также от свойств среды, отделяющей источник от объекта облучения.

Процесс прохождения **ионизирующего излучения**, несущего большой запас энергии, через вещество, оставляет свой след в виде изменений структуры вещества. Проходя через слой вещества, ионизирующее излучение взаимодействует с электронными оболочками и ядрами атомов вещества. Характер взаимодействия зависит от вида ионизирующего излучения, его энергии, плотности потока, а также от физических и химических свойств

самого вещества. Ядерные реакции с веществом активно происходят при взаимодействии с нейтронным излучением. Для других типов ионизирующих излучений возникновение ядерных реакций маловероятно. Существенно заметное протекание ядерных реакций на ядрах атомов вещества возможно лишь при значительных потоках α - и β -частиц, γ -квантах больших энергий (более 1,02 МэВ) и при наличии в веществе ядер с большими сечениями конкретных ядерных реакций (например, фото-ядерных). В большинстве же случаев энергия ионизирующего излучения расходуется на взаимодействие с электронными оболочками всех атомов вещества.

Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом бывает двух типов: **упругое** и **неупругое**.

Упругое рассеяние частиц – процесс столкновения частиц, в результате которого меняются только их импульсы, а внутреннее состояние остается неизменным.

Неупругое рассеяние частиц – столкновение частиц, приводящее к изменению их внутреннего состояния, превращению в другие частицы или дополнительному рождению новых частиц.

Ионизирующие излучения в виде α - и β -частиц при неупругом взаимодействии с электронными оболочками атомов среды сопровождается потерей энергии ионизирующего излучения на ионизацию и возбуждение атомов среды, т.е. оказывает прямое ионизирующее действие на вещество, в котором распространяется. Взаимодействие β -излучения с электронными оболочками атомов среды называют косвенно ионизирующим излучением.

Количественно ионизирующее действие излучения характеризует **удельная ионизация**. Отметим, что удельная ионизация, создаваемая γ -излучением, в $5 \cdot 10^4$ раз меньше удельной ионизации от α -частиц и 50 раз меньше удельной ионизации от β -частиц такой же энергии. Для количественной характеристики энергии ионизирующего излучения, поглощенной в единице массы облучаемого вещества, введена величина, называемая поглощенной дозой ионизирующего излучения. В зависимости от поглощенной дозы ионизирующего излучения нарушается структура вещества, в частности, степень действия ионизирующего излучения на конструкционные материалы и другие объекты. От характера взаимодействия ионизирующего излучения с конкретным веществом зависит проникающая способность ионизирующего излучения.

При попадании излучения на вещество, часть излучения отражается от вещества (альbedo), а часть рассеивается в самом веществе. В веществе быстрые заряженные частицы взаимодействуют с электронными оболочками и ядрами атомов. В результате взаимодействия с быстрой заряженной частицей электрон получает дополнительную энергию и переходит на один из удаленных от ядра энергетических уровней или совсем покидает атом. В первом случае происходит возбуждение, во втором – ионизация атома. При прохождении вблизи атомного ядра быстрая частица испытывает торможение в его электрическое поле. Торможение заряженных частиц сопровождается испусканием квантов тормозного рентгеновского излучения. Наконец, возможно упругое и неупругое соударение заряженных частиц с атомными ядрами.

Длина пробега частицы зависит от ее заряда, массы, начальной энергии, а также от свойств среды, в которой частица движется. Пробег увеличивается с возрастанием начальной энергии массивные частицы обладают меньшими скоростями, чем легкие. Медленно движущиеся частицы взаимодействуют с атомами более эффективно и быстрее растрачивают имеющуюся у них энергию.

Взаимодействие частиц с веществом зависит от их типа, заряда, массы и энергии. Заряженные частицы ионизируют атомы вещества, взаимодействуя с атомными электронами. Нейтроны и γ -кванты, сталкиваясь с частицами в веществе, передают им свою энергию, вызывая ионизацию за счет вторичных заряженных частиц. В случае γ -квантов основными процессами, приводящими к образованию заряженных частиц являются фотоэффект, эффект Комптона и рождение электрон-позитронных пар. Взаимодействие частиц зависит от таких характеристик вещества как плотность, атомный номер вещества, средний ионизационный потенциал вещества. Каждое взаимодействие приводит к потере энергии частицей и изменению траектории её движения. В случае пучка заряженных частиц с кинетической энергией E проходящих слой вещества их энергия уменьшается по мере прохождения

вещества, разброс энергий увеличивается. Пучок расширяется за счет многократного рассеяния. Между проходящей в среде частицей и частицами вещества (электронами, атомными ядрами) могут происходить различные реакции. Как правило их вероятность заметно меньше, чем вероятность ионизации. Однако реакции важны, в тех случаях, когда взаимодействующая с веществом частица является нейтральной. Например, нейтрино можно зарегистрировать по их взаимодействию с электронами вещества детектора или в результате их взаимодействия с нуклонами ядра. Нейтроны регистрируются по протонам отдачи или по ядерным реакциям, которые они вызывают.

Ионизация и возбуждение - первый результат действия излучения на вещество.

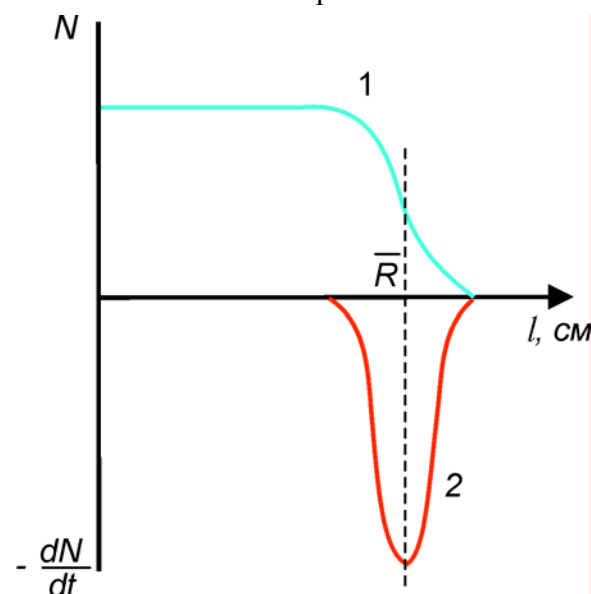
Ионизация – превращение атомов или молекул в положительные ионы в результате отрыва одного или нескольких электронов. Ионизации также могут подвергаться положительные ионы, что приводит к увеличению кратности их заряда. Энергия, необходимая для отрыва электрона, называется энергией ионизации. Ионизация происходит при поглощении электромагнитного излучения (фотоионизация), при нагревании газа (термическая ионизация), при воздействии электрического поля (полевая ионизация), при столкновении частиц с электронами, ионами, атомами (столкновительная ионизация) и др. Нейтральные атомы и молекулы могут в особых случаях присоединять электроны, образуя отрицательные ионы.

Возбужденное состояние квантово-механической системы – неустойчивое состояние с энергией, превышающей энергию основного состояния.

Ионы, выбитые электроны и возбужденные молекулы - вот что в первый момент оставляют на своем пути излучения. Этот первый результат действия излучения на молекулу можно символически записать так: $M \Rightarrow M^+ + e$, $M \Rightarrow M^*$, понимая под M молекулу, электрон которой удален в результате столкновения с частицей излучения; M^+ - ион, получившийся при этом, который называют молекулярным, а M^* - возбужденная молекула, символ \Rightarrow обозначает действие излучения. Время жизни этих первичных продуктов действия излучения на вещество крайне мало - 10^{-12} - 10^{-6} сек и лишь в некоторых случаях несколько больше, однако их существование надежно доказано, а поведение изучается экспериментально.

Рассмотрим только проникающую способность радиоактивного излучения и будем при этом иметь в виду, что энергия радиоактивного излучения при прохождении через вещество расходуется (кроме ядерных реакций) на ионизацию и возбуждение молекул (атомов) этого вещества.

Альфа - излучение характеризуется малой проникающей способностью и сильным ионизирующим действием. α - частицы, обладающие значительно большей массой, при столкновениях с электронами атомных оболочек испытывают очень небольшие отклонения от



своего первоначального направления и движутся почти прямолинейно. Пробеги α - частиц в веществе очень малы. Например, у α - частицы с энергией 4 МэВ длина пробега в воздухе примерно 2,5 см, в воде или в мягких тканях животных и человека – сотые доли миллиметра.

Рис.7 Зависимость числа α -частиц от расстояния до источника. 1 – число α -частиц на расстоянии l ; 2 - $-dN/dl$ – число α - частиц с пробегом l ; R – средний пробег α -частиц.

Численное значение проникающей способности α -излучения соответствует пробегу α - частицы. Пробегом α -частицы называют длину траекторий (трека), по которой двигается частица в веществе с момента входа в вещество до полной стабилизации. Обычно треки α -частиц прямолинейны. Распределение числа α - частиц по

толщине слоя поглощающего газа представлено на **Рис.7**. В результате неоднородности поглощающего энергию α -частиц вещества, не все α -частицы с равной начальной энергией имеют одинаковый пробег, поэтому более точное определение величины пробега α -частиц производится дифференцированием кривой 1, показывающей распределение числа стабилизировавшихся α -частиц по длине пути. Абсцисса максимума дифференциальной кривой 2 дает значение среднего пробега α -частиц в веществе.

Тяжелые заряженные частицы взаимодействуют главным образом с электронами атомных оболочек, вызывая ионизацию атомов. Максимальная энергия, которая может быть передана в одном акте взаимодействия тяжелой частицей, движущейся со скоростью $v \ll c$, неподвижному электрону, равна

$$\Delta E_{\text{макс}} = 2m_e v^2.$$

Проходя через вещество, заряженная частица (α -частица, протон, мюон) совершает десятки тысяч соударений, постепенно теряя энергию. Тормозная способность вещества может быть охарактеризована величиной удельных потерь dE/dx . Удельные ионизационные потери представляют собой отношение энергии ΔE заряженной частицы, теряемой на ионизацию среды при прохождении отрезка Δx , к длине этого отрезка. Удельные потери энергии возрастают с уменьшением энергии частицы (**Рис.8**) и особенно резко перед ее остановкой в веществе (пик Брэгга).

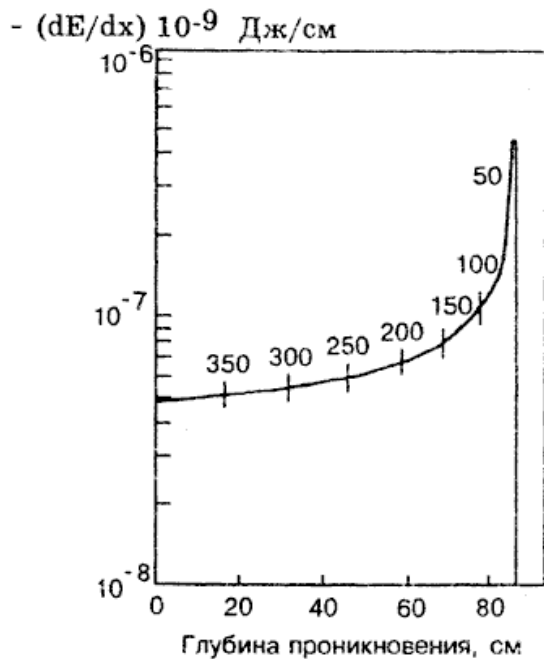


Рис. 8. Зависимость тормозной способности биологической ткани для протонов с начальной энергией 400 МэВ от глубины проникновения протонов в слой вещества. Численные значения над кривой - энергия протона (в МэВ) на различной глубине проникновения. В конце пробега - пик Брэгга.

Удельные потери энергии пропорциональны числу электронов вещества и квадрату заряда частицы теряющей энергию на ионизацию. Удельные потери энергии не зависят от массы m проходящей через вещество частицы (при условии $m \gg m_e$) но существенно зависят от скорости частицы. Например, мюоны гораздо тяжелее электронов,

поэтому при той же энергии они теряют ее медленнее, чем электроны и проходят сквозь большие слои вещества без существенного замедления.

Для определенной среды и частицы с данным зарядом Z величина dE/dx является функцией только кинетической энергии: $dE/dx = \varphi(E)$. Полный пробег частицы, то есть полный путь R , который заряженная частица проходит до остановки и полной потери кинетической энергии :

$$R = \int_0^{E_{\text{макс}}} \frac{dE}{\varphi(E)}$$

Тяжелые заряженные частицы взаимодействуют в основном с атомными электронами и поэтому мало отклоняются от направления своего первоначального движения. Вследствие этого пробег тяжелой частицы R измеряют расстоянием по прямой от источника частиц до точки их остановки. Обычно пробег измеряется в единицах длины (м, см, мкм) или длины, умноженной на плотность (г/см^2).

Прохождение **электронов** через вещество отличается от прохождения тяжелых заряженных частиц. Главная причина - малая масса электрона. Это приводит к относительно большому изменению импульса при каждом столкновении, что вызывает заметное изменение направления движения электрона и как результат - электромагнитное радиационное излучение электронов. **Ионизационные потери** электронов преобладают в области относительно небольших энергий. С ростом энергии электрона E растут **радиационные**

потери. Отношение K удельных радиационных и ионизационных потерь энергии зависят в основном от энергии электрона E и заряда ядер среды Z . Удельные потери электронов с кинетической энергией E складываются из суммы ионизационных и радиационных потерь. Масса электронов значительно меньше массы тяжелых частиц, что сказывается на характере их движения в веществе. При столкновении с атомными электронами и ядрами электроны значительно отклоняются от первоначального направления движения и двигаются по извилистой траектории. Для электронов вводится **эффективный пробег**, определяемый минимальной толщиной вещества, измеряемой в направлении исходной скорости пучка и соответствующей полному поглощению электронов. На **Рис.9б** приведена кривая ослабления моноэнергетических электронов, возникающих при внутренней конверсии γ -излучения. Ослабление моноэнергетических электронов приближенно следует линейному закону. Эффективные пробеги в ($\text{г}/\text{см}^2$) электронов с энергией E (МэВ) в алюминии можно оценить по формулам:

$$R(A1) = 0.4 E^{1.4}, \text{ при } E < 0.8 \text{ МэВ}, R(A1) = 0.54 E - 0.133, \text{ при } E > 0.8 \text{ МэВ}.$$

Эффективный пробег электронов в веществе с зарядом Z и массовым числом A связан с эффективным пробегом в алюминии следующим образом:

$$R(A,Z) = R(A1) * (Z/A)_{Al} / (Z/A).$$

Электроны высоких энергий ($E > 100$ МэВ.) образуют в результате последовательных актов испускания γ -квантов (которые рождают затем электрон - позитронные пары) каскадные ливни.

Каскадный ливень может быть инициирован и γ -квантом высокой энергии.

В зависимости от толщины слоя вещества число электронов в ливне вначале быстро возрастает. По мере развития каскада средняя энергия, приходящаяся на электрон, уменьшается. После того как она уменьшится настолько, что фотоны не смогут рождать электрон - позитронные пары, ливень прекращается. Число частиц в ливне для высокоэнергетичных электронов может достигать 10^6 .

По сравнению с α -излучением, ионизирующее действие β -частиц на единицу длины пройденного пути в веществе (удельная ионизация) меньше, а их проникающая способность, соответственно, больше. (Однако она обычно не очень велика, например, от потока бета - частиц, максимальная энергия которых 2 МэВ, полностью защищает слой алюминия толщиной 3,5 мм).

При прохождении через вещество β -частицы легко рассеиваются в веществе, в связи с чем траектория β -частицы в 1,5 - 4 раза превышает пройденную толщину слоя вещества. Поэтому пробегом β -частиц данной энергии в веществе называют не длину траектории (как для α -частиц), а минимальную толщину поглотителя (вещества) при которой практически полностью задерживаются все электроны начального потока β -частиц. Поскольку β -излучение имеет непрерывный энергетический спектр, то проникающая способность β -частиц характеризуется максимальным пробегом частиц. Максимальный пробег R_{max} соответствует пробегу в данном веществе β -частиц максимальной энергии E_{max} в данном спектре β -излучения.

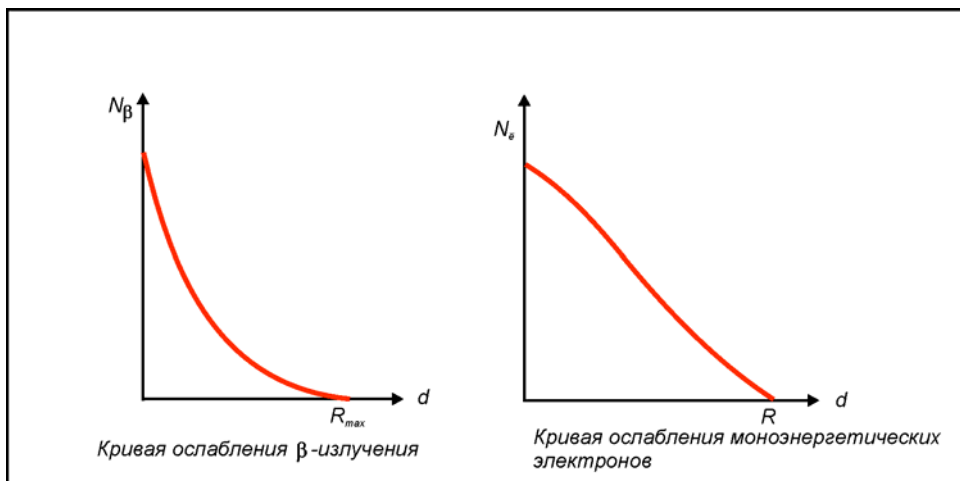


Рис.9
Ослабление пучка β -частиц (а) и электронов (б) при прохождении через вещество.

Суммарный процесс поглощения и рассеяния β -излучения веществом характеризуется величиной

ослабления потока β -излучения. Кривая зависимости числа β -частиц N , проходящих через поглотитель данной толщины от ослабляющего слоя d изображена на **Рис.9а**, для сравнения на **Рис.9б** приведена кривая ослабления моноэнергетических электронов.

Ослабление β -излучения с непрерывным энергетическим спектром описывается сложным законом, представляющим собой суперпозицию, которая возникает при сложении всего множества линейных кривых ослабления, соответствующих моноэнергетическим электронам со всевозможными энергиями от нулевой до максимальной энергии E_{max} данного спектра β -излучения. Однако начальный участок графика ослабления (при толщинах менее $0,3R_{max}$) довольно хорошо описывается экспоненциальной зависимостью:

$$n_l = n_0 * e^{-\mu' l},$$

n_0 - число β -частиц, падающих на вещество - поглотитель; n_l - число β -частиц, прошедших сквозь вещество - поглотитель; l - толщина поглотителя; μ' - линейный коэффициент ослабления, выражаемый в $см^{-1}$.

Линейный коэффициент ослабления μ' зависит от максимальной энергии излучения E_{max} и свойств вещества - поглотителя. При определении энергии β -частиц в первом приближении μ' зависит от числа электронов n_e в единице объема вещества - поглотителя. Последнюю величину n_e легко определить с помощью параметров Z и A , числа Авогадро N_a и плотности вещества ρ , используя соотношение:

$$n_e = N_a \rho Z / A.$$

Считая линейный коэффициент ослабления μ' пропорциональным числу электронов n_e

$$\mu' = K n_e.$$

K - коэффициент пропорциональности,

получаем удобное для теоретического анализа соотношение:

$$\mu' = K N_a \rho Z / A.$$

Поскольку отношение Z/A для различных веществ - поглотителей меняются в достаточно узких пределах (0,5-0,4), практичнее пользоваться вместо линейного коэффициента ослабления μ' массовым коэффициентом ослабления $\mu = \mu' / \rho$ ($см^2/g$).

Численные значения массового коэффициента μ для данного β -излучения мало изменяются, отличаясь при переходе от легкого поглотителя к тяжелому не более чем на 25%. Дополнительное удобство использования массового коэффициента ослабления μ заключается в том, что при экспоненциальной форме закона поглощения $n_l = n_0 * e^{-\mu' l}$, толщину поглотителя l определяют по формуле:

$$d = l \rho$$

в граммах вещества, приходящихся на кв.см. поверхности.

$$n_d = n_0 e^{-\mu d}$$

Используя экспоненциальный закон ослабления $n_l = n_0 * e^{-\mu' l}$, можно вывести зависимость между слоем половинного ослабления $d_{1/2}$ и массовым коэффициентом ослабления μ . Слой половинного ослабления β -излучения $d_{1/2}$ называют толщиной поглотителя, снижающую вдвое количество β -частиц.

$$n_l / n_0 = e^{-\mu' d_{1/2}}$$

Откуда легко определяется слой половинного ослабления β -излучения $d_{1/2}$

$$d_{1/2} = l g 2 / \mu = 0,693 / \mu.$$

Для β -излучения с E_{max} более 0,8 Мэв максимальный пробег R_{max} составляет порядка 7,2 $d_{1/2}$.

В реальных условиях измерений экспоненциальная зависимость для ослабления β -излучения даже при малых, по сравнению с пробегом толщинах поглотителей выполняется с точностью в 10-15%. При толщине поглотителя, превышающей 0,3 R_{max} , экспоненциальная зависимость вообще несправедлива вследствие того, что β -излучение имеет конечный пробег в веществе. При экспериментальном определении пробега β -частиц строят кривую ослабления в полулогарифмических координатах, причем пробегу R_{max} соответствует такая толщина поглотителя d , начиная с которой дальнейшее увеличение d не приводит к спаду регистрируемой радиоактивности I .

γ -излучение обладает высокой проникающей способностью, однако взаимодействие γ -излучения с веществом сложнее, чем при корпускулярном излучении. К потерям энергии γ -

излучения приводят процессы, связанные с фотоэффектом, комптоновским рассеянием электронов в веществе и образованием электрон-позитронных пар. Вклад каждого из процесса в ослабление γ -излучения зависит от энергии γ -квантов ядерного излучения и параметра Z вещества-поглотителя. Общая закономерность заключается в том, что вероятность потери энергии в процессе фотоэффекта и комптоновского рассеяния снижается с ростом энергии γ -излучения, а вероятность образования электрон-позитронных пар растет (начиная с энергии 1,02 МэВ) с повышением энергии γ -кванта. Вероятность потери энергии γ -квантов с ростом параметра Z пропорционально Z - для комптоновского рассеяния, Z^2 - для процессов образования электрон-позитронных пар и Z^4 - для процессов фотоэффекта. Иначе, с ростом параметра Z и энергии γ -излучения будет увеличиваться вероятность процессов в ряду: фотоэффект - комптоновское рассеяние - возникновение электрон-позитронных пар.

При прохождении через вещество γ -кванты взаимодействуют с электронами и ядрами, в результате их интенсивность уменьшается. В области энергий до 10 МэВ наиболее существенными процессами являются фотоэффект, эффект Комптона и образование электрон-позитронных пар.

Фотоэффект – явление, связанное с освобождением электронов твердого тела (или жидкости) под действием электромагнитного излучения. Различают внешний фотоэффект – испускание электронов под действием света (фотоэлектронная эмиссия), γ -излучения и др.; внутренний фотоэффект – увеличение электропроводности полупроводников или диэлектриков под действием света (фотопроводимость); вентильный фотоэффект – возбуждение светом эдс на границе между металлом и полупроводником или между разнородными полупроводниками.

Эффект Комптона – открытое А.Комптоном (1922) упругое рассеяние электромагнитного излучения малых длин волн (рентгеновского и γ -излучения) на свободных электронах, сопровождающийся увеличением длины волны λ . Комптона эффект противоречит классической теории, согласно которой при таком рассеянии λ не должно меняться. Комптона эффект подтвердил правильность квантовых представлений об электромагнитном излучении как о потоке фотонов и может рассматриваться как упругое столкновение двух частиц – фотона и электрона, при котором фотон передает электрону часть своей энергии (и импульса), вследствие чего его частота уменьшается, а λ увеличивается.

Комптона эффект обратный – упругое рассеяние на электронах высокой энергии, приводящее к увеличению энергии (частоты) фотонов (уменьшению длины волны).

Комптоновская длина волны – величина, имеющая размерность длины и указывающая область проявления релятивистских квантовых эффектов. Название связано с тем, что через комптоновскую длину волны электромагнитного излучения при эффекте Комптона. Для частицы массы m комптоновская длина волны $\lambda_0 = h/mc$, где h – постоянная планка, c – скорость света. Для электрона $\lambda_0 = 3,86 \cdot 10^{-11}$ см, для протона $\lambda_0 = 2,10 \cdot 10^{-14}$ см.

При энергии γ -квантов больше 10 МэВ превышает порог фотоядерных реакций и в результате взаимодействия фотонов с ядрами становятся возможны реакции типа (γ, p) , (γ, n) , (γ, α) . Сечения фотоядерных реакций в области энергий до 100 МэВ составляют 1% полного сечения взаимодействия γ -квантов с атомом. Однако фотоядерные реакции необходимо

учитывать в процессах преобразования фотонного излучения в веществе, так как вторичные заряженные частицы, такие как протоны и альфа-частицы, могут создавать высокую плотность ионизации.

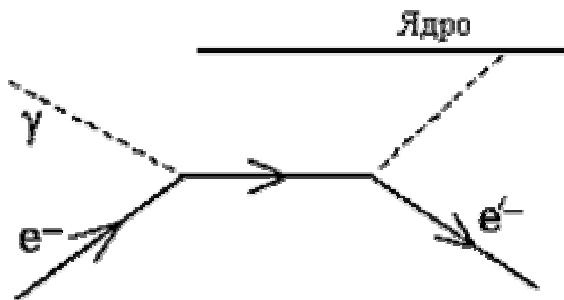


Рис.10 Фотоэффект

Фотоэффект происходит при взаимодействии γ -фотона сравнительно малой энергии с электронами атома. При фотоэффекте фотон поглощается атомом и высвобождается электрон, т.е. вся энергия γ -кванта передается электрону (Рис.10). В результате электрон приобретает кинетическую энергию E_{e^-} , равную энергии фотона E_γ за вычетом энергии связи электрона в атоме, $E_{св}$. После вылета фотоэлектрона в атомной оболочке образуется вакансия. Переход

менее связанных электронов на вакантные уровни сопровождается выделением энергии, которая может передаваться одному из электронов верхних оболочек атома, что приводит к его вылету из атома (эффект Оже).

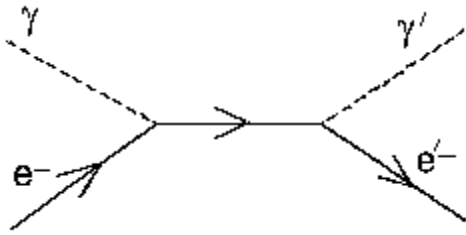


Рис.11 Эффект Комптона

Процесс комптоновского рассеяния заключается в том, что фотон передает лишь часть своей энергии электрону, а вместо первичного γ -кванта появляется рассеянный γ -квант с меньшей энергией (**Рис.86**). В

случае эффекта Комптона, часть энергии γ -кванта преобразуется в кинетическую энергию электронов отдачи, а часть энергии уносит рассеянный фотон. Вероятность рассеяния γ -квантов в случае эффекта Комптона зависит от плотности атомных электронов $n_e \sim Z$. С увеличением энергии число рассеянных γ -квантов уменьшается.

В случае тяжелых ядер комптон-эффект начинает преобладать над фотоэффектом в области энергий $E_\gamma > 2-3$ Мэв. Комптон-эффект слабее зависит от энергии E_γ по сравнению с фотоэффектом. Поэтому им можно пренебречь лишь в области энергий $E_\gamma > 10$ Мэв, где становится существенным эффект образования электрон-позитронных пар.

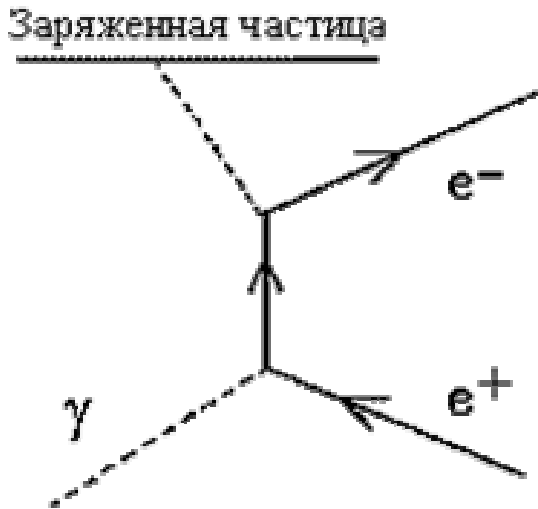


Рис.12 Эффект образования электрон-позитронных пар

В случае образования электрон-позитронных пар баланс энергии имеет следующий вид:

$$E_\gamma = 2m_e c^2 + E_{e^-} + E_{e^+}$$

где E_{e^-} и E_{e^+} кинетические энергии электрона и позитрона.

В случае эффекта образования электрон-позитронных пар энергия первичного фотона преобразуется в кинетическую энергию электрона и позитрона и в энергию аннигиляции $2m_e c^2$. В области энергий $E_\gamma > 10$ Мэв основную

роль в ослаблении пучка γ -квантов играет эффект образования пар. Таким образом, во всех трех процессах взаимодействия первичного фотона с веществом часть энергии преобразуется в кинетические энергии электронов и позитронов, а часть - в энергию вторичного фотонного излучения.

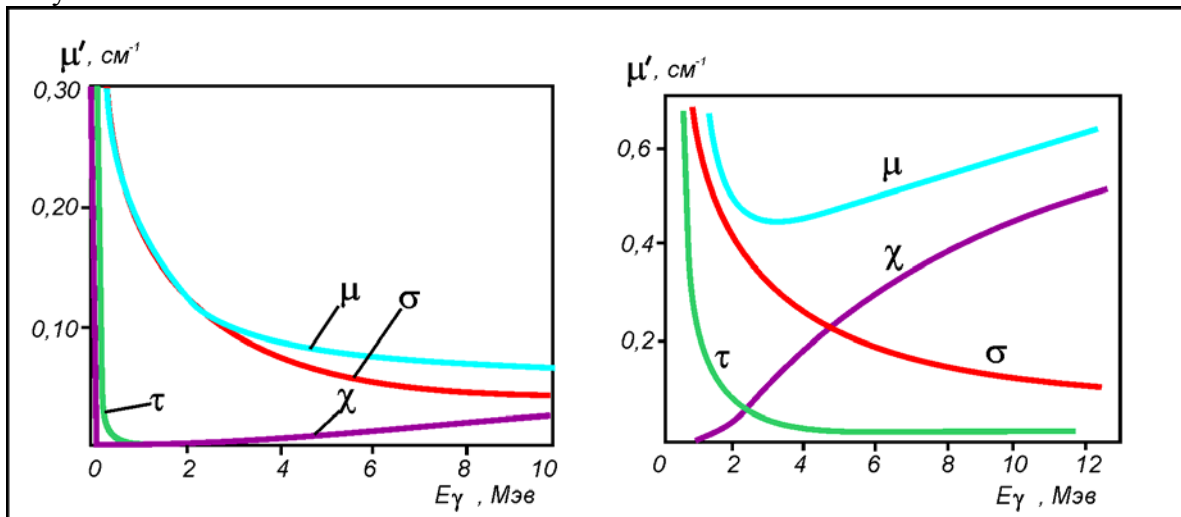


Рис.13 Зависимость коэффициента ослабления γ – излучения в алюминии от энергии γ – лучей.

Рис.14 Зависимость коэффициента ослабления γ -излучения в свинце от энергии излучения.

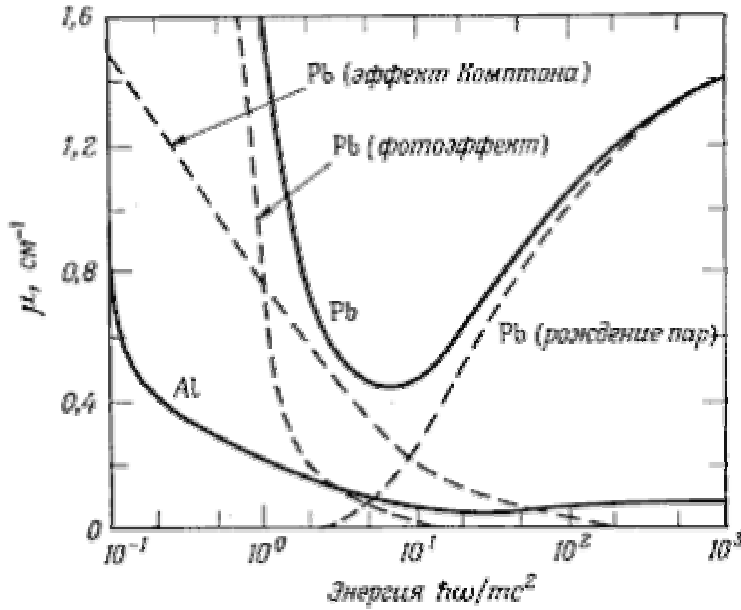


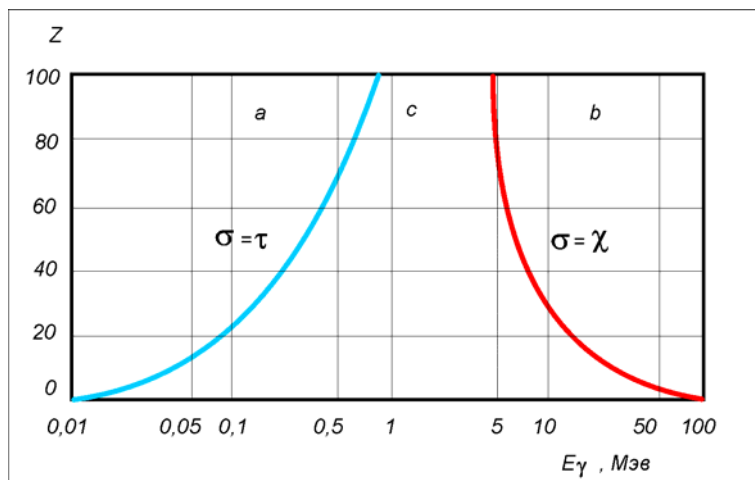
Рис. 15 Зависимость линейных коэффициентов ослабления γ -квантов от их энергии для свинца и алюминия.

Ослабление интенсивности (I) падающего пучка фотонов в зависимости от толщины слоя вещества описывается соотношением:

$$I(x) = I_0 e^{-\mu x},$$

где $\mu = \tau + \varepsilon + \chi$ и τ - линейный коэффициент ослабления в случае фотоэффекта, ε - линейный коэффициент ослабления для комптон эффекта, χ - линейный коэффициент ослабления в случае эффекта образования пар. Число частиц, проходящих через слой вещества толщиной x , убывает экспоненциально, но с увеличением толщины слоя. В случае фотонов нельзя указать определённую длину пробега, но можно указать среднее расстояние, проходимое фотоном в веществе до взаимодействия. Это среднее расстояние называется средней длиной свободного пробега и равно $1/\mu_\gamma$. Проникающую способность γ -лучей характеризуют толщиной слоя половинного ослабления $d_{1/2}$ или связанной с ней величиной коэффициента ослабления:

$$d_{1/2} = 0,693/\mu_\gamma.$$



На **Рис.15** показана зависимость линейных коэффициентов ослабления γ -квантов от их энергии для свинца и алюминия.

Рис.16 Относительная роль трех эффектов поглощения фотонов: а – область преобладания фотоэлектрического эффекта; б – область преобладания комптоновского эффекта; в – область преобладания эффекта образования пар.

Эмпирические данные свидетельствуют, что потеря энергии при прохождении параллельного потока γ -кванта через вещество описывается экспоненциальным законом. Используя обозначения, принятые для описания ослабления γ -излучения, можно представить ослабление γ -излучения в виде

$$n_l = n_0 e^{-\mu' \rho l};$$

$$n_d = n_0 e^{-\mu d}$$

n_0 - число γ -квантов, падающих на вещество-поглотитель; n_l, n_d - число γ -квантов, прошедших сквозь вещество-поглотитель; $l, d = lp$ - толщина поглотителя; μ'_γ - линейный коэффициент ослабления γ -излучения; μ_γ - массовый коэффициент ослабления γ -излучения.

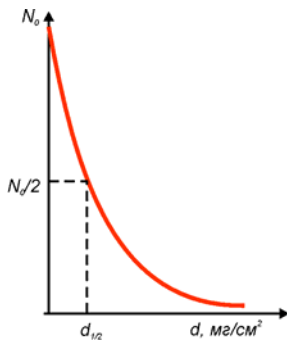
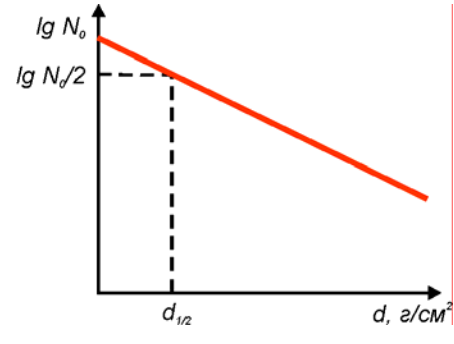


Рис.17а Кривая ослабления γ - излучения в веществе (обычный масштаб).

Рис.17б Кривая ослабления γ -излучения в веществе, построенная в полулогарифмических координатах

Экспоненциальный закон ослабления γ -излучения предполагает отсутствие конечного пробега γ -излучения в веществе-поглотителе.



При теоретическом анализе коэффициент ослабления μ_γ можно представить в виде суммы коэффициентов фотоэлектронного поглощения τ , комптоновского рассеяния σ и образования электрон-позитронных пар χ :

$$\mu_\gamma = \tau + \sigma + \chi.$$

Численные значения τ , σ и χ табулированы: величину μ_γ иногда называют полным коэффициентом ослабления γ -излучения.

В коэффициенте ослабления γ -излучения можно выделить часть, связанную с вероятностью преобразования γ -квантов в кинетическую энергию заряженных частиц μ_e , и часть связанную с вероятностью преобразования γ -квантов во вторичное γ - излучение μ_k :

$$\mu_\gamma = \mu_e + \mu_k.$$

Коэффициент μ_e называют коэффициентом истинного поглощения или коэффициентом электронного преобразования.

На **Рис. 15** показана зависимость коэффициентов τ , σ и χ от энергии γ - излучения. С ростом энергии коэффициент τ резко уменьшается, величина коэффициента σ снижается, но медленнее, чем τ , коэффициент образования пар растет с повышением энергии, начиная с 1,02 Мэв. С ростом атомного номера вещества поглотителя фотоэффект возрастает пропорционально Z^4 , Комптон-эффект – пропорционально Z , эффект образования пар – пропорционально Z^2 . На **Рис.16** показаны области энергии γ -квантов, в которых преобладает тот или иной процесс поглощения фотонов. В точках левой кривой Комптон эффект равен фотоэффекту, в точках правой кривой Комптон эффект равен эффекту образования пар. Таким образом, фотоэлектрическое поглощение оказывается основным процессом уменьшения интенсивности γ - излучения в тяжелых элементах при малой энергии γ -квантов. При прохождении γ -лучей как низких, так и высоких энергий через легкие вещества основным видом взаимодействия будет комптоновское рассеяние. Коэффициент ослабления пар составляет значительную долю в суммарном коэффициенте ослабления для жесткого γ -излучения и тяжелых поглощающих веществ.

Если точечный источник γ -излучения находится в вакууме, то плотность потока γ -излучения I будет меняться с изменением расстояния R до источника по закону:

$$I(R) = I_0 / 4 \pi R^2$$

Если точечный источник γ -излучения помещен в вещество, то на ослабление плотности потока моноэнергетических γ -квантов влияет и взаимодействие с веществом и увеличение расстояния:

$$I(R) = \exp(-\mu R) I_0 / 4 \pi R^2$$

Это соотношение не учитывает вклад в интенсивность рассеянного излучения. Рассеянные γ -кванты после многократных столкновений с электронами могут выйти из вещества. В точку А, расположенную после защитного слоя, попадают как первичные, так и рассеянные γ -кванты. Тогда приведенное соотношение будет иметь вид :

$$I(R) = \exp(-\mu R) B I_0 / R^2$$

Величина B называется фактором накопления. Она обычно измеряется экспериментально.

Пути пробега гамма – квантов и нейтронов в воздухе измеряются сотнями метров, в твердом веществе – десятками сантиметров и даже метрами. Проникающая способность гамма – излучения увеличивается с ростом энергии гамма – квантов и уменьшается с увеличением плотности вещества – поглотителя. В таблице 2 приведены в качестве примера значения толщины слоев воды, бетона и свинца, ослабляющих потоки гамма – излучения различной энергии в десять раз.

Потоки гамма – квантов и нейтронов – наиболее проникающие виды ионизирующих излучений, поэтому при внешнем облучении они представляют для человека наибольшую опасность.

Нейтроны, не имеющие электрического заряда, при движении в веществе не взаимодействуют с электронными оболочками атомов. При столкновениях с атомными ядрами они могут выбивать из них заряженные частицы, которые ионизируют и возбуждают атомы среды.

В связи с отсутствием у нейтронов электрического заряда они проходят в веществе без взаимодействий сравнительно большие расстояния, измеряемые сантиметрами. Эффективные сечения взаимодействия нейтронов с электронами атома малы ($\sigma \approx 10^{-22} \text{ см}^2$) по сравнению с сечением взаимодействия заряженной частицы с атомом ($\sigma \approx 10^{-16} \text{ см}^2$). **Нейтроны** сталкиваются главным образом с ядрами атомов, входящих в состав вещества (**Рис.18**).

Явления, происходящие при взаимодействии нейтронов с ядрами, зависят от кинетической энергии нейтронов. Поэтому обычно нейтроны делят на отдельные энергетические группы - тепловые, медленные и быстрые нейтроны. Границы этих энергетических групп условны (**Табл.3**).

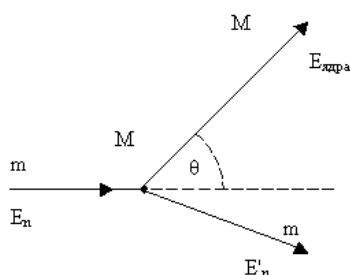


Рис.18 Рассеяние нейтронов на ядрах вещества.

Табл.3 Классификация нейтронов по энергии.

Энергия нейтронов	Типы нейтронов
<0.05 эВ (=580 К)	Тепловые нейтроны
0.05 эВ - 1 кэВ	Медленные нейтроны
> 1 кэВ	Быстрые нейтроны

Быстрые нейтроны передают энергию главным образом в результате прямых столкновений с атомными ядрами. Энергия, переданная от нейтрона ядру ($E_{\text{ядра}}$), зависит от массы ядра и угла рассеяния. В среде из легких ядер нейтроны могут передавать практически всю свою энергию в результате одного столкновения, если столкновение лобовое. Для быстрых нейтронов наиболее важным результатом взаимодействия являются **упругие** (n,n) и **неупругие** (n,n') столкновения с атомными ядрами. В зависимости от типа ядра и энергии налетающего нейтрона величина сечения изменяется в интервале нескольких барн.

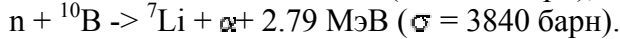
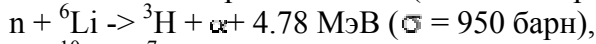
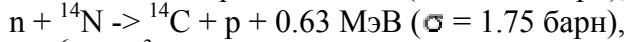
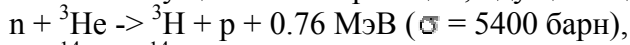
$$E_{\text{ядра}} = \frac{4Mm}{(M+m)} E_n \cos^2 \theta$$

где M , m - масса ядра и масса нейтрона, E_n - начальная энергия нейтрона, θ - угол между первоначальным направлением движения нейтрона и направлением движения ядра отдачи в лабораторной системе координат.

Для медленных нейтронов наблюдаются максимумы в сечении взаимодействия при определенных значениях энергий нейтронов E_n , характерных для данного вещества. Основные процессы - рассеяние и замедление нейтронов до тепловых скоростей. Энергии тепловых нейтронов не превышают энергии связи атомов в водородосодержащих молекулах. Поэтому в случае, если не происходит ядерной реакции, тепловые нейтроны могут вызвать лишь возбуждения колебательных степеней свободы, что приводит к разогреву вещества. Наиболее характерными реакциями при взаимодействии тепловых нейтронов с веществом

являются реакции радиационного захвата (n, γ). При уменьшении энергии нейтронов сечение упругого рассеяния (n, n) остается примерно постоянным на уровне нескольких барн, а сечение (n, γ) растет по закону $1/v$, где v - скорость налетающего нейтрона. Поэтому для очень медленных нейтронов возрастает не только абсолютная, но и относительная роль реакций радиационного захвата.

Наиболее существенные реакции, идущие под действием тепловых нейтронов, следующие:



В области тяжелых ядер начинают проявлять себя реакции деления (n, f).

Ослабление узкого коллимированного пучка нейтронов тонким слоем вещества происходит по экспоненциальному закону:

$$I(x) = I_0 \exp(-N\sigma x)$$

где I_0 и $I(x)$ - значения плотности потока до и после прохождения слоя вещества x , N - число ядер в единице объема вещества, σ - полное сечение взаимодействия нейтронов с веществом. Величина $\Sigma = N\sigma$ имеет размерность обратной длины (см^{-1}) и называется - линейный коэффициент ослабления потока нейтронов в веществе. Величина $\lambda = 1/\Sigma$ имеет размерность длины и называется - длина свободного пробега нейтрона в веществе. Средняя длина пробега по отношению к поглощению λ_a - это расстояние, при прохождении которого плотность потока нейтронов из-за поглощения уменьшается в e раз.

Плотность потока нейтронов $N(R)$ на расстоянии R от точечного источника, испускающего N_0 моноэнергетических нейтронов в единицу времени, определяется соотношением:

$$N(R) = \frac{N_0}{4\pi R^2} e^{-R/\lambda_a}$$

Для защиты от нейтронных источников высокой интенсивности наиболее употребительным материалом в промышленности является бетон. В лабораторных условиях для защиты от быстрых нейтронов обычно используют комбинированную защиту, состоящую из парафина (воды), кадмия (бора) и свинца. В такой защите последовательно происходит замедление быстрых нейтронов (парафин, вода), поглощение нейтронов в результате (n, γ) реакции (кадмий, бор) и ослабление интенсивности образующихся γ -квантов (свинец).

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 9. ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Содержание.

1. КЛАССИФИКАЦИЯ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ	2
2. ПРИРОДНЫЕ ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ	2
3. ТЕХНОГЕННЫЕ ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ	3
3.1 Радионуклиды – источники ионизирующих излучений	5
3.2 Источники α -частиц, протонов и атомов отдачи продуктов деления.	9
3.3 Источники электронов	9
3.3.1 Изотопные источники электронов	9
3.3.2 Ускорители электронов	10
3.4 Источники рентгеновского излучения	11
3.4.1 Рентгеновская трубка	11
3.4.2 Лазер.	14
3.4.3 Ускорители	14
3.4.4 Радионуклидные источники рентгеновского излучения	15
3.5 Источники γ -излучения	16
3.5.1 Изотопные гамма-установки	16
3.5.2 Ускорители – источники тормозного излучения	17
3.6 Портативные источники нейтронов	17
3.6.1 Радионуклидные нейтронные источники	17
3.6.2 Генераторы нейтронов.	19
4. УСКОРИТЕЛИ	19
5. ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ	23
5.1 Реакторы – генераторы постоянных потоков нейтронов и гамма-излучения	24
5.2 Импульсные реакторы	24

В науке и технике радионуклиды нашли применение как источники ионизирующего излучения, энергетические источники (тепла или электроэнергии), источники света, ионизаторы воздуха. Источники излучений применяются в таких приборах, как медицинские гамма-терапевтические аппараты, гамма-дефектоскопы, плотномеры, толщиномеры, серомеры, нейтрализаторы статического электричества, радиоизотопные релейные приборы, измерители зольности угля, сигнализаторы обледенения, дозиметрическая аппаратура со встроенными источниками и т.п.

Изотопный ионизатор - ионизатор, основанный на изотопных источниках, например тритиевый, или никелевый (радиоактивный). Принцип построен на альфа, бета, или гамма излучении, в процессе которого воздух ионизируется. Используется для снятия статического электричества и в медицинских целях (ионотерапия).

Ионотерапия - лечение различных заболеваний при помощи ионизаторов. Как правило лечебные дозы концентрации аэроионов больше рекомендуемых профилактических. Помогает при заболеваниях дыхательных путей, открытых ранах, ожогах, и послеоперационном периоде.

Источниками ионизирующего излучения могут быть космические излучения, природные или техногенные радионуклиды, рентгеновские трубки, ускорители электронов, протонов или тяжелых ионов, ядерные реакторы, плазменные термоядерные установки, гамма-лазеры и др. Техническими источниками ионизирующего излучения являются некоторые медицинские приборы (рентгеновский аппарат, диагностические установки на базе использования радиоизотопов, оборудование для лучевой терапии), ядерные взрывы, атомная энергетика,

геологические приборы для поиска полезных ископаемых, предметы, содержащие радиоактивные вещества. Это - часы со светящимся циферблатом, изготовленные с применением радия (или менее опасными тритием или прометием – 147), антистатические щетки для удаления пыли с пластинок и фотопринадлежностей, действие которых основано на испускании α - частиц; детекторы дыма, принцип действия которых основан на использовании α - излучения, цветные телевизоры, испускающие рентгеновское излучение и другие предметы.

В данной лекции мы рассмотрим естественные и техногенные источники ионизирующего излучения (ИИИ). Основное внимание уделим основным типам промышленных устройств: ускорителям, ядерным реакторам, рентгеновским трубкам, а также ИИИ, основанным на использовании радионуклидов, т.е. источникам, применяемым для решения задач радиационной физики и химии, материаловедения, медицины и утилизации радиоактивных отходов.

1. КЛАССИФИКАЦИЯ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Источником ионизирующего излучения может быть космический объект, земной объект, содержащий радиоактивный материал, или техническое устройство, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение.

Источник ионизирующего излучения, ИИИ - объект, содержащий радиоактивный материал или техническое устройство, испускающее или способное в определенных условиях испускать ионизирующее излучение.

В зависимости от происхождения, ИИИ бывают естественные (космические лучи, гамма-излучение от земных пород, продукты распада радона и тория в воздухе и другие природные радионуклиды, присутствующие в окружающей среде) и искусственные (рентгеновское излучение, применяемое в медицине, радиоактивные осадки при использовании ядерного оружия, выбросы радионуклидов с отходами атомной станции в окружающую среду, а также гамма-излучение, используемое в промышленности).

2. ПРИРОДНЫЕ ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Основную часть облучения население Земли получает от **естественных источников** радиации. Это природные радионуклиды, содержащиеся в земной коре, строительных материалах, воздухе, пище и воде, а также космические лучи. В среднем они определяют 80% годовой эффективной дозы, получаемой людьми, в основном вследствие внутреннего облучения. Уровни естественного излучения варьируют в довольно широких пределах, в среднем составляя около 2,4 мЗв в год. Наблюдение за населением отдельных регионов Земли с уровнем естественного фона во много раз превышающем средние значения, не обнаружили каких-либо неблагоприятных влияний на здоровье живущих там людей.

Наиболее вероятные источники галактических **космических лучей** – вспышки сверхновых звезд и образующиеся при этом пульсары. Космические лучи – уникальный естественный источник частиц сверхвысоких энергий, позволяющий изучать процессы взаимодействия элементарных частиц и их структуру.

Многие небесные тела (например, солнечная корона, Луна, поверхность которой бомбардируют частицы высокой энергии, испущенные Солнцем) являются естественными источниками рентгеновского излучения.

Основные радиоактивные изотопы, встречающиеся в горных породах Земли, – это калий-40, рубидий-87 и члены двух радиоактивных семейств, берущих начало соответственно от урана-238 и тория-232 — долгоживущих изотопов, входивших в состав Земли с самого ее рождения. Значение радиоактивного изотопа калий-40 особенно велико для обитателей почвы — микрофлоры, корней растений, почвенной фауны. Соответственно заметно его участие во внутреннем облучении организма, его органов и тканей, поскольку калий является незаменимым элементом, участвующим в ряде метаболических процессов.

Уровни земной радиации неодинаковы, поскольку зависят от концентрации радиоактивных изотопов на конкретном участке земной коры. В среднем дозы от земной радиации составляют от 0,3 до 0,6 мЗв в год. Однако, на Земле имеются области, где уровень радиации в сотни раз превосходит средний (до 250 мЗв в год в некоторых районах Бразилии). Заметная часть эффективной дозы облучения, которую человек получает от естественных источников радиации, формируется от радиоактивных веществ, проходящих через сложную систему биологических цепочек. Радионуклиды, образующиеся под действием космического излучения, составляют незначительную (20%) часть общего поступления. Большая часть поступления связана с радионуклидами ряда урана и тория, которые содержатся в почве.

Радон — инертный газ, попадающий в атмосферу из почв, скальных пород и строительных материалов. Средняя концентрация радона на уровне земли вне помещений составляет 8 Бк/м³. Содержание радона в помещениях в несколько раз выше, чем на открытой местности. Радон вместе со своими дочерними продуктами радиоактивного распада ответственен за 75% годовой индивидуальной эффективной дозы облучения, получаемой от земных источников радиации. Оценка полной среднегодовой эффективной дозы составляет 1,2 мЗв. Накопление радона, поступающего в помещения, зависит от скорости воздухообмена. Основным механизмом облучения — поступление с вдыхаемым воздухом внутри помещений. Из-за относительно низкого уровня воздухообмена внутри зданий концентрация радона там выше, чем на открытом воздухе. Терапевтический эффект лечения радоном на бальнеологических курортах доказан на обширном контингенте больных различного профиля.

С природной радиацией связано некоторые виды деятельности человека:

Использование ископаемых видов топлива. Уголь содержит незначительное количество природных радионуклидов, которые после его сжигания концентрируются в зольной пыли и поступают в окружающую среду с выбросами, несмотря на совершенствование систем очистки.

Использование фосфатов. Добыча фосфатов, которые используются главным образом для производства удобрений, ведется во многих местах. Большинство разрабатываемых в настоящее время месторождений содержит уран. В процессе добычи и переработки выделяется радон, да и сами удобрения содержат радионуклиды, проникающие в почву и далее в биологические цепочки.

Использование термальных водоемов. Некоторые страны эксплуатируют подземные ресурсы пара и горячей воды для производства электроэнергии и теплоснабжения. При этом происходит значительное поступление радона в окружающую среду. Вклад этого источника радиации может возрасти, поскольку энергетические ресурсы этого вида весьма велики.

Полная эффективная доза, обусловленная естественными источниками радиации составляет, в среднем по Земле, **около 2,4 мЗв в год.**

В дополнение к природным существуют искусственные источники радиации, связанные с возрастающим использованием ядерных технологии в медицине, промышленности, энергетике. Индивидуальные дозы, получаемые людьми от техногенных источников, различаются, хотя, в большинстве случаев, невелики. Основной вклад в дозу излучения от техногенных источников вносят медицинские процедуры и методы лечения, связанные с применением радиации.

3. ТЕХНОГЕННЫЕ ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Источник ядерного излучения - радиоактивное вещество или устройство, в котором осуществляются радиоактивный распад или ядерные реакции.

Техногенные источники ионизирующего излучения - разнообразные технические устройства и комплексы различного назначения, в которых воплощаются современные достижения в развитии ядерных технологий.

Под радиоактивным источником подразумевают любое количество радиоактивного материала, которое предназначено для использования в качестве источника ионизирующего

излучения. Различают калибровочные, контрольные и промышленные источники ИИ. В данной лекции нас будут интересовать промышленные ИИИ.

Калибровочный ИИИ - источник ионизирующего излучения, используемый для калибровки измерительных приборов.

Контрольный ИИИ - источник ионизирующего излучения, используемый для проверки правильности работы измерительных приборов; помещённый на заданном расстоянии от детектора этот источник обеспечивает стабильное и повторяющееся показание прибора.

Промышленный ИИИ - Установка для облучения различных материалов ионизирующими излучениями с помощью источников с высокой радиоактивностью.

Источники ионизирующего излучения бывают внешними и внутренними. Внешний источник находится вне облучаемого объекта. К таким источникам относятся рентгеновские аппараты, препараты радиоактивных изотопов, ускорители, реакторы и др. К внутреннему источнику излучения относятся, например, радиоактивные вещества, попадающие внутрь организма и остающиеся в нём; используются для целей радиотерапии и диагностики.

Под герметичным ИИИ понимают радиоактивный источник излучений в герметичном контейнере или оболочке, которые должны быть достаточно прочными, чтобы исключить контакт персонала с радиоактивным материалом или его рассеивание в условиях эксплуатации или износа, на которые они рассчитаны.

Кроме того, различают открытый и закрытый источники ионизирующего излучения.

Закрытый ИИИ - радионуклидный источник излучения, в котором радиоактивный материал заключён в оболочку (ампулу или защитное покрытие), предотвращающую контакт персонала с радиоактивным материалом и его поступление в окружающую среду свыше допустимых уровней в условиях применения и износа, на которые он рассчитан.

Открытый ИИИ - радионуклидный источник излучения, при использовании которого возможно поступление содержащихся в нём радиоактивных веществ в окружающую среду.

Современные ядерно-технические установки обычно представляют собой сложные источники излучений. Например, источниками излучений действующего ядерного реактора, кроме активной зоны, являются система охлаждения, конструкционные материалы, оборудование и др. Поле излучения таких реальных сложных источников обычно представляется как суперпозиция полей излучения отдельных, более элементарных источников.

Любой источник излучения характеризуется:

1. Видом излучения – основное внимание уделяется наиболее часто встречающимся на практике источникам γ -излучения, нейтронов, β^- , β^{+-} , α -частиц.
2. Геометрией источника (формой и размерами) – геометрически источники могут быть точечными и протяженными. Протяженные источники представляют суперпозицию точечных источников и могут быть линейными, поверхностными или объемными с ограниченными, полубесконечными или бесконечными размерами.
3. Мощностью и ее распределением по источнику.
4. Энергетическим составом – энергетический спектр источников может быть моноэнергетическим (испускаются частицы одной фиксированной энергии), дискретным (испускаются моноэнергетические частицы нескольких энергий) или непрерывным (испускаются частицы разных энергий в пределах некоторого энергетического диапазона).
5. Угловым распределением излучения – среди многообразия угловых распределений излучений источников для решения большинства практических задач достаточно рассматривать следующие: изотропное, косинусоидальное, мононаправленное.

Загрязнение биосферы искусственными радионуклидами связано с эксплуатацией предприятий ядерного топливного цикла, с испытаниями ядерного оружия и других объектов, использующих источники ИИ. Ведущую роль играют объекты и предприятия ядерного топливного цикла, составляющие производственную основу ядерной энергетики.

ИИИ, вызванным к жизни деятельностью человека являются глобальные эффекты ядерных испытаний. Во второй половине 20-го века в атмосфере было проведено 543 испытания

ядерного оружия. В конце 20-го века событием, повлекшим за собой выпадением радиоактивных осадков, явилась авария на Чернобыльской атомной станции в 1986 году, хотя ее вклад в общую картину глобальных выпадений невелик.

Важными ИИИ являются ядерная энергетика и промышленность. Преимущества, представляемые ядерными технологиями, предопределили их широкое внедрение в медицину, а также в хозяйственную и техническую деятельность. Предприятия ядерной промышленности и энергетике размещены на территории многих стран и создают источник техногенного облучения. Радиоактивные выбросы атомных станций и предприятий ядерной промышленности регулируются жесткими нормативами, и поэтому практически не изменяют природный фон и содержание радионуклидов в окружающей среде. Это справедливо для нормально работающих ядерных установок. Конечно, радиационное воздействие значительно повышается в аварийных ситуациях. Аварии существенно различаются по объему радиоактивных выбросов, тяжести последствий их воздействия и размерам территорий, подвергшихся загрязнению.

3.1 Радионуклиды – источники ионизирующих излучений

Альфа-излучатели. Интенсивными источниками α -излучения являются некоторые радионуклиды с большим атомным весом (самарий-146, гадолиний-148, 150, полоний-210, радий-226, актиний-227, протактиний-231, нептуний-237), большинство изотопов тория (Th-228,-229,-230,-232), урана (U-232,-233,-234,-235,-236,-238), плутония (Pu-238,-239,-240,-241,-242), америция (Am-241,-243), кюрия (Cm-242,-243,-244,-245,-246), берклия (Bk-247) и калифорния (Cf-249,-250,-251,-252). При этом часть этих радионуклидов (самарий-146, гадолиний-148, 150, полоний-210, протактиний-231, плутоний-239,-240, нептуний-237) являются практически чистыми альфа-излучателями. Некоторые радионуклиды, кроме того, являются достаточно интенсивными источниками гамма-излучения сами или за счет дочерних нуклидов соответствующих рядов (радий-226, торий-232, уран-238). Большинство трансурановых радионуклидов являются к тому же и источниками нейтронов за счет спонтанного деления. Из-за очень малой проникающей способности альфа-излучение не представляет никакой опасности при внешнем облучении, т.к. не может проникнуть даже через поверхностный слой кожи. Но при попадании внутрь организма через органы дыхания или пищеварения оно может вызвать сильное повреждение живых клеток, т.к. в связи с высокой ионизирующей способностью при равной дозе облучения оказывает в 20 раз большее, чем гамма-излучение, вредное воздействие на живые клетки.

Бета-излучатели. Очень многие радионуклиды являются β -излучателями (тритий, бериллий-10, углерод-14, натрий-24, фосфор-32, сера-35, хлор-36, калий-40, кальций-45, железо-59, никель-63, медь-64, цинк-65, галлий-72, мышьяк-74,-76,-77, рутений-86, стронций-89,-90, иттрий-90,-91, цирконий-95, ниобий-95, молибден-99, технеций-99, рутений-103,-106, родий-106, палладий-109, серебро-110m,-111, кадмий-115,-115m, индий-114, сурьма-124,-125, йод-129,-131, цезий-134,-137, барий-140, лантан-140, церий-141,-144, празеодим-143, неодим-147, прометий-147, самарий-151, тербий-160, тантал-182, вольфрам-185, осмий-191, иридий-192, ртуть-203, таллий-204 и т.д.). Некоторые из них практически чистые β -излучатели (тритий, бериллий-10, углерод-14, фосфор-32, сера-35, хлор-36, кальций-45, никель-63, стронций-89,-90, иттрий-90, рутений-106, йод-129, прометий-147, самарий-151, тербий-160, тантал-182, вольфрам-185, осмий-191, ртуть-203, таллий-204 и др.). Остальные являются еще и γ -излучателями. Из-за слабой проникающей способности внешнее β -излучение может поражать только кожные покровы и глаза человека. Особую опасность представляют β -излучающие радионуклиды при попадании внутрь организма человека через органы дыхания и пищеварения. Поэтому при работе с ними следует использовать специальные защитные средства.

Гамма-излучатели. γ -излучение представляет собой жесткое электромагнитное излучение. Оно является сильно проникающим и представляет опасность как при внешнем, так и при внутреннем облучении. Гамма-излучающими является абсолютное большинство радионуклидов. Из наиболее

часто применяемых в промышленности следует отметить кобальт-60, церий-144, цезий-134,-137, иридий-192, селен-75, сурьму-124, европий-152,-154, тулий-170, радий-226. В приложении 4 приведены перечень наиболее часто перевозимых радионуклидов и характеристики испускаемого ими гамма-излучения.

Излучатели нейтронов. Нейтроны излучаются трансурановыми радионуклидами при спонтанном (самопроизвольном) делении. К наиболее интенсивным источникам нейтронов относятся: плутоний-238, -240, -242, -244, кюрий-242,-244,-246,-248, калифорний-250,-252,-254. Источником нейтронов является и отработавшее ядерное топливо, в котором накапливаются трансурановые элементы. Испускать нейтроны могут и радиоактивные материалы, содержащие в своем составе смесь интенсивных альфа-излучателей с легкими элементами, на которых может идти (α , n)-реакция, а также (γ , n)- реакция. Наибольшие сечения этой реакции имеют бериллий, дейтерий и бор. Нейтронное излучение может оказывать сильное воздействие на организм человека как из-за своей значительной проникающей способности, так и вследствие того, что при равной дозе облучения нейтроны оказывают в 6-10 раз большее биологическое воздействие на организм человека, чем γ -кванты.

Табл. 1 Характеристика радиоактивных, излучений радионуклидов

Радионуклид	Период полураспада	Энергия излучения, кэв			n/
			*		
Тритий	12,26 года	--	0,0057	--	--
Железо-55	2,74 года	--	--	x	--
Кобальт-57	270 сут	--	--	122,137	--
Кобальт-60	5,272 года	--	97	1173,1332	--
Селен-75	120,4 сут	--	--	66- 400	--
Криптон-85	10,73 года	--	251	514	--
Стронций-90	28,7 года	--	196	--	--
Иттрий-90	64,26 часа	--	928	511	--
Рутений-106	367 сут	--	10,4	--	--
Родий-106	29,9 с	--	1415	280 - 3036	--
Кадмий-109	459 сут	--	--	88	--
Олово-119м	290 сут	--	--	23; 65	--
Цезий-134	2,062 года	--	157	242 - 1365	--
Цезий-137	30,16 года	--	179	662	--
Церий-144	284,4 сут	--	78,1	40- 133	--
Празеодим-144	17,28 мин	--	1215	696 - 2185	--
Прометий-147	2,623 года	--	62	121,197	--
Европий-152	13,6 года	--	302	121 - 1528	--
Гадолиний-153	241 сут	--	--	97,4;103,2	--
Тулий-170	128,6 сут	--	315	78,6; 84,3	--
Иридий-192	74,08 сут	--	180	133 - 1060	--
Уран-233	$1,59 \times 10^{+5}$ лет	4800	--	29 - 320	$1,3 \times 10^{-12}$
Уран-234	$2,45 \times 10^{+5}$ лет	4750	--	53	$1,7 \times 10^{-11}$
Уран-235	$7,04 \times 10^{+8}$ лет	4400	--	143 - 204	$7,2 \times 10^{-11}$
Уран-238	$4,47 \times 10^{+9}$ лет	4180	--	--	$5,4 \times 10^{-7}$
Плутоний-236	2,85 года	5735	--	47 - 640	--
Плутоний-238	87,7 года	5486	--	43	$1,84 \times 10^{-9}$
Плутоний-239	24080 лет	5148	--	51,6	$4,4 \times 10^{-12}$

Плутоний-240	6540 лет	5156	--	45,2	$5,7 \times 10^{-8}$
Плутоний-241	14,6 года	4893	21	44 - 148	--
Плутоний-242	375000 лет	4890	--	45	$5,5 \times 10^{-6}$
Калифорний-252	2,64 года	6110	--	--	$3,1 \times 10^{-2}$
Америций-241	432,3 года	5480	--	26 - 721	--
Молибден-99	66 часов	--	380	140 - 961	--
Технеций-99m	6 часов	--	347	140 - 961	--
Углерод-14	5713 лет	--	49,44	--	--
Фосфор-32	14,3 сут	--	695	--	--
Фосфор-33	25,4 сут	--	77	--	--
Йод-125	60 сут	--	--	35,5	--
Йод-131	8 сут	--	181	361	--
Радий-226	1608 лет	4784	--	85,5; 186	--
Радон-222	3,8 сут	4987	--	510	--

* - средняя энергия бета-спектра; n/ - выход нейтронов на один –распад.

Как правило, делящиеся материалы выделяют в отдельный класс (особенно при соблюдении правил транспортировки). Приведём некоторые характеристики этих материалов.

Необлученное («свежее») ядерное топливо - слабо радиоактивное вещество, содержит оксиды урана (UO_2) в виде порошка, таблеток, брикетов, гранул темно-серого или черного цвета, не горючее. Токсичный химический продукт, опасен при попадании на кожные покровы и внутрь через органы дыхания. Топливо размещают в металлических изделиях (сборках) серебристо-белого цвета трубчатой конструкции шестигранного, круглого, треугольного и квадратного сечения, а также в виде небольших цилиндрических блоков. Неповрежденные сборки не представляют непосредственной опасности для человека.

Облученное ядерное топливо. Извлеченное из реактора отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) - отдельные тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы) или сборки, содержат оксиды урана (UO_2 и др.), плутония (PuO_2 и др.) и другие трансураниевые нуклиды - продукты деления урана-235, образовавшиеся в результате облучения исходного топлива в реакторе. Оксиды - устойчивые соединения в виде таблеток темно-коричневого, черного цвета, нерастворимы в воде, температура плавления оксидов свыше $2000^\circ C$. ОЯТ имеет высокую альфа- и бета- активность, интенсивное проникающее нейтронное и гамма-излучение.

Гексафторид урана (UF_6) - кристаллическое, химически активное вещество бледно-желтого цвета, плотность 5 г/см^3 при $20^\circ C$, температура плавления $64^\circ C$ при давлении паров 0,1 МПа ($1 \text{ кгс/см}^2 = 1 \text{ атм.}$). При плавлении образуется прозрачная бесцветная жидкость плотностью $3,7 \text{ г/см}^3$. При температуре $0^\circ C$ практически не испаряется, при комнатной температуре давление пара составляет 1,4 кПа, при $95^\circ C$ - около 0,4 МПа. Пары ядовиты. На воздухе гексафторид урана гидролизуеться с образованием облака радиоактивных аэрозолей тяжелей воздуха, состоящих из частиц уранилфторида и фтористого водорода (не горючие), хорошо растворим в воде с образованием уранилфторида и плавиковой кислоты. Активно взаимодействует с маслами, спиртами, эфирами и другими органическими соединениями с образованием зеленой соли, тетрафторида урана белого цвета, уранилфторида и инертных фторуглеродов.

Оксиды урана - при обычных условиях устойчивые соединения, нерастворимы в воде. Плотность порошка - до $2,5 \text{ г/см}^3$, таблеток - до 11 г/см^3 , температура плавления - свыше $2000^\circ C$. Диоксид урана (UO_2) - порошок или таблетки черного или темно-коричневого цвета, закись-окись урана (U_3O_8) - порошок от темно-коричневого до черного цвета с содержанием урана до 84%, трехокись урана (UO_3) - желтый порошок.

Диоксид плутония (PuO_2) - мелкокристаллический порошок темного или темно-зеленого цвета. Температура плавления - $2240^\circ C$. Нерастворим в воде и минеральных кислотах. Диоксид

плутония - ядерноопасный делящийся материал. Минимальное значение критической массы для смеси диоксида плутония и воды - 500 г.

Плав уранилнитрата ($(\text{UO}_2(\text{NO}_3) \cdot 6\text{H}_2\text{O})$) - стекловидная масса яркого зеленовато-желтого цвета плотностью $2,8 \text{ г/см}^3$. Плав хорошо растворим в воде, нелетуч, на воздухе не окисляется. В нормальных условиях медленно разлагается с выделением воды и оксидов азота, что приводит к появлению неприятного запаха вследствие образования азотной кислоты. Оксиды азота - вредные химические вещества. Плав уранилнитрата при температуре около 60 Град С переходит в жидкое состояние. При воздействии огня и высокой температуры плав разлагается до оксидов урана с выделением оксидов азота и кислорода.

Плав уранилнитрата и продукты его разложения хорошо растворимы в органических соединениях, содержащих кислоту (спирты, кетоны, эфиры).

Тетрафторид урана (UF_4) - твердое кристаллическое вещество зеленого цвета плотностью до $2,5 \text{ г/см}^3$, температура плавления 960°C , гигроскопичен, слабо растворим в воде - до концентрации $0,1 \text{ г/л}$. В сухом воздухе устойчив при температуре до 200°C , при температуре выше 200°C разлагается с образованием закиси-окиси урана и летучего оксифторида. Пары воды взаимодействуют с тетрафторидом урана с образованием диоксида урана и газообразного фтористого водорода (ядовитое химическое вещество).

Уран металлический (U) - плотный (до $18,7 \text{ г/см}^3$) серебристый металл, после нескольких часов пребывания на воздухе покрывается цветами побежалости. Температура плавления - 1132°C . При механическом ударе искрит, пирофорный. На воздухе компактноуложенный металлический уран медленно окисляется до закиси-окиси, а при температуре $700 \dots 1000^\circ\text{C}$ достигает полного окисления в течение часа. Продукты окисления представляют собой мелкодисперсные порошки. Уран хорошо растворяется в соляной и азотной кислотах, реагирует с водой и водяным паром. Свойства сплавов урана близки к свойствам металлического урана.

Плутоний металлический (Pu) - серебристого цвета, на воздухе окраска переходит в цвета побежалости, при длительном нахождении на воздухе - в тускло черный, коричневый или зеленый цвет вследствие образования рыхлого оксидного покрытия. Плотность до $19,7 \text{ г/см}^3$ температура плавления - 670°C . Ядерноопасный делящийся материал. Продукты коррозии плутония - мелкодисперсные порошки, пирофорные, окисляются на воздухе, при 300°C могут самовоспламеняться. Плутоний металлический легко растворяется в кислотах, с щелочами не реагирует. Свойства сплавов плутония близки к свойствам металлического плутония.

Смеси диоксидов урана и плутония. Диоксиды урана (UO_2) и плутония (PuO_2) - таблетки (плотность до 11 г/см^3) черного или темно-коричневого цвета. При обычных условиях устойчивые соединения, твердые растворы смеси диоксидов растворяются в сильных кислотах, в воде нерастворимы. Температура плавления - свыше 2000°C . При хранении в плутонии накапливается америций-241, характеризуется высокой α -активностью и токсичностью.

Перечислим радионуклиды, используемые в различных устройствах в качестве ИИИ.

Радиационные приборы и устройства: цезий-137, кобальт-60, селен-75, иридий-192. Как правило, транспортируются без источника γ -излучения.

Генераторы радионуклидов для медицинской и другой техники: молибден-99 + технеций-99m, радий-226 + радон-222.

Радиоизотопные энергетические устройства: стронций-90, иттрий-90, плутоний-238.

Радиационные терапевтические аппараты: цезий-137, кобальт-60.

Радиационно-технологические установки с радионуклидными источниками гамма-излучения: цезий-137, кобальт-60.

Радиоизотопные приборы (релейные, толщиномеры, уровнемеры, плотномеры и др.): цезий-137, кобальт-60, криптон-85, стронций-90, иттрий-90

Упаковочные комплекты транспортные, содержащие в качестве защиты обеднённый уран: природный и обеднённый уран.

Закрытые радионуклидные источники ионизирующего излучения: кобальт-60, цезий-137, америций-241, иридий-192, стронций-90+иттрий-90 и др.

Радионуклидные источники тепла: стронций-90, плутоний-238.

Радионуклидные источники света: тритий, прометий-147, криптон-85.

Образцовые источники и другие изделия метрологического назначения: америций-241, кобальт-60, цезий-137, кадмий-109, европий-152 и др.

Соединения и изделия с радиоактивными нуклидами: йод-131, йод-125, технеций - 99m и др.

3.2 Источники α -частиц, протонов и атомов отдачи продуктов деления.

Обычно источником α - частиц является слой какого-либо нелетучего и долгоживущего α -излучающего элемента, отложенный на металлическую подложку (в нейтрализаторах статического электричества применяются эмалевые источники α -излучения). Промышленность выпускает источники альфа-излучения на основе таких радионуклидов, как америций-241, америций-243, кюрий-244, уран-234, плутоний-238, плутоний-239, Кюрий-244 и др.

Чистые альфа-излучатели (например, полоний-210) являются великолепными источниками энергии. Удельная мощность излучателя на базе ^{210}Po (период полураспада 138 дней) составляет более 1200 Ватт на кубический сантиметр. Полоний-210 послужил в качестве обогревателя советского «Лунохода-2», поддерживая температурные условия, необходимые для работы научной аппаратуры. В качестве источников энергии (а в паре с бериллием – и нейтронов), полоний-210 широко задействован в качестве источников питания удалённых маяков. Применяется он также для удаления статического электричества на текстильных фабриках, и ионизации воздуха для лучшего горения топлива в мартеновских печах, и даже для удаления пыли с фотоплёнок. Полоний-бериллиевые источники нейтронов применялись в первых атомных зарядах.

Для моделирования одновременного воздействия α -частиц и тяжелых заряженных частиц космического пространства на конструкционные материалы ракетных материалов и компоненты радиоэлектроники может использоваться изотопная установка α -частиц и осколков деления «Калифорний–252» на базе изотопа ^{252}Cf (период полураспада 2,2 года).

Табл.2 Параметры изотопной установки «Калифорний–252».

Изотоп излучателя	^{252}Cf
Активность	$4 \cdot 10^4$ Бк
Энергия осколков деления	спектр от 40 до 130 МэВ
Давление в рабочей камере	от 1 до 10^5 Па

На базе америция 241 (период полураспада 458 лет) выпускаются источники α -излучения АИА активностью $3 \cdot 10^4$ Бк

Выпускаются и низкоактивные источники, используемые в качестве эталонов альфа-излучения для калибровки радиометров и прочей дозиметрической или измерительной аппаратуры. Например, в России образцовые источники α -излучения изготавливаются на базе изотопов уран-234 и 238, плутоний-239.

Источником пучка ионов гелия, протонов или тяжелых ионов может быть ускоритель, например, циклотрон.

Циклотрон – ускоритель протонов (или ионов), в котором частота ускоряющего электрического поля и магнитное поле постоянны во времени. Частицы движутся в циклотроне по плоской развертывающейся спирали. Максимальная энергия ускоренных протонов 20 МэВ, в изохронном циклотроне до 1 ГэВ.

3.3 Источники электронов

3.3.1 Изотопные источники электронов

Источниками β -частиц являются соли β -излучающих радионуклидов. Источники бета-частиц выпускаются на базе таких изотопов, как тритий (^3H), Железо-55, никель-63, криптон-85,

стронций-90+ иттрий-90, Рутений-106+Родий-106, Церий-144+Празеодим-144, прометий-147 Таллий-204, Плутоний-238 и др.

Например, источник на базе ^{85}Kr (период полураспада: 10.73 года, энергия электронов: $E_{\beta}^{\text{max}}=687$ кэВ $E_{\beta}^{\text{CP}}=251$ кэВ (100%)) конструктивно представляет собой цилиндрическую капсулу из сплава титана или нержавеющей стали, имеющую выходное окно для β -излучения, выполненное из такого же материала (0.04 мм для сплавов титана и 0.025 мм для нержавеющей стали), заполненную газообразным радионуклидом Криптон-85. Источник герметизирован аргоно-дуговой или лазерной сваркой. Источники бывают дисковыми и точечными. Активность варьируется от 0,3 до 20 ГБк.

Примером изотопной установки электронного излучения, работающей на смеси изотопов ^{90}Sr - ^{90}Y является «СИРИУС-3200».

Табл.3 Параметры изотопной установки электронного излучения «СИРИУС-3200»

Изотоп излучателя	$^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$
Активность изотопа	3200 Ки
Энергии электронов	спектр 0...2 МэВ
Плотности потоков электронов	$(5 \cdot 10^6 \dots 6 \cdot 10^8)$ электр·см $^{-2}$ ·с $^{-1}$

3.3.2 Ускорители электронов

Более мощными источниками электронов являются ускорители. В отличие от изотопных источников бета-излучения, дающих непрерывный спектр электронов, ускорители дают пучок электронов строго фиксированной энергии, причём и поток и энергия электронов могут варьироваться в широких интервалах. В настоящее время в промышленности и технологических центрах всего мира используется 1100 ускорителей с энергией электронов (0.4-5) МэВ и мощностью (10-200 кВт). Более 70% всех ускорителей во всем мире применяются для радиационно-химических технологий,

используемых при производстве кабельной продукции с термостойкой изоляцией, полимерных труб горячего водоснабжения, термоусаживаемых труб, манжетов и пленок, хладостойких полимеров, полимерных рулонных композитных материалов.



Рис.1. Ускоритель типа ЭЛВ-8 (Новосибирск)

В России сейчас выпускаются промышленные ускорители прямого действия двух типов: - серии ЭЛВ (выпрямительного типа) с энергией (0.2-2.5) МэВ, мощностью от 20 до 400 кВт, имеющие коэффициент полезного действия от розетки более 90% и серии ИЛУ (высокочастотного типа) с энергией (0.7-5) МэВ, мощностью от 10 до 50 кВт. Машины рассчитаны на непрерывную работу в промышленных условиях (до 7000 часов в году), снабжены разнообразными системами развертки пучка электронов для облучения различных продуктов.



Рис.2. Ускоритель электронов типа ЭЛВ-12

Построен также ускоритель электронов прямого действия с коммутатором на взрывае­мых проводниках УИН–10 и линейный резонансный ускоритель электронов «Электроника У–003».

Табл.4 Параметры импульсного ускорителя электронов УИН-10.

Энергия электронов	6...10 МэВ
Ток пучка	70...100 кА
"Длинный" импульс: длительность	400...3500 нс
доза за импульс	до 60 кР
"Короткий" импульс: длительность	75...100 нс
доза за импульс	до 100кР



Рис.3 Ускоритель электронов УИН–10

Табл.5 Параметры линейного резонансного ускорителя электронов «Электроника У–003».

Энергии электронов	4...8 МэВ
Средний ток пучка	до 700 мкА
Импульсы электронов	от 10 до 300 Гц и однократно
Площадь облучения	до 0,5*0,5 м ²

3.4 Источники рентгеновского излучения

Рентгеновское излучение - невидимое электромагнитное излучение с длиной волны 0.06 - 20 ангстрем; образуется в результате торможения движущихся электронов в веществе, а так же при некоторых переходах электронов в облаках атомов.

Источниками **рентгеновского излучения** является рентгеновская трубка, некоторые радиоактивные изотопы, ускорители (бетатрон) и накопители электронов (синхротронное излучение), лазеры и др.

Бетатрон – циклический ускоритель электронов, в котором электроны ускоряются вихревым электрическим полем, порожденным переменным магнитным полем. Обычно энергия электронов в бетатроне не выше 50 МэВ.

3.4.1 Рентгеновская трубка

Рентгеновская трубка - электровакуумный прибор для получения рентгеновских лучей. Простейшая рентгеновская трубка состоит из стеклянного баллона с впаянными электродами - катодом и анодом (антикатодом). Электроны, испускаемые катодом, ускоряются сильным электрическим полем в пространстве между электродами и бомбардируют анод. При ударе электронов об анод их кинетическая энергия частично преобразуется в энергию рентгеновского излучения. Важным компонентом рентгеновской трубки является **электронная пушка** (электронный прожектор), устройство для создания направленного потока электронов; применяется в телевизионных трубках, рентгеновской аппаратуре, электронных микроскопах.

Таким образом, чтобы получать рентгеновское излучение за счет взаимодействия электронов с веществом, нужно иметь источник электронов, средства их ускорения до больших скоростей и мишень, способную выдерживать электронную бомбардировку и давать рентгеновское излучение нужной интенсивности. Устройство, в котором все это есть, называется рентгеновской трубкой. В газоразрядных трубках содержится небольшое количество газа, и когда на электроды трубки подается большая разность потенциалов, атомы газа превращаются в положительные и отрицательные ионы. Положительные движутся к отрицательному электроду (катоду) и, падая на него, выбивают из него электроны, а они, в свою очередь, движутся к положительному электроду (аноду) и, бомбардируя его, создают поток рентгеновских фотонов.

В рентгеновской трубке (**Рис. 4**), источником электронов является вольфрамовый катод, нагреваемый до высокой температуры. Электроны ускоряются до больших скоростей высокой разностью потенциалов между анодом (или антикатодом) и катодом. Поскольку электроны

должны достичь анода без столкновений с атомами, необходим очень высокий вакуум, для чего нужно хорошо откачать трубку. Электроны фокусируются на аноде с помощью электрода особой формы, окружающего катод. Этот электрод называется фокусирующим и вместе с катодом образует «электронный прожектор» трубки. Подвергаемый электронной бомбардировке анод должен быть изготовлен из тугоплавкого материала, поскольку большая часть кинетической энергии бомбардирующих электронов превращается в тепло. Кроме того, желательно, чтобы анод был из материала с большим атомным номером, т.к. выход рентгеновского излучения растет с увеличением атомного номера. В качестве материала анода чаще всего выбирается вольфрам, атомный номер которого равен 74.

Конструкция рентгеновских трубок может быть разной в зависимости от условий применения и предъявляемых требований. Рентгеновские трубки различаются по типу конструкции, способу получения пучка электронов, его фокусировки, вакуумированию, охлаждению анода, размерам и форме фокуса (области излучения на поверхности анода) и др. Наиболее широко применяются отпаянные рентгеновские трубки с термоэмиссионным катодом, водяным охлаждением анода, электростатической фокусировкой электронов. Термоэмиссионный катод рентгеновской трубки обычно представляет собой спираль или прямую вольфрамовую нить, накаливаемую электрическим током. Рабочий участок анода – металлическая зеркальная поверхность – расположен перпендикулярно или под некоторым углом к электронному пучку. Для получения сплошного тормозного спектра рентгеновского излучения высоких энергий и интенсивностей служат аноды из Au, W; в структурном анализе используются рентгеновские трубки из Ti, Cr, Fe, Co, Ni, Cu, Mo, Ag. Наиболее распространены рентгеновские трубки с неподвижным либо вращающимся водоохлаждаемым анодом мощностью в несколько кВт. Материалы анодов (и их длина волны, λ) – Cu (1,33 нм), Al(0,834 нм), Mo(0,54 нм), Pd (0,434 нм).

Основные характеристики рентгеновской трубки: предельно допустимое ускоряющее напряжение (1-500 кВ), электронный ток (0,01 мА – 1 А), удельная мощность, рассеиваемая анодом (10 -104 Вт/мм²), общая потребляемая мощность (0,002 Вт – 60 кВт). Кпд рентгеновской трубки составляет 0,1 – 3%.

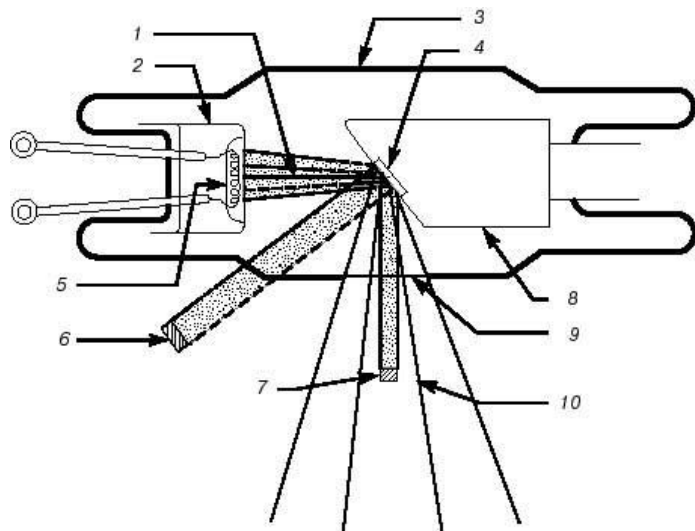
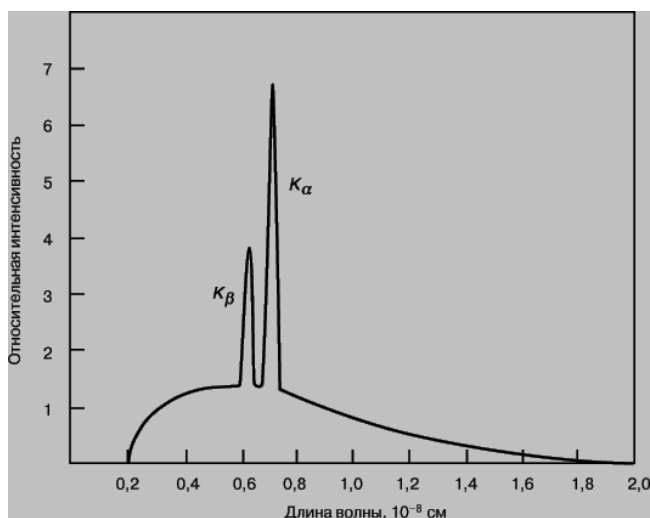


Рис.4 Рентгеновская трубка Кулиджа. При бомбардировке электронами вольфрамовой антикатод испускает характеристическое рентгеновское излучение. Поперечное сечение рентгеновского пучка меньше реально облучаемой площади. 1 – электронный пучок; 2 – катод с фокусирующим электродом; 3 – стеклянная оболочка (трубка); 4 – вольфрамовая мишень (антикатод); 5 – нить накала катода; 6 – реально облучаемая площадь; 7 – эффективное фокальное пятно; 8 – медный анод; 9 – окно; 10 – рассеянное рентгеновское излучение

Рентгеновское излучение возникает при взаимодействии электронов, движущихся с большими скоростями, с веществом. Когда электроны соударяются с атомами какого-либо вещества, они быстро теряют свою кинетическую энергию. При этом большая ее часть переходит в тепло, а небольшая доля, обычно менее 1%, преобразуется в энергию рентгеновского излучения. Эта энергия высвобождается в форме квантов – частиц, называемых фотонами, которые обладают энергией, но масса покоя которых равна нулю. Рентгеновские фотоны различаются своей энергией, обратно пропорциональной их длине волны. При обычном способе получения рентгеновского излучения получают широкий диапазон длин волн, который называют рентгеновским спектром. В спектре присутствуют ярко

выраженные компоненты, как это показано на **Рис. 4**. Широкий «континуум» называют непрерывным спектром или белым излучением. Налагающиеся на него острые пики называются характеристическими рентгеновскими линиями испускания. Хотя весь спектр есть результат столкновений электронов с веществом, механизмы возникновения его широкой части и линий разные. Вещество состоит из большого числа атомов, каждый из которых имеет ядро, окруженное электронными оболочками, причем каждый электрон в оболочке атома данного элемента занимает некоторый дискретный уровень энергии.

Обычно эти оболочки, или энергетические уровни, обозначают символами K , L , M и т.д., начиная от ближайшей к ядру оболочки. Когда налетающий электрон, обладающий достаточно большой энергией, соударяется с одним из связанных с атомом электронов, он выбивает этот электрон с его оболочки. Обычный рентгеновский спектр состоит из непрерывного спектра (континуума) и характеристических линий (острые пики). Линии $K\alpha$ и $K\beta$ возникают вследствие



взаимодействий ускоренных электронов с электронами внутренней K -оболочки. Опустевшее место занимает другой электрон с оболочки, которой соответствует большая энергия. Этот последний отдает избыток энергии, испуская рентгеновский фотон.

Рис.5 Типичный спектр излучения, испускаемого рентгеновской трубкой.

Поскольку электроны оболочек имеют дискретные значения энергии, возникающие рентгеновские фотоны тоже обладают дискретным спектром. Этому соответствуют острые пики для определенных длин волн, конкретные значения которых зависят от элемента-мишени. Характеристические линии образуют K -, L - и M -серии, в зависимости от того, с какой оболочки (K , L или M) был удален электрон. Соотношение между длиной волны рентгеновского излучения и атомным номером называется

законом Мозли (**Рис. 3**).

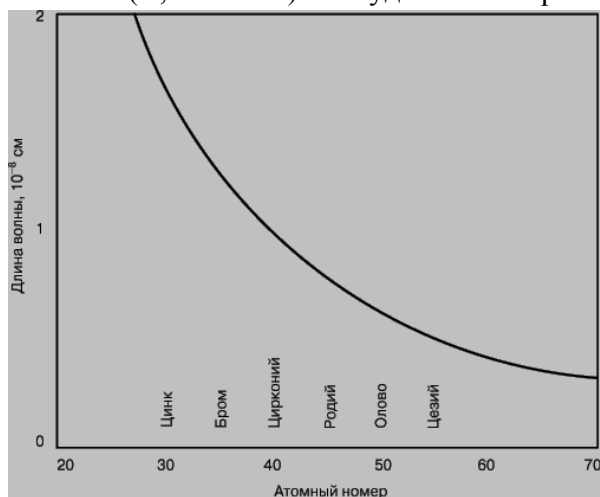


Рис.6. Зависимость длины волны рентгеновского излучения от заряда ядра элемента мишени

Длина волны характеристического рентгеновского излучения, испускаемого химическими элементами, зависит от атомного номера элемента. Кривая соответствует закону Мозли: чем больше атомный номер элемента, тем меньше длина волны характеристической линии.

Если электрон наталкивается на относительно тяжелое ядро, то он тормозится, а его кинетическая энергия выделяется в виде рентгеновского фотона примерно той же энергии. Если же он пролетит мимо ядра, то потеряет лишь часть своей энергии, а остальную будет передавать попадающимся на его пути другим атомам. Каждый акт потери энергии ведет к излучению фотона с какой-то энергией. Возникает непрерывный рентгеновский спектр, верхняя граница которого соответствует энергии самого быстрого электрона. Таков механизм образования непрерывного спектра, а максимальная энергия (или минимальная длина волны), фиксирующая

границу непрерывного спектра, пропорциональна ускоряющему напряжению, которым определяется скорость налетающих электронов. Спектральные линии характеризуют материал бомбардируемой мишени, а непрерывный спектр определяется энергией электронного пучка и практически не зависит от материала мишени.

Характеристическое рентгеновское излучение поликристаллического анода рентгеновской трубки распространяется в пространстве изотропно, тогда как распространение тормозного рентгеновского излучения анизотропно. При малых напряжениях на рентгеновской трубке (до 20 – 30 кВ) тормозное рентгеновское излучение имеет максимальную интенсивность в направлениях, лежащих в плоскости, перпендикулярной направлению движения электронов, возбуждающих рентгеновское излучение. При очень высоких напряжениях на рентгеновской трубке (более нескольких сотен тысяч кВ) почти все излучение распространяется в направлении движения пучка электронов и выходит наружу через пластинку анода.

Рентгеновское излучение можно получать не только электронной бомбардировкой, но и облучением мишени рентгеновским же излучением от другого источника. В этом случае, однако, большая часть энергии падающего пучка переходит в характеристический рентгеновский спектр и очень малая ее доля приходится на непрерывный. Очевидно, что пучок падающего рентгеновского излучения должен содержать фотоны, энергия которых достаточна для возбуждения характеристических линий бомбардируемого элемента. Высокий процент энергии, приходящейся на характеристический спектр, делает такой способ возбуждения рентгеновского излучения удобным для научных исследований.

Недостаток рентгеновских трубок – низкая производительность, обусловленная малым коэффициентом преобразования энергии электронного пучка в мягкое рентгеновское излучение (10^{-5}). Более производительными являются установки, в которых точечными источниками излучения являются плазма, возбуждаемая лазерным излучением, или сильноточный разряд в газе.

3.4.2 Лазер.

Наивысшей импульсной яркостью по сравнению с другими источниками излучения являются рентгеновские лазеры.

*Рентгеновский лазер – источник когерентного электромагнитного излучения рентгеновского диапазона. Иногда используется термин **лазер**.*

Длина волны испускаемого излучения зависит от материала лазера (например, 206A(Se), 182A(C), 81A(F), 46A(Al)). Длительность импульса генерации рентгеновского лазера составляет 0,1-10 нс и определяется временем жизни плазменного образования. Величина коэффициента усиления за один проход лежит в пределах 3 – 16, т.е. максимальное усиление относительно уровня спонтанного излучения составляет 10^7 . Максимальная энергия, полученная в импульсе, 10 мДж, угловая расходимость пучка 10 мрад. Сравнение параметров импульса лазера накачки и импульса рентгеновского излучения показывает, что коэффициент преобразования по энергии составляет лишь 10^{-5} . Однако этого достаточно для проведения ряда физических и биологических экспериментов.

Активная среда рентгеновского лазера – высокоионизированная плазма с электронной температурой от нескольких сотен эВ до нескольких кэВ, создаваемая при облучении мишени (например, тонкой фольги из селена и иттрия) мощными лазерами видимого и ИК-диапазона. Плазменное образование имеет длину в несколько сантиметров (0,5 – 5 см) и поперечный размер 0,01-0,1 см. плазма создается фокусировкой излучения 2-й гармоники неодимового лазера, либо излучения CO₂-лазера, имеющих энергию излучения 1 кДж и длительность импульса генерации 0,1 – 10 нс.

3.4.3 Ускорители

Источником рентгеновского излучения могут являться ускорители частиц. Если мишень бомбардировать протонами, ионами гелия или более тяжелыми ионами с энергией в несколько

МэВ на нуклон, то мишень будет испускать рентгеновское излучение линейчатого спектра с очень слабым непрерывным излучением (контрастность характеристических линий такого рентгеновского излучения очень высокая). Для ускорения ионов используют электростатические генераторы или циклотроны. Тормозное излучение рентгеновского диапазона часто получают с помощью ускорителей электронов (см. ниже).

Источниками мощного рентгеновского излучения являются накопительные кольца **синхротрона** на энергию 0,6 – 1 ГэВ с расположенными на них литографическими станциями (свыше 10 на каждом накопительном кольце). Такие источники создают высокую интенсивность и хорошую коллимацию рентгеновского излучения. Излучение рентгеновского диапазона, присутствующее в синхротронном излучении выделяют монохроматором и используют для различных целей. Оно на несколько порядков превосходит по интенсивности излучение рентгеновской трубки. Рентгеновская составляющая синхротронного излучения поляризована и распространяется только в плоскости кольца синхротрона. Вертикальная расходимость этого излучения очень мала.

***Синхротрон** - ускоритель электронов с орбитой постоянного радиуса, растущим во времени магнитным полем, определяющим этот радиус, и постоянной частотой ускоряющего электрического поля. В синхротроне достигнуты энергии 20 ГэВ.*

***Синхротронное излучение** – излучение электромагнитных волн заряженными частицами, движущимися с релятивистскими скоростями в магнитном поле, искривляющем их траектории. Впервые наблюдалось в синхротроне (отсюда название).*

Уникальные свойства синхротронного излучения (широкий спектральный диапазон, большая мощность, высокая яркость источников, естественная поляризация излучения) объясняют большой интерес к его использованию для решения фундаментальных и прикладных задач. Центры синхротронного излучения, число которых сейчас во всем мире более 60, являются в последние годы одним из основных поставщиков новой научной информации в биологии, физике поверхности, физике твердого тела, материаловедении.

Еще более интенсивную рентгеновскую составляющую содержит *ондуляторное* излучение, которое на несколько порядков превосходит по интенсивности рентгеновскую составляющую синхротронного излучения; в этих случаях энергия рентгеновского излучения столь велика, что кристалл-анализатор, используемый в рентгеновской спектральной аппаратуре, нагревается до нескольких сотен градусов Цельсия и разрушается, если не приняты специальные меры защиты. Очень высокой интенсивностью обладает также рентгеновская составляющая *переходного излучения*.

***Ондулятор** – прибор, в котором создаются периодическое электрическое, магнитное или электромагнитное поля; проходя через ондулятор, заряженные частицы испускают ондуляторное излучение.*

***Ондуляторное излучение** – излучение, испускаемое заряженными частицами (например, электронами) при движении их по периодически искривленной электрическим или магнитным полем траектории (синусоиде, спирали).*

3.4.4 Радионуклидные источники рентгеновского излучения

В качестве источников радиоактивного излучения можно использовать такие радионуклиды, как железо-55, криптон-85, стронций-90+иттрий-90, кадмий-109, прометий-147, таллий-204, плутоний-238. Некоторые из этих изотопов непосредственно испускают радиоактивное излучение. Например, атом ^{55}Fe в результате К-захвата превращается в ^{55}Mn и испускает К-спектр Mn, один из радиоактивных изотопов тулия, ^{170}Tm , - источник мягкого рентгеновского излучения. Ядра других радиоактивных элементов испускают электроны (например, ^{90}Sr) или α -частицы (например, ^{210}Po), бомбардирующие мишень, которая испускает рентгеновское излучение. Интенсивность излучения изотопных источников на несколько порядков ниже интенсивности излучения рентгеновской трубки, но их габариты, вес и стоимость значительно меньше, чем у установки с рентгеновской трубкой. Кроме того, изотопные источники рентгеновского излучения используются в полевых условиях, поскольку не требуют источников

питания. Примером может служить созданный в КБ-11 (Арзамас-16) под руководством В.А.Цукермана источник мягкого рентгеновского излучения на основе изотопа «железо-55». Преимущества - очевидны: полная автономность, надёжность, малые размеры и вес. Эти источники применялись для рентгенофлюоресцентного анализа пород планеты Венера автоматическими межпланетными станциями «Венера-13», «Венера-14», «Вега-1» и «Вега-2».

3.5 Источники γ -излучения

3.5.1 Изотопные гамма-установки

Источники гамма-излучения изготавливаются на основе таких радионуклидов, как кобальт-57, кобальт-60, цинк-65, селен-75, серебро-110м, сурьма-124, барий-133, цезий-134, цезий-137, церий-144+празеодим-144, европий-152+европий-154, тулий-170, иридий-192, америций-241, плутоний-238, плутоний-239.

В настоящее время мощные источники γ -излучения нашли применение в медицине (радиотерапия, стерилизация медицинских инструментов и материалов), сельском хозяйств (стимуляция роста и урожайности зерновых и овощных культур, борьба с вредителями), радиационной физике (материаловедение), для обеззараживания и очистки промышленных стоков, твердых и жидких отходов производств, в радиационной химии (радиационно-химическая модификация материалов, синтез полимеров), для испытания изделий в поле интенсивного гамма-излучения, для стерилизации и дезинфекции пищевых продуктов и др.

Примерами мощных источников γ -излучения являются ^{60}Co изотопные установки ГУ-200, ГАММАРИД, ИССЛЕДОВАТЕЛЬ, РХМ-гамма-20, Агат-С.



Рис.7. Внешний вид установки РХМ-гамма 20

Табл.6 Параметры установки ГУ-200 (источник – ^{60}Co).

Максимальная активность источника	200 кГ–экв. Ра
Источник излучения	^{60}Co
Экспозиционная мощность дозы	от 3 до $1,5 \cdot 10^3$ Р/с
Объем облучательной камеры	$4 \cdot 4 \cdot 4 \text{ м}^3$

Мощные (до 50 – 60 Ки) гамма-источники на основе радионуклидов европия дают возможность создания установок для дезинфекции сточных вод. При этом утилизируются облученные органы регулирования ядерных реакторов.

В России выпускаются различные модификации медицинских γ -терапевтических аппаратов типа "АГАТ-С"; "Рокус-АМ"; "АГАТ-ВУ" с на основе кобальта-60, с активностью от $1,9 \cdot 10^{14}$ Бк до $5,1 \cdot 10^{14}$ Бк.

Табл.7. АГАТ-С (изотопного источника непрерывного гамма-излучения)

Изотоп излучателя	^{60}Co
Средняя энергия гамма-квантов	1,25 МэВ
Зона облучения	$20 \cdot 20 \text{ мм}^2$
Мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 0,5 м	$3,4 \text{ Р} \cdot \text{с}^{-1}$
на расстоянии 6 м	$0,04 \text{ Р} \cdot \text{с}^{-1}$

В радиологических отделениях онкологических диспансеров эксплуатируются закрытые радионуклидные источники с суммарной активностью до $5,1 \cdot 10^{14}$ Бк. Переносные гамма-дефектоскопы типа "Гаммарид" и "Стапель-5М" на основе иридия-192 имеют источники с активностью от 85 до 120 Бк.

Источник γ -излучения ^{75}Se обеспечивает томографическую картину распределения поглотителей и источников гамма-излучения в неоднородной матрице. Такие источники используются в составе транспортабельного томографического гамма-сканера, который применяет автоматизированную гамма- томографию для определения функции трёхмерного распределения радионуклидов в изучаемом пространстве.

3.5.2 Ускорители – источники тормозного излучения

Помимо радионуклидов источниками тормозного гамма-излучения могут быть ускорители электронов (линейные ускорители, циклотроны и т.п.). Для получения тормозного излучения высокой энергии, пучок электронов направляют на мишень, изготовленную из тугоплавкого материала. Испытания влияния на материалы и конструкции мощных импульсов гамма-излучения проводятся в поле тормозного гамма-излучения, создаваемом импульсными ускорителями электронов ЛИУ–10, ЛИУ–15, УИН–10, РИУС–5.

Табл.8 Параметры импульсного ускорителя электронов РИУС-5.

Токи электронов в импульсе	до 100 кА
Энергия электронов в импульсе	до 14 МэВ
Средние энергии гамма-квантов	2 МэВ
Мощности дозы тормозного гамма-излучения	до 10^{13} Р/с
Длительности импульсов	от 20 нс до 2 мкс.

3.6 Портативные источники нейтронов

В качестве портативных источников нейтронов (используемых, например для обнаружения взрывчатки и наркотиков, используются либо изотопные источники (например, Cf-252), излучающие нейтроны со средней энергией 2.5 МэВ, либо генераторы нейтронов со средней энергией 14 МэВ (d-t реакция) и 2.5 МэВ (d-d реакция).

Различают источники тепловых (энергия в районе 0,01 эВ), быстрых (энергия до 8 МэВ) и сверхбыстрых (энергия свыше 20 МэВ) нейтронов.

Источник нейтронов - устройство или материал, испускающий или способный испускать нейтроны.

Источник нейтронов может быть постоянным, импульсным, стабильным или нестабильным.

Импульсный источник нейтронов - источник, испускающий нейтроны в течение одного или многих интервалов времени, каждый из которых меньше времени наблюдения.

Источник нейтронов непрерывного действия - источник, непрерывно испускающий нейтроны в течение времени наблюдения.

Стабильный источник нейтронов - источник, из которого в единицу времени вылетают нейтроны, число которых остаётся постоянным в требуемых пределах в течение заданного времени наблюдения.

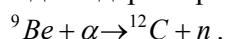
Нестабильный источник нейтронов - источник нейтронов, из которого в единицу времени вылетают нейтроны, число которых не сохраняется постоянным в требуемых пределах в течение времени наблюдения.

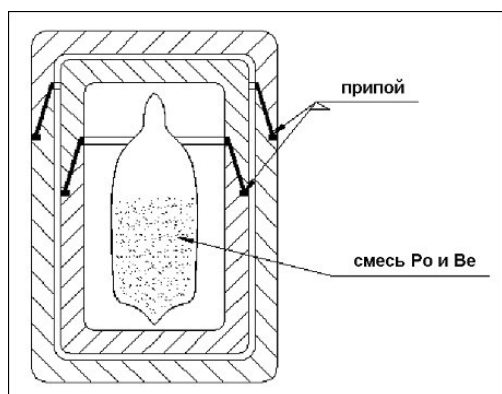
Эталонный источник тепловых нейтронов содержит графитовый замедлитель, обеспечивающий строго определенную и постоянную плотность нейтронного потока в определённых точках и может быть использован в качестве эталонной.

3.6.1 Радионуклидные нейтронные источники

Изотопные источники - устройства, в которых идут ядерные реакции с образованием нейтронов. При этом излучение, испускаемое радионуклидом (например, α -частицы) вступает в ядерную реакцию со специально подобранным веществом (например, бериллием), в результате которой образуются нейтроны. Источники нейтронного излучения могут быть изготовлены на основе радионуклидов Америций-241, Плутоний-238, Плутоний-239, Кюрий-248, Калифорний-252.

В лабораторном источнике в запаянной ампуле находится смесь α -активного нуклида с бериллием. При этом в источнике происходит ядерная реакция:





Наиболее известными ампульными источниками являются радиево-бериллиевый и полониево-бериллиевый.

Рис.8 Нейтронные источники, выпускаемые в 1961-1970 годах

Полониево-бериллиевый источник нейтронов представляет собой механическую смесь полония и бериллия. Нейтроны испускаются ядрами бериллия под воздействием альфа-частиц, образующихся при распаде полония. Полоний-210 - практически чистый альфа-

излучатель с энергией 5,305 МэВ и периодом полураспада 138,4 суток. Распад полония сопровождается гамма-излучением слабой интенсивности. Основной недостаток - небольшой срок службы, определяемый периодом полураспада полония, однако, этот недостаток можно рассматривать как преимущество. В связи с относительно небольшим периодом полураспада при использовании полония-210 в изделиях практически не возникает проблемы долговременного хранения радиоактивных отходов. Так, источник на основе полония-210 с тепловой мощностью 10 Вт через 12 лет будет иметь активность $\leq 0,1$ микро Ки, что по санитарным правилам РФ уже не превышает уровень радиоактивности источников, для работы с которыми требуется разрешение Государственного санитарного надзора. При разбавлении этой активности в 10 кг инертного вещества полученный материал уже не является радиоактивными отходами. В СССР полоний-бериллиевые нейтронные источники в массовом количестве применяли для нейтронного каротажа нефтяных и газовых скважин при геологоразведке, а также для исследовательских и опытно-конструкторских работ и для запуска ядерных реакторов.

Другой тип радионуклидного источника нейтронов строится на калифорний-бериллиевой смеси. Калифорний-252 имеет период полураспада 2,6 года. При этом самопроизвольно делится 3 % всех атомов и при каждом делении выделяется четыре нейтрона. Вот именно такая нейтронная эмиссия и делает ^{252}Cf интересным, ибо 1 г в секунду выделяет $2,4 \cdot 10^{12}$ нейтронов. Это соответствует нейтронному потоку среднего ядерного реактора! Если бы такое нейтронное излучение захотели получить классическим путем из радиево-бериллиевого источника, то для этого потребовалось бы 200 кг радия. Столь огромного запаса радия не существует на Земле. Даже такое невидимое глазом количество, как 1 мкг ^{252}Cf , дает более 2 миллионов нейтронов в секунду. Поэтому ^{252}Cf в последнее время используют в медицине в качестве точечного источника нейтронов с большой плотностью потока для локальной обработки злокачественных опухолей.

Изотопный источник ^{252}Cf обладает следующими преимуществами: постоянство величины потока (не требуется мониторинг); длительный ресурс (более трех лет); сравнительно низкая стоимость (примерно 3000 долларов США) и "точечность" источника (его габариты малы по сравнению с геометрией облучения и измерения). Среди недостатков ^{252}Cf ограничения по порогу реакции взаимодействия и по измерительным возможностям; радиационная опасность в эксплуатации (постоянно действующий излучатель) и необходимость мер радиационной защиты при хранении. Кроме того, ^{252}Cf принадлежит к ядерным материалам, которые являются федеральной собственностью, стратегически значимы в проблеме ядерного нераспространения и, следовательно, требуют особых мер государственного учета, контроля и физической защиты.

Во многих случаях калифорний может теперь заменить атомный реактор, например для таких специальных аналитических исследований, как нейтронная радиография или активационный анализ. С помощью нейтронной радиографии просвечиваются детали самолетов, части реакторов, изделия самого различного профиля. Повреждения, которые обычно невозможно обнаружить, теперь легко находят. Для этой цели в СССР и США разработана

транспортабельная нейтронная камера с ^{252}Cf в качестве источника излучения. Она позволяет вести работу вне зависимости от стационарного атомного реактора. В борьбе с преступностью в США такая нейтронная камера показала свой превосходный "нюх". Таблетки ЛСД и марихуана, спрятанные в патронных гильзах, были сразу обнаружены. С помощью рентгеновских лучей контрабандные наркотики найти не удавалось.

В настоящее время нейтронные источники всё шире применяются для решения проблемы противодействия незаконному обороту взрывчатых, химических, биологических и других опасных веществ, как составляющая часть борьбы с терроризмом и преступностью,

3.6.2 Генераторы нейтронов.

Генераторы нейтронов обычно выдают нейтроны со средней энергией 14 МэВ (по d-t реакции) и 2.5 МэВ (по d-d реакции). Преимущества *портативных* нейтронных генераторов (НГ) с «отпаянной» нейтронной трубкой таковы: они практически не обладают радиационной опасностью в выключенном состоянии при хранении, если не принимать во внимание некоторую наведенную активность конструктивных материалов генератора; наличие регулируемого режима излучения нейтронов позволяет производить регистрацию полезных эффектов в интервалах между импульсами нейтронов, что улучшает фоновые условия при измерениях. К недостаткам НГ относятся высокая стоимость; ограниченный ресурс работы (до 300 часов); большие габариты по сравнению с источником из ^{252}Cf (находящимся в рабочем состоянии, т.е. без защитного контейнера) и большая масса (от 5 кг и выше); значительное энергопотребление (от 200 Вт и выше); ограниченное время непрерывной работы (требуется периодическое отключение для охлаждения мишени); нестабильность выхода нейтронов от импульса к импульсу (до 50 %) и невозможность рассматривать нейтронный генератор как точечный источник в задачах обнаружения взрывчатого вещества.

Более мощными источниками нейтронов являются ядерные реакторы, плазменные установки для термоядерного синтеза и ускорители. Мощный экологически безопасный источник нейтронов, рентгеновского излучения, ионных и электронных пучков, строится на базе, основанной на плазменном фокусе с высокой частотой повторения (примером может служить установка ПФ-3, смонтированная в Курчатовском институте). Ещё более мощные источники нейтронов (порядка 2 МВт/м²) высоких энергий (14 МэВ) строятся на принципе газодинамической ловушки.

4. УСКОРИТЕЛИ

Источниками практически всех видов ионизирующих излучений являются ускорители элементарных частиц и ионов.

Создание первых ускорителей Дж.Кокрофтом и Э.Уолтоном, Р.Ван-де-Графом, Э.Лоуренсом в 1931-32 открыло новую эру в ядерной физике. Экспериментаторы получили в свое распоряжение удобные инструменты, на которых можно было получать пучки ускоренных заряженных частиц с энергией от нескольких десятков кэВ до десятков МэВ. Современные ускорители позволяют ускорять частицы до энергии нескольких ТэВ.

Ускорители заряженных частиц – установки для получения заряженных частиц (электронов, протонов, атомных ядер, ионов) больших энергий с помощью электрического поля. Частицы движутся в вакуумной камере; управление их движением (формой траектории) производится магнитным полем. По характеру траекторий частиц различают циклические и линейные ускорители, а по характеру ускоряющего электрического поля - резонансные и нерезонансные ускорители. К циклическим относятся ускорители электронов: бетатрон, микротрон, синхротрон и ускорители тяжелых частиц (протонов и др.): циклотрон, фазотрон и протонный синхротрон. Все циклические ускорители, за исключением бетатрона, - резонансные. Линейные высоковольтные ускорители дают интенсивные пучки частиц с энергией до 30 МэВ. Самую высокую энергию электронов дают линейные резонансные ускорители (20 ГэВ), протонов – протонный синхротрон (500 ГэВ). Помимо первичных пучков ускоренных заряженных частиц,

ускорители являются источником пучков вторичных частиц (мезонов, нейтронов, фотонов и т.д.), получаемых при взаимодействии первичных частиц с веществом.

Возникновение ускорителей инициировалось в первую очередь интересом превращения одних химических элементов в другие. Действительно, для превращения одних атомов в другие необходимо разогнать субатомные частицы (протоны или электроны) и бомбардировать ими атомные ядра. Впервые такие превращения удалось совершить в 1919 г., используя α -частицы, испускаемые радиоактивными элементами. Однако скорость таких частиц была недостаточной, поэтому пришлось разработать специальные установки, которые бы разгоняли большее количество частиц до большей скорости. Такие установки получили название *линейных ускорителей*.

В ускорителях увеличение энергии заряженных частиц происходит под действием электрического поля, направленного вдоль импульса частицы. В ускорителях прямого действия (**линейный ускоритель** Ван-де-Графа на базе электростатического генератора) заряженная частица, имеющая заряд Ze , ускоряется в постоянном электромагнитном поле, приобретая кинетическую энергию T соответствующую высокому напряжению V создаваемому источником.

$$T = ZeV.$$

В таких ускорителях частицы могут приобретать энергию до ~ 10 МэВ. Их существенным преимуществом является непрерывность, высокая интенсивность и высокая стабильность по энергии ускоренного пучка ($\sim 0.01\%$).

Ток пучка на ускорителях Ван-де-Граафа может достигать нескольких миллиампер.

***Линейный ускоритель** – ускоритель заряженных частиц, в котором траектории частиц близки к прямым линиям. Максимальная энергия электронов, достигаемая на линейном ускорителе, 20 ГэВ, протонов до 800 МэВ.*

***Электростатический генератор** – устройство, в котором напряжение создается при помощи механического переноса электрических зарядов механическим транспортером. Генератор с гибким транспортером из диэлектрической ленты называется генератором Ван де Граафа. Наибольшее напряжение электростатического генератора 30 МВ.*

В 1930 г. американский физик Эрнест О. Лоуренс создал новый тип ускорителя. В этом ускорителе протоны двигались в постоянном магнитном поле по разворачивающейся спирали, а частота ускоряющего электрического напряжения совпадала с частотой обращения частицы в ускорителе. Свой ускоритель Лоуренс назвал **циклотроном** от греческого “кикλος” (*kyklos*) — круг, кольцо, цикл и “-трон” — суффикса отличающего субатомные частицы (электрон, нейтрон и т. д.). Первая установка Лоуренса имела диаметр всего 10 см и была собрана из стекла и сургуча. Вскоре совместно с М. С. Ливингстоном Лоуренс построил металлическую модель таких же размеров, и она могла ускорять ионы водорода (протоны). Затем под руководством Лоуренса был построен ускоритель диаметром 28 см, который Лоуренс описал в 1932 г. Этот год и считают годом рождения циклотрона.

В циклотроне частицы ускоряются переменным электромагнитным полем постоянной частоты. Частицы ускоряются от нулевых энергий до максимальных, двигаясь по раскручивающейся спирали увеличивающегося радиуса R , в постоянном магнитном поле B .

$$R = cp/300ZB.$$

где cp - импульс частицы, умноженный на скорость света, измеряется в МэВ, B - индукция магнитного поля, измеряется в Теслах, R - измеряется в метрах. Обычно циклотроны используются для ускорения протонов и ионов. Предельная энергия для протонов в циклотронах составляет ~ 20 МэВ при поле $B \sim 2$ Тесла и частоте ускоряющего поля 30 МГц.

Циклотрон Лоуренса не был еще совершенным прибором. Он имел такие недостатки, как спиральная траектория и нарушение синхронности [от греч. «син» (*syn*) — вместе и «хронос» (*chronos*) — время] между пролетом электронов и переменным электрическим ускоряющим полем. Спираль не могла раскручиваться до бесконечности, ее ограничивали размеры циклотрона. А выпадение из синхронизма получалось из-за того, что разгоняемые частицы

пробежали каждый оборот все быстрее и быстрее, а частота изменения ускоряющего поля, а значит, и время между нужными для разгона фазами оставались постоянными. Изменение поля как бы запаздывало, и ускорение частиц по мере разгона ослабевало. Для того чтобы частицы „крутились“ по окружности, надо было изменять не только электрическое, но и магнитное поле, и притом синхронно. Первый такой прибор создал американский физик Дональд Вильям Керст в 1940 г. Он применил его для ускорения бета-частиц и назвал поэтому **бетатроном**. Суффикс “-трон” стал общим для образования названий ускорителей атомных частиц. В бетатроне ускорение производилось электрическим полем, индуцированным [от лат. «индукцио» (*inductio*) - возбуждение] переменным магнитным полем. Но большие ускорения в нем получать было нельзя.

Первый бетатрон для ускорения электронов был построен в 1940 г. Д. Керстом. Бетатрон - это индукционный ускоритель, в котором электроны удерживаются на равновесной круговой орбите растущим синхронно с увеличением энергии магнитным полем. Ускорение происходит за счёт вихревого электрического поля создаваемого переменным магнитным потоком внутри равновесной орбиты. В бетатронах энергия ускоренных электронов может достигать сотни МэВ. Дальнейший рост энергии электронов ограничивается электромагнитным излучением. Наибольшее распространение получили бетатроны на энергию 20 - 50 МэВ.

В **синхротроне**, созданном в 1946 г., частицы вращались по окружности, как в бетатроне, но переменное ускоряющее электрическое поле создавалось самостоятельно, что позволяло получить большие скорости частиц. В следующем ускорителе, **синхроциклотроне** (от греч. “син”, “хронос” и “киклос”), или **фазотроне** [от греч. “фаза” (*phasa*) - проявление, определенный момент] частицы двигались по спирали, но зато могли получать большой разгон за счет повышения частоты ускоряющего электрического поля по мере увеличения скорости частиц. Они каждый раз попадали в нужную „фазу“ этого поля.

***Фазотрон** – циклический резонансный ускоритель тяжелых заряженных частиц (протонов, дейтронов и др.), в котором управляющее магнитное поле постоянно во времени, а частота ускоряющего электрического поля меняется.*

Электроны высоких энергий получают в ускорителях двух типов
-электронных синхротронах.
-электронных линейных ускорителях.

В 1944-45 годах Э.М.Макмиллан и независимо от него В.И.Векслер открыли принцип автофазировки, что привело к появлению нового типа ускорителей - синхрофазотрона (от греч. «син», «хронос», «фаза», «трон»). В этом типе ускорителя частицы вращаются по окружности, а синхронное изменение частоты электрического и магнитного полей, так сказать «в такт» с изменением скорости частиц, позволяет получить самые высокие энергии. Разработка метода сильной фокусировки позволило ликвидировать оба недостатка циклотрона и получать уникальные по своим параметрам пучки (с малыми поперечными размерами, высокой интенсивностью, большими энергиями). Первые ускорители высоких энергий были построены в Дубне (ОИЯИ), вблизи Женевы (CERN) и Брукхевене (BNL).

***Синхрофазотрон** – ускоритель протонов с орбитой постоянного радиуса, растущим во времени магнитным полем, определяющим этот радиус, и переменной частотой ускоряющего электрического поля. Максимальная энергия протонов 800 ГэВ.*

В синхротронах ускоряемые частицы движутся в магнитном поле по постоянному радиусу. Частота ускоряющего поля тоже постоянна. В процессе ускорения увеличивается величина магнитного поля. Энергии электронов, полученные на синхротронах, составляют десятки ГэВ и ограничиваются синхротронным излучением электронов движущихся по круговой орбите. Для того чтобы избежать потерь энергии на синхротронное излучение строят линейные ускорители электронов длиной несколько км. Ускорение частиц в таких ускорителях достигается за счет того, что движущаяся частица попадает в ускоряющий зазор в ускоряющую фазу. Движение частицы синхронизировано так, чтобы время прохождения от одного ускоряющего

зазора до другого было кратно периоду ускоряющего поля. Первый синхрофазотрон был построен в 1952 г.

Самый большой линейный ускоритель электронов построен в Стэнфорде. Он имеет длину более 3 км и ускоряет электроны до энергии 20 ГэВ.

Для ускорения протонов высокой энергии используют протонные синхротроны. В протонных синхротронах частота ускоряющего напряжения увеличивается синхронно с величиной магнитного поля так, что протоны двигаются по круговой траектории постоянного радиуса. Преимуществом синхротронов является то, что в этих ускорителях магнитное поле создается в виде узкой кольцевой дорожки. В 1972 г. наибольшая энергия была получена на ускорителе ИФВЭ (Серпухов) - 76 ГэВ. В 1987 г. на протонном синхротроне лаборатории Э.Ферми (США) была получена энергия ~1000 ГэВ.

В таблице приведено несколько примеров ускорителей протонов и электронов с энергией больше 1 ГэВ. Во всех случаях за исключением ускорителя SLAC это синхротроны. Ускоритель SLAC является линейным ускорителем. В **Табл. 9** приведены типы ускоряемых частиц и энергии.

Табл. 9. Некоторые известные ускорители

Ускоритель	Ускоряемые частицы	Энергия пучка, ГэВ
КЕК , Tokyo	p	12
SLAC , Stanford	p	25
PS , CERN	e ⁻	28
ИФВЭ, Серпухов , Россия	p	76
SPS , CERN	p	450
Tevatron , Fermilab	p	1000

В этих ускорителях ускоряемый пучок падает на неподвижную мишень. Однако по мере увеличения энергии налетающих частиц все большая часть энергии пучка бесполезно расходуется на движение центра масс образующейся системы. Если же сталкиваются между собой два пучка этого можно избежать, так как при лобовом столкновении двух пучков частиц с одинаковыми массами и одинаковыми энергиями центр масс будет оставаться неподвижным. Однако, чтобы при этом сталкивающиеся пучки эффективно взаимодействовали, необходимо создать в области столкновения высокую плотность частиц. Ускорители такого типа были созданы и получили название ускорителей на встречных пучках или коллайдеров. Первые электронные коллайдеры были построены в 1965 году в ИЯФ (Новосибирск) и Стенфордской национальной лаборатории. В 1971 году был построен первый протонный коллайдер, а в 1985 году – протон-антипротонный коллайдер. Основной недостаток ускорителей на встречных пучках малая плотность сталкивающихся частиц по сравнению с ускорителями с неподвижной мишенью. На ускорителе HERA (Германия) сталкиваются встречные пучки электронов (позитронов) с энергией 30 ГэВ и протонов с энергией 820 ГэВ. Для повышения интенсивности сталкивающихся пучков используют накопительные кольца, в которых ускоренные пучки перед столкновением накапливаются в течение сотен циклов ускорения.

Современные ускорители - это комплексы, состоящие из нескольких ускорителей. На **Рис.9** показан ускорительный комплекс CERN, он носит название [LHC \(Large Hadron Collider\)](#), в котором планируется сталкивать протоны с суммарной энергией 14 ТэВ в системе центра масс. Предполагается также ускорять ядра свинца с суммарной энергией столкновения 1150 ТэВ. Кинетическая энергия летящего москита приблизительно 1 ТэВ.

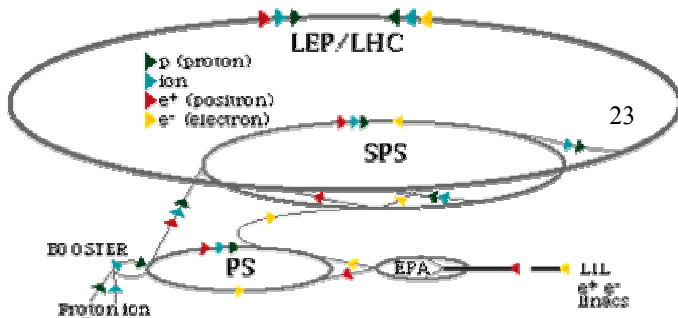
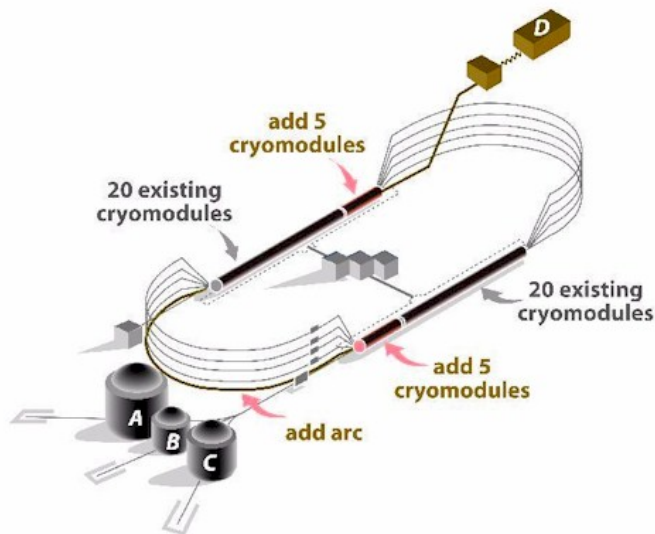


Рис. 9. Ускорительный комплекс ЦЕРНа

Протоны и ионы через накопительные кольца поступают в протонный синхротрон PS (26 ГэВ), который инжектирует протоны в протонный синхротрон SPS (450 ГэВ). Протоны из SPS будут поступать в LHC, где до недавнего времени ускорялись встречные пучки электронов и позитронов на установке LEP. В ускорителе LHC будут ускоряться протоны 7*7 ТэВ. Инжектором протонов является линейный ускоритель Proton ion linacs.

Одной из важных характеристик ускорителя является отношение длительности импульса излучения $t_{изл}$ к длительности интервала времени T между последовательными импульсами излучения. Ускорители, в которых $t_{изл} \ll T$ называются ускорителями с непрерывными пучками. На ускорителях с непрерывными пучками наиболее удобно проводить эксперименты, в которых необходимо регистрировать большое число частиц образующихся в одном цикле ускорения.

Основным элементом ускорителя электронов непрерывного действия СЕВАФ являются сверхпроводящие ускоряющие структуры (Рис.10). Электроны, испущенные инжектором с энергией 40 МэВ, ускоряются в двух линейных ускорителях, соединенных с обоих концов пятью поворотными арками.



ниобиевыми ускоряющими структурами разделенными на 8 криомодулей, охлаждаемых жидким гелием. Ускоряющие структуры имеют минимальный градиент ускорения 5 МэВ на метр и частоту 1.5 ГГц. На каждом круге электроны получают ускорение около 800 МэВ, что позволяет достичь максимальной энергии пучка 6 ГэВ после пяти оборотов.

Рис.10 Схема ускорителя электронов непрерывного действия СЕВАФ

Пучок электронов одновременно доставляется в три экспериментальных зала А, В и С. Пучок состоит из микросгустков разделенных на 0.67 нс, которые могут быть ускорены до различных энергий проходя различное количество оборотов в ускорителе.

Таким образом, экспериментальные залы могут получать пучок с различными величинами энергии, кратными энергии получаемой за один оборот. Кроме того, сгустки могут иметь различную плотность электронов, что дает возможность доставлять в экспериментальные залы пучок с различными значениями тока. Ускоритель позволяет получать любые величины тока пучка в пределах от 100 нА до 100 мкА.

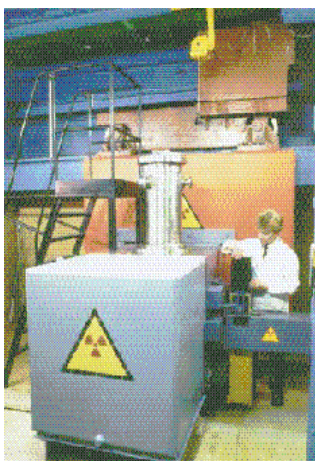


Рис.11 Лабораторный реактор АРГУС

5. ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

Реактор - устройство для осуществления управляемой цепной ядерной реакции с целью выработки тепловой энергии.

Ядерные реакторы, основанные на использовании энергии деления тяжелых ядер, являются мощными источниками гамма-излучения и нейтронов.

5.1 Реакторы – генераторы постоянных потоков нейтронов и гамма-излучения

Для целей радиационного материаловедения, медицины, сельского хозяйства обычно используют компактные реакторы с постоянным потоком нейтронов.

Типичным источником тепловых нейтронов является растворный мини-реактор АРГУС, разработанные и в ИАЭ и предназначенный для проведения лабораторных ядерно-физических анализов и методов контроля.

Саморегулирующийся растворный реактор – реактор максимальной безопасности, что обеспечивается высоким отрицательным коэффициентом реактивности и оптимальной концентрацией урана в растворе. Эти особенности обеспечивают режим саморегуляции установки. К преимуществам реактора относятся: гарантированная безопасность; простая и надежная конструкция; достаточно высокая плотность потока нейтронов; низкая стоимость; удобство обслуживания; малочисленность персонала. Реактор может быть установлен непосредственно в производственных помещениях. Области применения АРГУСа: элементарный анализ (1000 операций в день) с чувствительностью 10^{-6} - 10^{-9} г/г; производство ядерных фильтров; нейтронная дефектоскопия для контроля в реакторной и авиационной технике, в биологии, машиностроении и т.п. в случаях, когда применение рентгеновской дефектоскопии невозможно; производство короткоживущих радионуклидов для медицины, молекулярной биологии и пр.; обучение персонала ("АРГУС" наиболее удобен для этих целей, так как физические основы и конструкция обеспечивают полную безопасность при ошибочных действиях персонала).

Обогащение по изотопу урана-235, %	21
Загрузка урана-235, кг	1.8
Объем водного раствора $UO_2 SO_4$	23.0
Мощность, кВт,	не более 50
Плотность потока тепловых нейтронов, нейтр./см*см*с:	
в каналах активной зоны	$1.2 \cdot 10^{12}$
в каналах отражателя	$6 \cdot 10^{11}$
на выходе пучка нейтронов (при степени коллимации 1°)	$3 \cdot 10^7$

5.2 Импульсные реакторы

Мощными источниками нейтронов являются импульсные реакторы, предназначенные для физических исследований свойств атомного ядра и конденсированных сред.

Потребность современной науки в источниках нейтронов, как для научных исследований, так и для решения прикладных задач, постоянно растет. В особой цене источники с высокой плотностью потока нейтронов. В мире их мало, потому что сооружение современного нейтронного источника обходится очень дорого. Для примера: лет двадцать назад реакторов, специально предназначенных для физических исследований (то есть имеющих выведенные нейтронные пучки), было не больше 100, 25 из них обладали плотностью потока на уровне 10^{14} н/см² сек и лишь три (два в США и один во Франции) – плотностью потока 10^{15} н/см²/сек. В России были созданы такие импульсные ядерные реакторы самогасящегося действия, как БАРС, ЭБР, РУС с активными зонами из металлического урана, ЭЛИР, ИГРИК, ЯГУАР с активными зонами на основе растворов солей урана в воде, связанные импульсные реакторы ЭБР-200М+РУС, БАРС-5 и др.

Импульсные реакторы в первую очередь использовались для военных разработок. В них имитировалось воздействие ядерного взрыва на разного рода объекты, главным образом на военную технику, включая образцы ядерного оружия. Импульсные реакторы - это установки, которые постоянно работают в аварийных режимах. И этим они отличаются от энергетических, которые при выводе на определенную мощность должны работать устойчиво, стабильно. Импульсный же реактор действует короткое время, но на большой мощности. Впоследствии эти реакторы стали использовать для имитации аварийного процесса на обычных энергетических установках. Дело в том, что тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ) ядерного реактора является ячейкой, в которой начинается развитие всех процессов генерации ядерной энергии в атомном реакторе, как в условиях нормальной эксплуатации, так и в переходных и аварийных режимах. Для изучения поведения ТВЭЛ в различных режимах новые возможности предоставило использование в этих целях импульсных ядерных реакторов.

Важное направление применения импульсных реакторов – активационный анализ, нейтронная спектроскопия, и нейтронография конденсированных сред.

Различают два типа импульсных реакторов: самогасящиеся (выгорание избыточного топлива) реакторы взрывного действия и периодические дисковые реакторы. Главная проблема **самогасящегося импульсного реактора** - тепловой удар, возникающий вследствие того, что тепловое расширение элементов активной зоны не успевает реализоваться за время нагрела (сжатая пружина). В металлических конструкциях активной зоны импульсного реактора на быстрых нейтронах в результате этого развиваются напряжения, достигающие предела прочности, что ограничивает энергию импульса. **Периодический импульсный реактор** (мигающий, пульсирующий) работает в режиме периодически повторяющихся импульсов мощности, которые инициируются и гасятся за счёт периодического движения части активной зоны, части отражателя либо замедлителя (модулятора реактивности). Периодические импульсные реакторы занимают промежуточное положение между самогасящимися Импульсными реакторами и обычными непрерывными реакторами. Они уступают первым по интенсивности импульсов и вторым по средней мощности, однако значительно превосходят последние по значению потока нейтронов в импульсе, а первые — по средней мощности.



Наиболее плотные изотропные потоки нейтронов можно получить в центре импульсных реакторов, механизм срабатывания которых очень напоминает взрыв атомной бомбы. В отличие от нее при достижении заданной мощности реактор сам себя гасит, не доводя процесс до разрушения конструкции. Такие реакторы были в свое время построены для совершенствования атомного оружия.

Рис.12. Реакторный зал ИГР

В 1961 на территории Семипалатинского ядерного полигона начала работать установка с высокотемпературным гомогенным ядерным реактором. ИГР - реактор взрывного действия, впоследствии его стали называть «импульсный графитовый реактор». Один из старейших в мире исследовательских реакторов, этот реактор ИГР и сегодня является уникальным источником нейтронного и гамма-излучения, отличающимися высокой динамикой изменения мощности.

С 1962 г. на реакторе ИГР проводятся исследования поведения топливных и конструкционных материалов перспективных реакторных установок, в том числе ЯРД - ядерного реакторного двигателя. Исследовательский реактор ИГР - импульсный реактор на тепловых нейтронах с **гомогенной** уран-графитовой активной зоной теплоемкостного типа. Высокая теплоемкость графита позволила обойтись без системы принудительного съема тепла, выделяющегося в процессе работы реактора в активной зоне. Отсутствие традиционного контура

теплоносителя существенным образом снижает риск радиационной аварии на реакторе. Ядерная безопасность реактора ИГР обусловлена значительным по величине отрицательным коэффициентом реактивности, обеспечивающим гарантированное гашение любого физически возможного импульса мощности, инициируемого вводом положительной реактивности посредством извлечения органов регулирования. Среди импульсных реакторов ИГР обладает самым высоким флюенсом тепловых нейтронов и интегральной дозой гамма-излучения в значительной по объему экспериментальной полости, имеющей диаметр 228 мм и высоту 3825 мм.

Табл.11 Технические характеристики реактора ИГР

Максимальная плотность потока нейтронов	7×10^{16} н/см ² ·с
Максимальный флюенс тепловых нейтронов	$3,7 \times 10^{16}$ н/см ²
Полуширина импульса минимальная	0,12 с

Мощным реактором взрывного типа является импульсный реактор ЯГУАР, который построен во ВНИИ технической физики в городе Снежинске (Челябинская обл.). В этом реакторе через центр активной зоны вертикально проходит труба, из которой откачан воздух. Уран-содержащая жидкость окружает со всех сторон эту трубу, и в момент импульса реактора излучает во все стороны огромное число нейтронов ($\sim 10^{18}$). Таким образом, максимальный поток нейтронов достигается в трубе в центре реактора, в объеме около 3 литров. Летящие навстречу друг другу с противоположных стенок активной зоны нейтроны сталкиваются в трубе и разлетаются во всех направлениях. Часть из них может беспрепятственно вылететь по трубе вдоль ее оси и попадает в детектор нейтронов, установленный на конце трубы. При этом очень важно, чтобы детектор нейтронов "не видел" напрямую стенок трубы, соприкасающихся с активной зоной реактора, от которых нейтроны могут непосредственно попасть в детектор. Поэтому надо очень точно выставить активную зону реактора и систему поглощающих кольцевых коллиматоров в трубе. Для примера здесь отметим, что поток нейтронов на детекторе от (n-n)-рассеяния в 10^{16} раз меньше, чем поток нейтронов от реактора без защиты. Рассеяние нейтронов на остаточном газе подавляется откачкой трубы до вакуума $\sim 10^{-7}$ торр. Для того, чтобы избавиться от огромного потока быстрых нейтронов во время вспышки реактора (с длительностью $\sim 10^{-3}$ секунды), которые мгновенно попадают в детектор, используется замедление нейтронов в полиэтиленовом блоке, помещенном в активную зону у стенок трубы. Рассеянные друг на друге тепловые нейтроны движутся медленно по трубе и прилетают к детектору через $\sim 5 \times 10^{-3}$ секунды после вспышки реактора. К этому моменту реактор уже заглушен, и фон от быстрых нейтронов его активной зоны достаточно (в $10^4 - 10^5$ раз) подавлен. Чтобы выделить из общего счета детектора только те нейтроны, которые рассеялись друг на друге, реактор делает несколько вспышек разной мощности и из общего счета детектора нейтронов выделяется только та часть, которая зависит от квадрата мощности (интенсивности потока) отдельных вспышек реактора. Реакторы подобного типа используются для прямого измерения длины рассеяния нейтрона на нейтроне.

В дисковом реакторе основная деталь - диск с плутониевым вкладышем, вращается с большой частотой, рядом с диском расположены два "куска" оксида плутония - при прохождении между ними вкладыша достигается критическая масса и происходит импульсная ядерная реакция. Полученные нейтроны разводят по нейтроноводам для использования в научных целях монохроматических потоков быстрых нейтронов. Идея пульсирующего ядерного реактора в 1955 предложена Д. И. Блохинцевым.

Летом 1960 года в Объединенном институте прошли первые испытания новой установки - импульсного реактора ИБР. Это - единственный в мире источник нейтронов, в котором периодический режим испускания этих ядерных частиц был реализован за счет использования подвижной части активной зоны, вращавшейся между двумя неподвижными частями. Иное техническое решение реализовано при создании второго импульсного реактора (ИБР-2),

построенного в Дубне в 1984 г. В нем вблизи активной зоны вращается отражатель нейтронов, что вызывает импульсы из-за изменения количества нейтронов в этой зоне. Спустя некоторое время стало ясно, что для ряда исследовательских задач ядерной физики первый реактор имеет слишком длинный нейтронный импульс. В 1968 году ИБР был модернизирован. Его мощность увеличилась в 30 раз (ИБР превратился в нейтронный бустер ИБР-30) благодаря тому, что к нему был присоединен ускоритель электронов, пучок которых, впрыскиваемый в центр активной зоны реактора, формирует нейтронный импульс. В такой системе коэффициент размножения нейтронов может изменяться от 16 до 1000 - это уникально гибкие возможности нейтронного источника. Особо надо подчеркнуть экономичность импульсных реакторов: ИБР-30 при средней мощности 10 кВт дает импульсы максимальной мощности 60 МВт, у ИБР-2 средняя мощность 2 МВт, импульсная - 1500 МВт.



Рис.13 Реактор ИБР

ИБР-2 - эффективный инструмент нейтронных исследований. Средняя мощность реактора невелика, всего 2 МВт, поэтому он исключительно экономичен и надежен. Зато параметры импульсного нейтронного пучка на выходе достаточно хорошие: мощность нейтронного импульса составляет 1500 МВт, длительность импульса - 220 микросекунд, а частота их следования - 5 импульсов в секунду. Поток нейтронов в импульсе составляет 10^{16} частиц на см^2 в сек. Он дает импульс 10^{16} н/см² сек., но его средний во времени поток составляет только 10^{13} н/см² сек. Хотя такого потока не могут добиться даже стационарные реакторы мощностью в 50-100 МВт, этого уже недостаточно для проведения широкого класса экспериментов. Реактор окружают разного рода спектрометры. Двенадцать таких устройств, включающих дифрактометры, рефлектометры, спектрометры малоуглового рассеяния, неупругого рассеяния и другие, установлены по периметру ИБР-2, куда веером от сердца реактора расходятся 14 пульсирующих потоков нейтронов. В настоящее время в ОИЯИ создается источник резонансных нейтронов ИРЕН. Энергия взаимодействия нейтрона с ядром определяется с использованием методики времени пролета. Ясно, что это время не может быть измерено точнее, чем продолжительность импульса. У первого ИБРа длительность нейтронного импульса составляла 30 микросекунд - точность измерения времени и соответственно энергии ограничивалась этой величиной. ИРЕН будет иметь длительность вспышек около 400 наносекунд. Это примерно в 100 раз лучше (то есть короче), соответственно повышается и точность измерений. Точное измерение энергии резонансных нейтронов дает возможность изучать свойства отдельных возбужденных состояний ядер, энергетическое расстояние между которыми меньше одного электронвольта. Таким образом, можно изучать свойства тяжелых ядер (их распад, различные каналы протекания реакции и т.д.) в условиях, которых нельзя достичь другими методами.

Результаты изучения этих состояний позволяют делать выводы для фундаментальной ядерной физики, теории квантового хаоса и многих других актуальных научных направлений. С помощью мощных импульсов нейтронов можно исследовать твердые тела и жидкости и изучать процессы в динамическом режиме. Поэтому импульсные реакторы используются во многих научных и технических приложениях (разработка новых безопасных ядерных реакторов, создание трансмутаторов - установок для переработки ядерных отходов и т.п.) Одна из традиционных областей применения ИБРов - материаловедение, изучение свойств новых материалов, в том числе конструкционных и сверхпроводящих. Большой интерес практиков вызывает изучение пленочных покрытий: с помощью нейтронов, например, можно "увидеть", что происходит на границе между материалом и покрывающей его пленкой. С помощью импульсов нейтронов удалось выяснить, как меняется структура покрытия на скоростных магистралях Германии. Исследован высокотемпературный синтез материалов в реальном времени, изучены

деформации и напряжения в материалах, используемых в конструкциях различных реакторов, изучена структура рибосом и полимерных молекул, магнитных и сверхпроводящих пленок и т.п. Все более широким становится применение нейтронов в таких областях, как геология, химия, науки о Земле. Целую отрасль сегодня составляет исследование текстур - пространственных свойств геологических пород. Так, изучение с помощью нейтронов пород, извлеченных с 10-километровой глубины на севере Кольского полуострова стало важной вехой в геологии. А



изучение магнитной структуры этих пород дало уникальные сведения о прошлом магнитного поля Земли. Свои области исследований с помощью нейтронов сформировались в биологии, фармацевтике, медицине, экологии. В качестве примеров можно упомянуть построение карт загрязнения почвы тяжелыми металлами и радионуклидами и мониторинг содержания нежелательных металлов.

Рис.14 Импульсный реактор БИГР.

Тепловыделяющие элементы являются ячейкой, в которой начинается развитие всех процессов генерации ядерной энергии в атомном реакторе, как в условиях нормальной эксплуатации, так и в переходных и аварийных режимах. Для изучения поведения ТВЭЛ в различных режимах новые возможности предоставило использование импульсного реактора на замедленных нейтронах ВИР-2 с активной зоной из раствора соли UO_2SO_4 , являющийся по своим характеристикам аналогом реактора типа ACRR (СНЛ, США).

Характеризуемая величина	ВИР-2М	БИГР	МИРТ
Начало эксплуатации, год	1971	1977	Проект
Рабочая загрузка U-235, 90%, кг	8	400	40
Энерговыведение в номинальном импульсе, МДж	80	300	3000
Полуширина импульса мощности, сек	$2,6 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-2}$
Флюенс нейтронов Н/см ²	во внутреннем канале	$7 \cdot 10^{14}$	$1 \cdot 10^{16}$
	на боковой поверхности	$1,5 \cdot 10^{14}$	$1 \cdot 10^{15}$

В настоящее время (2004) Россия располагает самым мощным в мире импульсным графитовым реактором на быстрых нейтронах БИГР с керамической активной зоной самогасящегося действия. БИГР совместно с ускорителями заряженных частиц позволяет моделировать воздействие на различные виды военной техники, включая образцы ядерного оружия, отдельных поражающих факторов ядерного взрыва, так и комплексное их воздействие. Реактор БИГР позволяет генерировать газ ультрахолодных нейтронов.

Реактор БИГР (быстрый импульсный графитовый реактор) является единственным в мире представителем импульсных реакторов самогасящего действия на быстрых нейтронах, активная зона которого выполнена из дисперсионного уран-графитового топлива. Импульсный реактор МИРТ предполагается использовать для моделирования реактивных аварий в моделях ядерных энергетических установок, находящихся в состоянии близком к критическому. Этим он качественно отличается от ВИР-2М и БИГР, на которых возможны эксперименты только с фрагментами одиночных ТВЭЛ ограниченной длины или моделями топливных сборок с небольшим числом топливных элементов.

Испытания при воздействии мощных импульсов нейтронов на конструкционные материалы проводятся с использованием импульсного двухзонного твердотопливного ядерного реактора на быстрых нейтронах БАРС-4.

Табл.13 Параметры импульсного ядерного реактора БАРС-4 (Лыткарино, МО)

Длительность импульса	60 мкс
Число делений за импульс	До $2 \cdot 10^{17}$
Флюенс нейтронов ($E > 0,1$ МэВ) за импульс в центральном канале	До 10^{15} см ⁻²
Доза гамма-излучения за импульс	До $5 \cdot 10^5$ Р
Средняя энергия нейтронов	1,4 МэВ
Плотность потока нейтронов в статическом режиме	До $2 \cdot 10^{11}$ см ⁻² ·с ⁻¹

В последнее время импульсные реакторы типа БАРС находят применение в качестве источников энергии для накачки мощных лазеров. ОКУЯН - лазерная установка с накачкой от импульсного реактора - является прототипом мощных энергетических лазерных систем XXI века, которые найдут применение в энергетике (лазерный термоядерный синтез), технологии (глубокая сварка, пайка), космонавтике (дистанционное энергоснабжение космических кораблей, лазерное реактивное движение). Перспективность разработки лазеров с прямой ядерной накачкой определяется уникальными свойствами источника накачки: высокой энергоемкостью, автономностью, компактностью, возможностью накачки больших объемов активных сред, высокой надежностью. Энергетическая модель оптического квантового усилителя с ядерной накачкой ОКУЯН состоит из реакторного (запального) и лазерного блоков. Реакторный блок - двухзонный импульсный реактор на быстрых нейтронах самогасящегося действия БАРС-6 (число делений - 5×10^{17} , длительность импульса на половине высоты - 40 мкс). Лазерный блок диаметром 1.7 м и длиной 2.5 м - бустерная подкритическая зона с $K_{эф}$, близким к единице, включает 103 лазерно-активных элементов, элементы замедлителя и отражателя нейтронов. В оптической схеме используется принцип "задающий генератор-двух-проходный усилитель", в качестве задающего генератора используется импульсный лазер с накачкой электронным пучком.

Ожидаемая максимальная энергия лазерного излучения на переходе атома ксенона с длиной волны $L = 1.73$ мкм составляет 50 кДж при длительности импульса 2-10 мс.

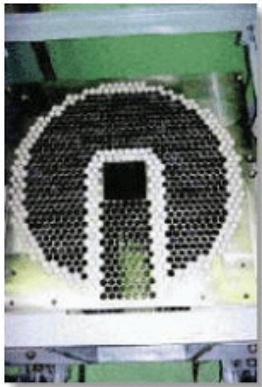


Рис.15 ОКУЯН - лазерная установка с накачкой от импульсного реактора (Обнинск).

В настоящее время российские ученые, занимающиеся нейтронными исследованиями, связывают свои надежды со строящимся в Гатчине мощным высокопоточным исследовательским реактором ПИК (Пучковый, Исследовательский, Корпусной). При полной реализации проекта ПИК способен обеспечить потребности в стационарном потоке нейтронов всех заинтересованных пользователей в России.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 10. **ИЗОТОПНЫЕ ГЕНЕРАТОРЫ ТЕПЛА, ЭЛЕКТРИЧЕСТВА И СВЕТА**

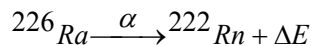
Содержание

1. ИЗОТОПЫ ДЛЯ АТОМНЫХ БАТАРЕЙ	2
2. АТОМНЫЕ БАТАРЕИ В КОСМОСЕ	4
3. АТОМНЫЕ БАТАРЕИ МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ	7
4. АТОМНЫЕ БАТАРЕИ ДЛЯ МАЯКОВ, БАКЕНОВ И СТОРОННЫХ ЗНАКОВ	8
5. ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ С ТЕРМОЭЛЕКТРИЧЕСКИМИ ГЕНЕРАТОРАМИ	10
6. ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ С ТЕРМОЭМИССИОННЫМИ ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯМИ	13
7. ИСТОЧНИКИ СВЕТА	17
8. ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК	18

Одним из критериев улучшения условий жизни человека, является количество электроэнергии, которое он потребляет. Анализ явления радиоактивности в плане его возможного применения в сфере энергетики показывает, что запасенную ядерную энергию можно конвертировать в тепловую в процессах радиоактивного распада, аннигиляции вещества с антивеществом, ядерных реакциях деления тяжелых ядер (под действием тепловых и/или быстрых нейтронов), или в ядерных реакциях синтеза легких ядер (в первую очередь – изотопов водорода).

Самый эффективный способ – аннигиляция – пока не нашел практического применения ввиду отсутствия на Земле антивещества. Поэтому сейчас запасенная ядерная энергия может быть выделена в ходе следующих процессов:

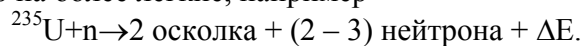
- при радиоактивном распаде, например



- при синтезе тяжелых ядер из легких, например



- при делении тяжелых ядер на более лёгкие, например



Реакции синтеза и деления ядер имеют цепной характер.

Энергия ΔE , выделяющаяся при протекании ядерной реакции, определяется разностью масс начальных и конечных продуктов (дефектом массы). Масса, равная 1 а.е.м., соответствует энергии 931,5 МэВ, т.е. почти 1 ГэВ. Выделение ядерной энергии возможно как при синтезе легких ядер, так и при делении тяжелых.

В практической энергетике удалось реализовать первый и третий процесс, ведется интенсивные поиски осуществления в контролируемых условиях второго процесса – термоядерного синтеза.

В данной лекции мы посвятим изотопным источникам тока (атомным батареям), обеспечивающим превращение энергии, выделяющейся в процессе радиоактивного распада ядер, в тепло, электрический ток, и/или свет.

1. Изотопы для атомных батарей

Поглощение излучения, испускаемого радионуклидами в самом образце, приводит к тому, что образец нагревается. На этом основан принцип действия изотопных источников тепла и тока (изотопных батарей). В изотопных (атомных) батареях тепловая энергия превращается в электрическую энергию путем термоэлектрического преобразователя; при этом коэффициент полезного действия составляет 3 – 5%.

Радионуклидный источник энергии - источник энергии, основанный на превращении кинетической энергии, выделяющейся при распаде ядер радионуклидов, в тепловую; преобразование тепловой энергии в электрическую осуществляется с помощью термоэлектрических генераторов. Применяется в космических энергоустановках малой мощности.

Ядерная батарея (атомная батарея), блок источников электрического тока, работающих на энергии распада радиоактивных элементов (напр., ^{90}Sr , ^{137}Cs). Мощность от нескольких Вт до нескольких сотен Вт. Миниатюрный автономный источник электроэнергии на космических летательных аппаратах, маяках и бакенах, в мобильных телефонах, стимуляторах сердечной деятельности, слуховых аппаратах и часах, а также в системах регенерации воды, установленных на космических аппаратах. Атомные батареи занимают небольшой объем, не нуждаются в уходе и надежны даже в экстремальных условиях.

В настоящее время накоплено огромное количество радиоактивных изотопов. При их распаде выделяется тепловая энергия, которую при желании можно преобразовать в электрическую. Тепловая энергия – это конечный продукт торможения в веществе частиц, образующихся при радиоактивных распадах. Первоначально такие источники получили распространение в космосе в необитаемых кораблях, поскольку не надо было беспокоиться об их защите. В дальнейшем они нашли применение и иных областях человеческой деятельности, где использование других источников энергии либо невозможно, либо совершенно нерентабельно.

Источники теплового потока обычно изготавливаются на основе таких радионуклидов, как никель-63, очень мягкий β -излучатель, $T=91,6$ лет), стронций-90 ($T=29$ лет)+иттрий-90 ($T=64$ часа, ^{90}Sr и ^{90}Y находятся в вековом равновесии, оба β -излучатели), цезий-137 (β -, γ -излучатель, $T=26,6$ лет), церий-144 (β - излучатель, $T=290$ дней), прометий-147 (мягкий β -излучатель, $T=2,64$ года), ^{210}Po (α -излучатель, $E_\alpha=5,3$ МэВ, $T=138,4$ суток) плутоний-238 (α -излучатель 238, $T=89$ лет), кюрий-242 (α -излучатель, $T=162,5$ дня), кюрий-244 (α -излучатель, $T=17,6$ лет) и др.

Для конкретности, приведём некоторые примеры использования разных радионуклидов в атомных батареях.

Полониевая батарея. Полоний-210 - практически чистый альфа-излучатель. Распад полония сопровождается гамма-излучением слабой интенсивности. В связи с относительно небольшим периодом полураспада при использовании полония-210 в изделиях практически не возникает проблемы долговременного хранения радиоактивных отходов. Так, источник на основе полония-210 с тепловой мощностью 10 Вт через 12 лет будет иметь активность $\leq 0,1$ микро Ки, что по санитарным правилам РФ уже не превышает уровень радиоактивности источников, для работы с которыми требуется разрешение Государственного санитарного надзора. При разбавлении этой активности в 10 кг инертного вещества полученный материал уже не является радиоактивными отходами. Радиоизотопные источники тепла на полонии-210 были успешно использованы в четырех космических аппаратах: в первых двух типа «Космос» - для электропитания бортовой аппаратуры, а на «Луноходах» - в качестве источников тепла для поддержания нормального температурного режима в приборном отсеке в период «лунной ночи».

В СССР первая экспериментальная модель термоэлектрического генератора «Л-106» с радиоизотопным источником тепла (РИТ), содержание полония-210 в котором составило 1850 кюри, была создана в марте 1962. Вторая экспериментальная модель термоэлектрического генератора на основе полония-210 «Лимон-1» построена в 1963.

Основные характеристики установки "Лимон-1"				
Характеристика	Время эксплуатации			
		48	1000	1400

	часов	часов	часов	часов
Тепловая мощность РИТ, Вт	244	200	185	163,5
ЭДС, В	2,85	2,3	2,09	1,88
Напряжение на нагрузочном сопротивлении 0,34 Ом, В	1,4	1,14	1,04	0,92
Выходная электрическая мощность изделия, Вт	5,8	3,79	3,24	2,52
Активность РИТ по полонию-210, Ки	7700	6300	5820	5140
Нейтронный фон на расстоянии 0,5 м от источника, н/(с*см ²)	20-30			
Вес изделия, г	3200			
Габариты изделия, мм	Диаметр 190, высота 210			

Цериевая батарея. В источнике «Бета» в качестве источника тепла используется β -радиоактивный изотоп ^{144}Ce . Он предназначен для питания автоматических метеорологических станций и радиопередатчиков (мощность 200 Вт).

Прометиевая батарея. В прометиевой атомной батарее происходит ионизация β -излучением прометия пограничного слоя полупроводника, в результате чего возникает электрический ток. Такое явление называют бетавольтэффектом. Оксид прометия-147 массой в 24 г, запрессованный под давлением в платиновую капсулу, дает энергию в 8 Вт. В современной модификации прометиевой батареи реализовано двукратное преобразование энергии. Сначала излучение прометия заставляет светиться специальный люминесцирующий состав (фосфор), а эта световая энергия преобразуется в электрическую в кремниевом фотоэлементе. На одну батарейку расходуется всего 5 мг окиси прометия-147. Особенность прометия-147 в том, что он практически не дает гамма-лучей, а дает лишь мягкое бета-излучение, задерживаемое даже тонким слоем фосфора и корпусом батарей. Длительность работы такой батареи ограничена лишь периодом полураспада изотопа (2,6 года).

Плутониевая батарея. Батарея с 4 кг $^{238}\text{PuO}_2$ при тепловой мощности 1480 Вт имеет электрическую мощность 60 Вт и рассчитана на работу в течение 10 лет.

При выборе типа термоионных изотопных батарей для конкретного аппарата следует руководствоваться их назначением. Если желательны долгоживущие источники энергии, например, для измерительных или запускаемых в космос приборов, для снабжения током светящихся буев и автоматических метеостанций либо для обогрева одежды водолазов или космонавтов, то предпочтителен кюрий-244 или плутоний-238. Если же, напротив, требуется на короткое время выработка больших количеств энергии, то выгоднее батарея из кюрия-242.

Сделаем теперь несколько оценок.

В радиоизотопные преобразователи типа (США) загружаются изотопами полония ^{210}Po (период полураспада 0,38 года) или плутония ^{238}Pu (период полураспада 89 лет). Оценим количество радиоизотопа ^{238}Pu , необходимого для обеспечения такой же тепловой мощности, как и при загрузке ^{210}Po , если тепловая мощность преобразователя 60 Вт, а масса изотопа полония 0,38 г. Для грубой оценки можно составить пропорцию: чем меньше период полураспада, тем больше удельная активность препарата. И если период полураспада изотопа плутония в 234 раза больше периода полураспада полония, то и масса изотопа плутония, необходимая для создания той же тепловой мощности, должна быть приблизительно в 234 раза больше массы изотопа полония.

Оценим теперь активность используемых радиоактивных источников. Зная массу и период полураспада изотопа ^{210}Po , найдём его активность и выразим её в кюри. Зная молярную массу изотопа полония и число Авогадро, легко сосчитать, что за одну секунду происходит $4 \cdot 10^{13}$ распадов, т.е. активность препарата равна 1100 кюри. Активность очень большая: защититься от радиации можно металлической фольгой, но без защиты источник в руки брать смертельно опасно!

2. АТОМНЫЕ БАТАРЕИ В КОСМОСЕ

Первое широкое применение атомные батареи нашли в космосе, поскольку именно там требовались источники энергии, способные вырабатывать тепло и электричество в течение длительного времени, в условиях резкого и очень сильного перепада температур, при значительных переменных нагрузках, и поскольку в условиях непилотируемых полётов радиоизлучение от источника питания не несло большой угрозы (в космосе и без него излучений хватает). Химические источники энергии не оправдали себя. Так, когда 4.10.1957 в СССР был выведен на орбиту первый искусственный спутник Земли, то его химические батареи могли давать энергию в течение 23-х дней. После этого мощность их была исчерпана. Кремниевые солнечные батареи эффективны лишь при полётах вблизи Солнца, для полётов к удалённым планетам солнечной системы они не годятся.

Способы преобразования энергии на космических аппаратах бывают двух видов: прямое и машинное. Типы преобразователей тепловой энергии в электрическую делятся на статические (т.е. без подвижных частей), и динамические (т.е. с подвижными, вращающимися или двигающимися частями). Проблема выбора вида преобразования энергии по-прежнему остается актуальной разработчиков различных преобразователей и космических ядерных энергетических установок (КЯЭУ) на их основе.

Так, в рамках известной инициативы НАСА по космическим ядерным энергетическим установкам для реализации программы «Прометей» по проекту «Джимо» (орбитальная экспедиция к ледяным лунам Юпитера) выбран **динамический преобразователь** (газо-турбинная установка на основе цикла Брайтона). Ресурс КЯЭУ 10 лет при выходной электрической мощности от 250 кВт(эл).

Начиная с начала шестидесятых годов, достаточно широкий размах в СССР, США и ряде других стран получили работы по **прямому преобразованию** тепловой энергии в электрическую на основе **термоэлектрических и термоэмиссионных преобразователей**. Подобные методы преобразования энергии принципиально упрощают схему установок, исключают промежуточные этапы превращения энергии и позволяют создать компактные и лёгкие энергетические установки.

В 1959 в рамках проекта «Орион» комиссия по атомной энергии США приняла решение создать целую серию ядерных вспомогательных источников энергии – сокращённо SNAP (System for nuclear auxiliary Power). В соответствии с этой программой, в США приступили к разработке устройств, в которых электроэнергия получается при использовании тепла – либо выделяемого при радиоактивном распаде изотопов, либо вырабатываемого при делении ядер урана в небольших ядерных реакторах (таким источникам тока присваивались нечётные номера).

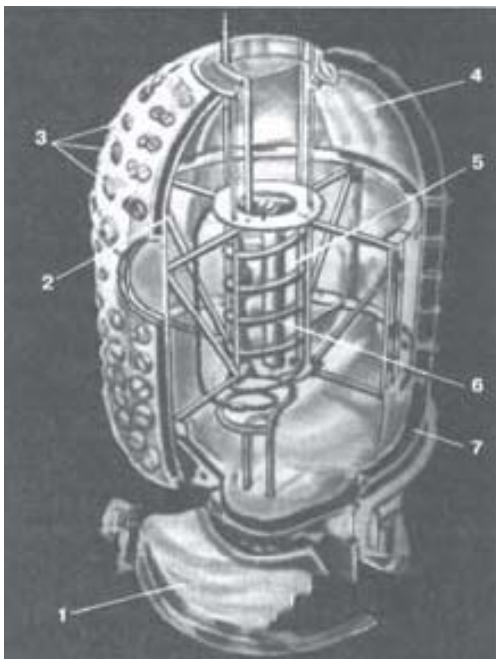


Рис.1 Источник энергии SNAP-1А.

1 – тепловая изоляция, 2 – тепловые экраны, 3 – термоэлектрические преобразователи, 4 – пространство, заполненное ртутью, 5 – таблетки церия, 6 – охлаждаемый змеевик, 7 – изоляция

Исторически первым был разработан термоэлектрический генератор SNAP-1А мощностью 125 Вт с ртутной защитой. Работы над установкой были закончены в 1960 году после испытания модели с электрическим подогревом. На **Рис.1** хорошо видны таблетки изотопа ^{144}Ce , при радиоактивном распаде которого выделяется тепло, и змеевик охлаждения. Всё это находится в пространстве, залитым ртутью. На поверхности изолирующего покрытия расположены термоэлектрические преобразователи. Примерно тогда же

был создан изотопный термоэлектрический преобразователь SNAP-3, предназначенный для проверки основных принципов работы таких устройств. Этот преобразователь был загружен изотопом полония ^{210}Po . Он имел начальную мощность 3 Вт и проработал долгие годы.

Радиоизотопные термоэлектрические преобразователи типа SNAP-1A, загруженные изотопом плутония ^{238}Pu имели мощность 2,7 Вт и массу 1,84 кг (2,5 кг вместе с термоэлектрическим преобразователем). Малые размеры (11,875*12,25 см), относительно небольшая масса, и длительный период полураспада (89 лет), обеспечивающий указанную мощность по крайней мере в течение 5 лет, позволили использовать их в космосе, в частности, как вспомогательные источники электроэнергии в навигационных спутниках серии «Транзит-4А» и «Транзит-4Б», запускаемых с 1961 года. Спутник «Транзит-4А» с радиоизотопным источником, запущенный 28 июня 1961 года – первый случай использования атомной энергии в космосе. Важно, что в плутонии-238, в отличие от плутония-239, не может поддерживаться цепная ядерная реакция, а значит при использовании этого изотопа исключена опасность ядерного взрыва. Источник SNAP-9A мощностью 25 Вт был разработан для установки на спутнике «Транзит-5». Использованный в нём радиоизотоп плутония ^{238}Pu обеспечивал надёжную работу в космосе в течение 6 лет.

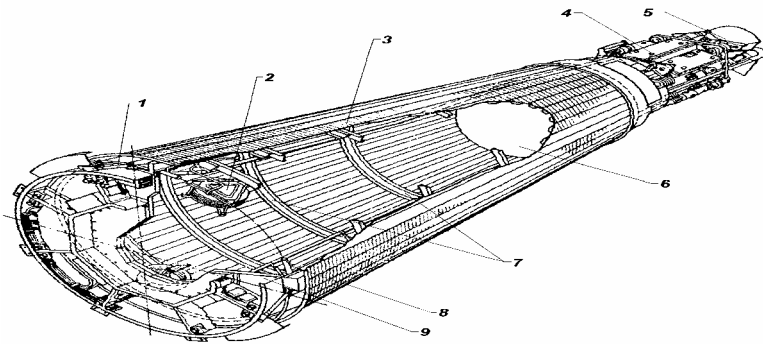
В США метеоспутник "Нимбус", который вращается вокруг Земли с мая 1968, имеет батарею на плутонии-238 мощностью 60 Вт. Американский лунный зонд «Сарвейор», который в 1966 передал по радио на Землю первый химический анализ лунного грунта, обладал энергетической установкой (термоэлектрический генератор SNAP-11) мощностью в 20 Вт, питаемой 7,5 г кюрия-242 (срок работы 120 дней).

Мини-электростанция SNAP-27 имеет мощность 73 Вт, которая обеспечивается 4,3 кг плутония-238. Ее размеры составляют 45*40 см. 12 ноября 1969 года астронавты "Аполлона 12" установили SNAP-27 на Луне. Из соображений безопасности на время космического полета американские космонавты закрепили плутониевый стержень, имеющий температуру 700°C, на наружной стенке лунного корабля. Только после посадки они поместили его внутрь генератора. SNAP-27 сразу стали давать электрический ток, а позднее -- снабжать энергией оставленную на Луне измерительную аппаратуру. Еще раньше, при первой посадке на Луну, американцы использовали источники энергии из плутония-238. Такие батареи помещали в измерительные приборы, и они гарантировали их безупречную работу, даже при тех резких перепадах температур, которые существуют на спутнике нашей Земли. В полетах космических кораблей "Аполлон" источник энергии из 570 г плутония-238 обеспечивал регенерацию питьевой воды. С его помощью американские астронавты могли ежедневно регенерировать 8 л воды.

СССР использовал атомные батареи в спутниках типа «Космос». В сентябре 1965 в составе аппаратов «Космос-84» и «Космос-90» были запущены радиоизотопные термоэлектрические генераторы (РИТЭГ) «Орион-1» электрической мощностью 20 Вт. Вес РИТЭГ составлял 14,8 кг, расчётный ресурс - 4 месяца. Ампулы РИТЭГ, содержащие полоний-210, были сконструированы в соответствии с принципом гарантированного сохранения целостности и герметичности при всех авариях. Этот принцип оправдал себя при авариях ракет-носителей в 1969, когда, несмотря на полное разрушение объектов, топливный блок, содержащий 25000 кюри полония-210, остался герметичным.

Исследовательский корабль «Луноход-1», спущенный на поверхность Луны Советским Союзом в ноябре 1970 года, был обеспечен радиоактивными изотопами (полоний-210) для регулировки температуры. «Луноход-1» функционировал в течение 322 дней. За 11 лунных суток он прошёл 10,5 км, исследуя район Моря Дождей, осуществил детальное топографическое обследование 80000 кв.м. лунной поверхности. За это время был проведён 171 сеанс связи, с помощью радиотелесистем «Лунохода-1», на Землю было передано свыше 200 тысяч снимков лунной поверхности». Успешно работал радиоизотопный термоэлектрический генератор тока и на аппарате «Луноход-2».

Источники энергии, снабженные долгоживущими изотопами, особенно необходимы для космических зондов, находящихся в "дальних странствиях" к удаленным планетам. Поэтому американские зонды «Викинг», которые были высажены на Марс в июле и сентябре 1976 с целью поисков там разумной жизни, имели на борту два радиоизотопных генератора для обеспечения энергией спускаемого аппарата. Космические станции вблизи Земли, такие, как «Салют» (СССР) и «Скайлэб» (США), получают энергию от солнечных батарей, питаемых энергией Солнца. Однако зонды для Юпитера нельзя оснащать солнечными батареями. Излучения Солнца, которое получает зонд вблизи далекого Юпитера, совершенно недостаточно для обеспечения прибора энергией. Кроме того, при космическом перелете Земля - Юпитер требуется преодолеть огромные межпланетные расстояния при продолжительности полета от 600 до 700 дней. Для таких космических экспедиций основой удаи является надежность энергетических установок. Поэтому американские зонды планеты Юпитер – «Пионер 10», который стартовал в феврале 1972 года, а в декабре 1973 года достиг наибольшего приближения к Юпитеру, а также его преемник «Пионер-2» - были оснащены четырьмя мощными батареями с плутонием-238, помещенными на концах кронштейнов длиной в 27 м. В 1987 году «Пионер 10» пролетел мимо самой удаленной от Земли



планеты - Плутона, а затем это произведенное на земле космическое тело покинуло нашу Солнечную систему.

Рис. 2 КЯЭУ «SNAP-10А» 1 – узлы крепления ЯЭУ к ракете-носителю; 2 – компенсационный бак ЖМК; 3 – ХИ-ТЭГ; 4 – ЯР; 5 – ЭМН; 6 – РЗ; 7 – силовой каркас; 8 - коллектор контура теплоносителя; 9 – аппаратный отсек.

Табл.1 Основные характеристики КЯЭУ, получившие реальный опыт использования в составе космических аппаратов в США и СССР/России

	SNAP-10A	БУК	ТОПАЗ
Тепловая мощность, кВт	34	100	150
Электрическая мощность, кВт	0,54	2,5	7
Ресурс, мес.	1,5	6	12
Масса, т	0,45	0,9	1,2
Количество запусков	1	32	2
Год запуска	1965	1970-1988	1987

На **Рис. 1-3** приведены их конструктивно-компоновочные схемы.

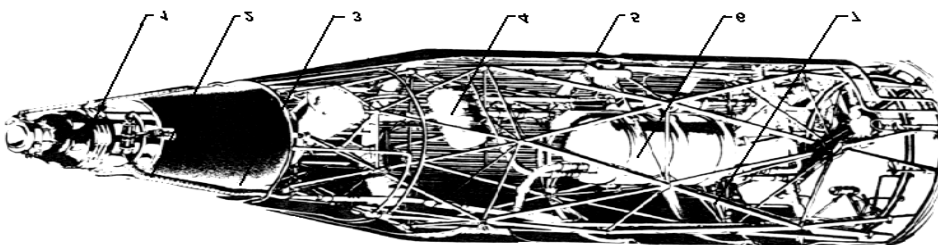


Рис 3. КЯЭУ «БУК» 1 – реактор; 2 – трубопровод жидкометаллического контура; 3 – радиационная защита; 4 – компенсационный бак ЖМК; 5 – холодильник-излучатель; 6 – ТЭГ; 7 – силовая рамная конструкция.

Можно сказать, что использование радиоизотопных источников тепла вместо химических позволило в десятки и даже в сотни раз увеличить длительность пребывания спутников на орбите. Однако при использовании спутников с большим энергопотреблением мощности радиоизотопных

генераторов оказывается недостаточно. При энергопотреблении более 500 Вт более рентабельно использовать ядерную реакцию деления, т.е. маленькие атомные станции.

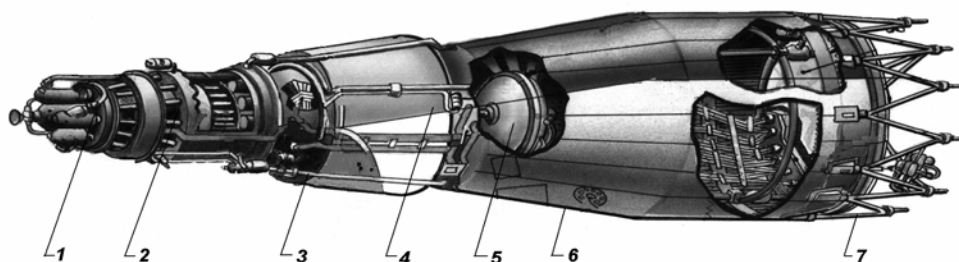


Рис.4 КЯЭУ «ТОПАЗ» 1 – блок системы подачи пара цезия и приводов органов регулирования; 2 – ТРП; 3 – трубопровод ЖМК; 4 – РЗ; 5 – компенсационный бак

ЖМК; 6 – ХИ; 7 – рамная конструкция.

3. АТОМНЫЕ БАТАРЕИ МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ

Перспективно применение атомных батарей и в медицине, например, для снабжения энергией сердечных регуляторов. От таких батарей требуется, чтобы они периодически посылали сердечной мышце электрические импульсы. Химические батареи неизмеримо больше атомных по размерам и работают только два-три года. Батареи на основе плутония-238 являются «вечными». К атомным регуляторам предъявляются особенно жесткие требования по технике безопасности, чтобы ни при каких обстоятельствах чрезвычайно токсичный плутоний не смог вырваться наружу. В 1970 году французские врачи имплантировали двум людям сердечные регуляторы, которые весили всего по 40 г. Требуемую мощность в 200 мкВт обеспечивали 150 мг плутония-238. С тех пор эти регуляторы поддерживают сердечную деятельность обоих пациентов. Столь убедительный успех создал целую медицинскую школу. Медики имплантируют сердечные регуляторы из плутония-238 или прометия-247, в России и Польше. Атомные батареи служат источником энергии для «искусственного сердца» - насоса для крови, спасителя жизни при остановке кровообращения.

В 2004 в Корнелльском Университете (США) с помощью технологии MEMS (microelectromechanical-systems) изобретен элемент питания, основанный на никеле-63, способный работать более 50 лет. Опытный образец имеет форму куба с ребром меньшим 1 мм. Механизм работы этого элемента питания можно описать так: MEMS батарея переводит сохраненную энергию на радиоактивном изотопе в движение микроскопической консоли, позволяя перемещать непосредственно MEMS компоненты или производить электричество для схемы. Медная консоль установлена над тонким слоем радиоактивного изотопа никеля-63 (β -излучатель). Консоль накапливает испускаемые электроны, что создает отрицательный заряд. В то же самое время слой становится положительно заряженным. Бета-частицы передают заряд от слоя изотопа к консоли, а разность потенциалов заставляет консоль сгибаться к слою изотопа. Пока изотоп распадается консоль продолжает свои движения вверх-вниз. Атомные батареи - лучшее решение для постоянно работающих датчиков и других устройств для долгосрочного контроля. Период полураспада никеля-63 - более 100 лет, но атомная батарея будет работать должным образом только в течение первой половины ее полураспада, или приблизительно 50 лет. Военные найдут много применений подобным атомным батареям - например, датчики, которые контролируют ракеты или датчики поля битвы, которые должны быть скрыты и оставлены без присмотра на долгое время. Гражданские применения же включают в себя, прежде всего, медицинские устройства, которые могут быть имплантированы в тело человека на долгий срок.

4. АТОМНЫЕ БАТАРЕИ ДЛЯ МАЯКОВ, БАКЕНОВ И СТОРНЫХ ЗНАКОВ

Атомные батареи нашли широкое применение в качестве автономных источников питания маяков, бакенов, створных знаков, автоматических метеостанций, устанавливаемых в труднодоступных регионах.

Радиоизотопные термоэлектрические генераторы (РИТЭГи) - источники автономного электропитания с постоянным напряжением от 7 до 30 В для различной автономной аппаратуры мощностью от нескольких ватт до 80 Вт. Совместно с ритэгами используются различные электротехнические устройства, обеспечивающие накопление и преобразование электрической энергии, вырабатываемой генератором. Наиболее широко ритэги используются в качестве источников электропитания навигационных маяков и световых знаков. Ритэги также используются как источники питания для радиомаяков и метеостанций.

РИТЭГ обычно содержит корпус с теплоотводящим радиатором, тепловой блок с радиоизотопным источником тепла, тепловую изоляцию, термоэлектрический преобразователь, теплопереход между тепловым блоком и термоэлектрическим преобразователем, тепловой шунт с переменным тепловым сопротивлением, термостат с электронным преобразователем напряжений и накопителем, высокотемпературный терморегулятор для термоэлектрического преобразователя и низкотемпературный терморегулятор для термостата в виде тепловых труб с газовыми резервуарами и конденсатор.

Конструкции РИТЭГ отличаются между собой применяемыми изотопами, термоэлектрическими материалами, параметрами по выходному электрическому напряжению, выходной электрической мощности, массе, габаритам, конструктивными формами и др.

Примером может служить серия радиоизотопных источников типа SNAP-7 (США) с загрузкой изотопом стронция ^{90}Sr : SNAP-7А мощностью 5 Вт и SNAP-7В мощностью 30Вт используются в качестве источников энергии для навигационных маяков, а источники SNAP-7D мощностью 30 Вт – в автоматических метеостанциях, расположенных в удалённых районах.



Рис.5 РИТЭГ советского производства на удалённом маяке.

В СССР создана серия изотопных термоэлектрических генераторов «Бета» (мощность порядка 10 Вт), служащих для энергопитания радиометеорологических станций. Главное действующее лицо в нем – изотоп стронция.

Гарантийный срок службы генератора «Бета-С» -10 лет, в течение которых он способен снабжать электрическим током нуждающиеся в нем приборы. А все обслуживание его заключается лишь в профилактических осмотрах - раз в два года. Наиболее широко применяется РИТЭГ типа «Бета-М», который был одним из первых разработанных в конце 60х годов прошлого века изделий. В настоящее время в эксплуатации находится около 700 РИТЭГов этого типа. Этот тип РИТЭГА, к сожалению, не имеет сварных соединений и, как показала практика, может быть разобран на месте эксплуатации с использованием обычного слесарного инструмента.

Другой РИТЭГ, выпускаемый в России, с источником тепла на основе стронций-90 «РИТ-90» представляет собой закрытый источник излучения, в котором топливная композиция обычно в форме керамического титанатастронция-90 (SrTiO_3) дважды герметизирована аргоно-дуговой сваркой в капсуле. В некоторых РИТЭГах стронций используется в форме стронциевого боросиликатного стекла. Капсула защищена от внешних воздействий толстой оболочкой, сделанной из нержавеющей стали, алюминия и свинца. Биологическая защита



изготовлена таким образом, чтобы на поверхности устройств доза радиации не превышала 200 мР/ч, а на расстоянии метра — 10 мР/ч. На момент изготовления РИТ-90 содержат от 30 до 180 кКи ^{90}Sr . Мощность дозы гамма-излучения РИТ-90 самого по себе, без металлической защиты, достигает 400— 800 Р/ч на расстоянии 0,5 м и 100— 200 Р/ч в 1 м от РИТ-90. По классификации МАГАТЭ РИТЭГи относятся к 1 классу опасности (strongest sources, сильнейшие излучатели).

Рис.6. Гарантийное обслуживание РИТЭГа

В настоящее время в России имеется около 1 000 радиоизотопных термоэлектрических генераторов, большая часть которых используется как элемент питания световых маяков. Всего в СССР было создано около 1 500 РИТЭГов. Около 80% всех изготовленных РИТЭГов было направлено в гидрографические войсковые части Минобороны и гражданские гидрографические базы вдоль Северного морского пути. Срок службы всех типов РИТЭГов составляет 10 лет. В настоящее время все РИТЭГи, находящиеся в эксплуатации, выработали свой срок службы и должны быть утилизированы.

Табл. 2. Радиоактивный элемент РИТ-9

Размер цилиндра	10*10 см
Вес	5 кг
Мощность	240 Ватт
Содержание стронция-90	1500 ТБк (40000 Кюри)
Мощность	240 Ватт
Температура на поверхности	300-400°C

Мощность экспозиционной дозы на расстоянии до 0,02-0,5 м 2800-1000 Р/час

Безопасной активности РИТ-90 достигают только через 900-1 000 лет.

Для высокоэнергетических радионуклидных энергетических установок в качестве топлива применяют плутоний-238. Однако использование в РИТЭГах источников тепла на основе плутония-238 наряду с некоторыми техническими преимуществами требует значительных финансовых затрат, поэтому в последние 10 - 15 лет не осуществлялась поставка таких РИТЭГов отечественным потребителям для наземных целей.

США использовали РИТЭГи в основном для космических нужд, но 10 ритэгов было установлено на удалённых военных объектах в Аляске в 1960 - 70х годах. Однако после того как из-за стихийного пожара в 1992 году один из РИТЭГов оказался под угрозой, ВВС США начали заменять их на дизель-генераторы.

Табл. 3. Типы и основные характеристики РИТЭГов советского производства

Тепловая мощность РИТ, Вт	Начальная номинальная активность РИТ, тысячи	Электрическая мощность РИТЭГа, Вт	Выходное электрическое напряжение РИТЭГа, В	Масса РИТЭГа, кг	Начало производства
---------------------------	--	-----------------------------------	---	------------------	---------------------

Кюри

Эфир-МА	720	111	30	35	1250	1976
ИЭУ-1	2200	49	80	24	2500	1976
ИЭУ-2	580	89	14	6	600	1977
Бета-М	230	35	10		560	1978
Гонг	315	49	18	14	600	1983
Горн	1100	170	60	7 (14)	1050	(3 1983 РИТ)
ИЭУ-2М	690	106	20	14	600	1985
Сеностав	1870	288			1250	1989
ИЭУ-1М	2200 (3300)	340 (510)	120 (180)	28	2 (3) x 1050	1990

В Канаде на острове Аксель-Хейберг в труднодоступном месте действует атомная метеорологическая станция. Источником энергии для аппаратуры станции служит изотоп стронция (всего 400 граммов), помещенный в специальный трехслойный сплав и защищенный свинцовым экраном. Теплота, образующаяся при радиоактивном распаде стронция, превращается в электрический ток, который питает приборы для измерения температуры, атмосферного давления, скорости и направления ветра. Полученные данные фиксируются самопишущими приборами и передаются по радио с помощью двух транзисторных передатчиков на расстояние свыше 1500 километров. Вся аппаратура смонтирована в стальном цилиндре высотой 2,5 метра, диаметром 0,65 метра и общей массой около тонны.

5. ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ С ТЕРМОЭЛЕКТРИЧЕСКИМИ ГЕНЕРАТОРАМИ

Космическая гонка, особенно в военной сфере, потребовала энергооснащенности спутников, в десятки раз превышающей ту, что могли обеспечить солнечные батареи или изотопные источники питания. Действительно, на базе радиоактивного изотопа трудно построить прямой преобразователь тепла в электроэнергию (на термоэлементах) большой мощности. В этом отношении намного перспективнее использование цепной ядерной реакции. В космическом пространстве в 2000 находилось 55 ядерных реакторов. Использование атомной-тепловой энергии можно разделить на машинное и безмашинное. Необходимую мощность дают компактные ядерно-энергетические установки (ЯЭУ), которые из-за ограниченных размеров спутников должны работать без габаритных парогенераторов или турбин. Прямое преобразование ядерной тепловой энергии в электрическую имеет решающие преимущества по сравнению с машинным для автономных реакторных энергоустановок сравнительно небольшой мощности (от 3 кВт до 3-5 МВт) и большой ресурсоспособности (от 3 лет непрерывной эксплуатации до 10 лет в перспективе).



Рис.7. Термоэлектрическая космическая ядерная установка

Ядерная электрическая установка (ЯЭУ) предназначена для питания электроэнергией аппаратуры

космических аппаратов используется принцип непосредственного преобразования тепловой энергии ядерного реактора в электричество в полупроводниковом термоэлектрическом генераторе. Захоронение ЯЭУ после окончания эксплуатации производится переводом на орбиту, где время существования реактора достаточно для распада продуктов деления до безопасного уровня (не менее 300 лет). В случае любых аварий с космическим аппаратом ЯЭУ имеет в своём составе высокоэффективную дополнительную систему радиационной безопасности, использующую аэродинамическое диспергирование реактора до безопасного уровня.

Использование термоэлектрических и термоэмиссионных преобразователей энергии в сочетании с ядерными реакторами позволило создать принципиально новый тип установок, в которых источник тепловой энергии - ядерный реактор и преобразователь тепловой энергии в электрическую были объединены в единый агрегат - реактор-преобразователь.

Типичная ядерная энергетическая установка содержит: реактор на быстрых нейтронах с боковым бериллиевым отражателем, включающим 6 цилиндрических регулирующих стержней, холодильник излучатель; 2 контура теплоносителя (эвтектика натрия - калия), электромагнитный насос, термоэлектрический генератор и приводы регулирующих стержней; теньевую радиационную защиту гидрида лития обеспечивающую ослабление ионизирующих излучений реактора до уровня допустимых для приборов и оборудования космического аппарата; - излучатель для сброса тепла в космос со второго контура теплоносителя; приставку с агрегатами системы выброса сборки тепловыделяющих элементов реактора из корпуса реактора. Мощность электрическая - 3 кВт, мощность тепловая - 100 кВт, масса ЯЭУ - 930 кг, загрузка урана 235 - 30 кг.

В 50-х годах в СССР начаты работы по созданию реакторной термоэлектрической энергоустановки «БУК» с малогабаритным реактором на быстрых нейтронах и находящимся вне реактора термоэлектрическим генератором на полупроводниковых элементах. Более 30 установок «БУК» эксплуатировались на космических аппаратах серии «Космос» в течение ряда лет.

В 1964 в Институте ядерной энергии им. И.В.Курчатова запущен первый реактор прямого преобразования тепла в электричество, «Ромашка». Основой является высокотемпературный реактор на быстрых нейтронах, активная зона которого состоит из дикарида урана и графита. Активная зона реактора (цилиндр) окружена бериллиевым отражателем. Температура в центре активной зоны - 1770°C, на наружной поверхности реактора - 1000°C. На наружной поверхности отражателя находится термоэлектрический преобразователь, состоящий из большого числа кремний-германиевых полупроводниковых пластин, внутренние стороны которых нагреваются теплом, выделяемым реактором, а наружные охлаждаются. Неиспользованное тепло с преобразователя излучается в окружающее пространство ребристым холодильником-излучателем. Тепловая мощность реактора 40 кВт. Снимаемая электрическая мощность с термоэлектрического преобразователя 500 Вт.

Высокотемпературный ядерный реактор-преобразователь позволяет непосредственно получать электроэнергию без участия каких-либо движущихся рабочих тел и механизмов. В «Ромашке» наиболее полно воплощены идеи реактора прямого преобразования: там нет ничего движущегося. В отличие от американского реактора SNAP-10A там нет теплоносителя и насосов. Американцы вынуждены были отказаться от своего варианта реактора из-за непрочных позиций в области высокотемпературного материаловедения.

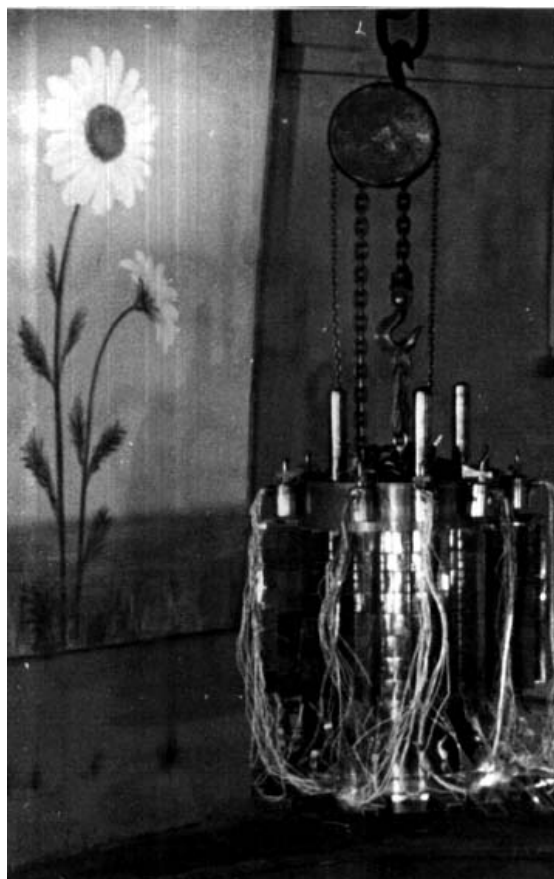


Рис.8 Реактор «Ромашка»

Реактор-преобразователь "Ромашка" успешно проработал 15000 часов (вместо ожидаемых 1000 ч.), выработал при этом - 6100 кВт.час электроэнергии.

Выполненный комплекс работ с установкой "Ромашка" показал её абсолютную надёжность и безопасность.

Эффективность работы подобных генераторов можно повысить путём использования вместо термоэлектрического преобразователя энергии плоских модульных термоэмиссионных элементов, располагаемых на границе активной зоны и радиального отражателя.

На базе установки "Ромашка" была создана опытная установка «Гамма» - прототип автономной транспортируемой АЭС «Елена» электрической мощностью до 500 кВт, предназначенной для энергоснабжения отдаленных районов.

Первая в нашей стране космическая ядерная электрическая станции (КАЭС) «БЭС-5» с гомогенным реактором на быстрых нейтронах и термоэлектрическим генератором (ТЭГ) разрабатывалась для электропитания аппаратуры космического аппарата радиолокационной разведки на участке выведения и в течение всего времени активного существования спутника на круговой орбите высотой порядка 260 км. Генерирующая выходная мощность "БЭС-5" 2800 Вт, с ресурсом 1080 часов. 3 октября 1970 осуществлён запуск ЯЭУ «БЭС-5» в составе космического аппарата радиолокационной разведки («Космос-367»). После проведения 9 запусков ЯЭУ "БЭС-5" в 1975 была принята на вооружение ВМФ СССР. Всего к моменту снятия с эксплуатации ЯЭУ «БЭС-5» (1989) была запущена в космос 31 установка.

В процессе эксплуатации установки проводились работы по доработке и модернизации БЭС, связанные с повышением радиационной безопасности, увеличением электрической мощности в конце ресурса до 3 кВт и увеличением ресурса до 6-12 месяцев. Первый запуск модернизированного варианта ЯЭУ был произведён 14 марта 1988 года в составе космического аппарата «Космос-1932».

Табл.4 Радионуклидные термоэлектрические генераторы (РТГ) и блоки обогрева (БО) на полонии-210 и плутонии-238, источник гамма-излучения (ИИ) на тулии-170

Спутник	Дата запуска	Высота орбиты, место нахождения	РТГ, БО, ИИ	Электрич./тепловая мощность, Вт	Время работы, час
Космос-84	03.09.1965	1300 км	РТГ «Орион-1» на полонии-210	~20 Вт _{ЭЛ}	~3000
Космос-90	18.09.1965	1300 км	РТГ «Орион-2» на полонии-210	~20 Вт _{ЭЛ}	~3000
Луна-17	17.11.1970	Луноход-1	БО на полонии-210	~900 Вт _{ТЕП}	~2000
Орбитальная станция «Салют-1»	19.04.1971	200-222 км Станция спущена в	ИИ на тулии-170	—	—

		Тихий океан 11.10.1971 г.			
Луна-21	16.01.1973	Луноход-2	БО на полонии-210	~900 Вт _{ТЕП}	~3000
Марс-96	16.11.1996	Падение при запуске в Индийский океан	РТГ «Ангел» и БО на плутонии-238 в малых станциях и пенетраторах	~0,2 Вт _{ЭЛ}	?

Типичным представителем КАЭС, используемых в качестве источников питания мощных радиотехнических спутников (космических радиолокационных станций и телетрансляторов), с прямым преобразованием тепла в электричество, является установка «Бук», которая по сути дела, представляла собой ТЭГ - полупроводниковый преобразователь Иоффе, только вместо керосиновой лампы в нем использовался ядерный реактор. Как обычно, один полупроводниковый спай помещался в холод, а другой - в тепло: между ними пробегал электрический ток. С холодом в космосе все в порядке - он повсюду. Для тепла же годился металлический теплоноситель, что омывал портативный ядерный реактор. Это был быстрый реактор мощностью до 100 кВт. Полная загрузка высокообогащенного урана составляла около 30 кг. Тепло из активной зоны передавалось жидким металлом - эвтектическим сплавом натрия с калием полупроводниковым батареям. Электрическая мощность достигала 5 кВт. Время работы «Бука» - 1-3 месяца. теперь уже в качестве, продолжались до начала перестройки. С 1970 по 1988 год в космос запустили около 30 радиолокационных спутников с ядерно-энергетическими установками "Бук" с полупроводниковыми реакторами-преобразователями. Если установка отказывалась, спутник переводили на орбиту длительного существования высотой 1000 км.

Основные достижения отечественной науки и техники в области термоэлектрической технологии для космических миссий связаны с НИОКР по созданию ЯЭУ «Ромашка», КЯЭУ «БУК» и реальным опытом ее эксплуатации в космосе в период 1970-1988 гг. в ходе 32-х запусков [6,15-17].

В **Табл. 5** приведены результаты положительного и отрицательного опыта использования термоэлектрических Si-Ge преобразователей в космосе.

Табл. 5 Опыт эксплуатации в космосе ЯЭУ с ТЭГ

Минусы	низкий ресурс ($\leq 0,5$ года); 25-30% деградация электрических характеристик (в основном из-за роста сопротивления электрических контактов); высокий системный показатель удельной массы ($\gamma > 50$ кг/кВт _{ЭЛ}).
Плюсы	высокая надежность ТЭГ; радиационные дефекты отжигаются при $T \geq 750$ К и не вызывают роста внутреннего сопротивления термобатареи

6. ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ С ТЕРМОЭМИССИОННЫМИ ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯМИ

В СССР параллельно работам по созданию ЯЭУ с термоэлектрическими генераторами проводились работы по ЯЭУ с термоэмиссионными преобразователями, имеющими более высокие технические характеристики. По сути, здесь используется тот же, что и в полупроводниковом преобразователе принцип, но вместо холодного и горячего спаи применяют горячий карбидурановый катод и холодный стальной анод, а между ними находятся легко ионизирующиеся пары цезия. Эффект - электрическая разность потенциалов, то есть натуральная космическая электростанция. Термоэмиссионное преобразование по сравнению с термоэлектрическим позволяет увеличить к.п.д., повысить ресурс и улучшить массогабаритные характеристики энергоустановки и космического аппарата в целом. Принцип термоэмиссионного преобразования тепловой энергии в электрическую заключается в том, что раскаленная выделяемым в реакторе теплом металлическая поверхность эффективно испускает ионы, адсорбируемые расположенной с небольшим зазором охлажденной стенкой.

В 1970-71 в СССР была создана термоэмиссионная ядерно-энергетическая установка «Топаз» (Термоэмиссионный Опытный Преобразователь в Активной Зоне), в которой использовался тепловой

реактор мощностью до 150 кВт. Полная загрузка урана составляла 31,1 кг 90% урана-235. Вес установки 1250 кг. Основой реактора были тепловыделяющие элементы – «гирлянды». Они представляли собой цепочку термоэлементов: катод - "наперсток" из вольфрама или молибдена, заполненный окисью урана, анод - тонкостенная трубка из ниобия, охлаждаемая жидким натрий-калием. Температура катода достигала 1650°C. Электрическая мощность 10 кВт. «Топазы» обладали кпд теплоэлектрического преобразования 5—10% против 2—4% у прежних реакторов.

Помимо урана-235 перспективен в качестве топлива реакторов космического назначения диоксид плутония-238, благодаря своему очень высокому удельному энерговыделению. В этом случае относительно низкий кпд термоэмиссионного реактора прямого преобразования компенсируется активным энерговыделением плутония-238.

Испытаны два термоэмиссионных реактора-преобразователя на промежуточных нейтронах (без замедлителя) - «Топаз-1» и «Топаз-2» электрической мощностью 5 и 10 кВт соответственно. В установке «Топаз» прямое (безмашинное) преобразование энергии осуществляется во встроенных в активную зону малогабаритного теплового реактора электрогенерирующих каналов. Установка «Топаз-1» снабжена тепловым реактором-преобразователем и жидкометаллическим теплоносителем (натрий-калий или литий). Принцип прямого преобразования тепловой энергии в электрическую заключается в нагреве в вакууме катода до высокой температуры при поддержании анода относительно холодным, при этом с поверхности катода «испаряются» (эмиттируют) электроны, которые, пролетев межэлектродный зазор, «конденсируются» на аноде, и при замкнутой наружной цепи по ней идёт электрический ток. Основное преимущество такой установки по сравнению с электромашинными генераторами — отсутствие движущихся частей. Реализация концепции реактора-преобразователя на быстрых нейтронах с литиевым охлаждением в будущем возможно позволяет решить задачу создания установки электрической мощностью 500-1000 кВт и более.

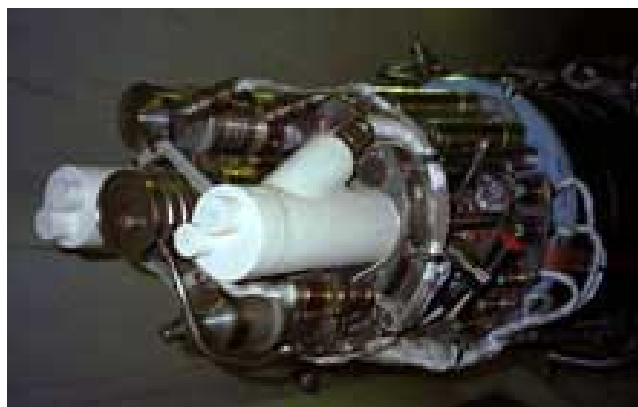


Рис.9. Термоэмиссионная космическая ядерная установка «ТОПАЗ»

Ядерная энергетическая установка содержит: термоэмиссионный реактор-преобразователь с замедлителем из гидрида циркония и боковым бериллиевым отражателем, включающим поворотные органы регулирования; систему реактора-преобразователя: приводы органов регулирования подачи цезия в электрогенерирующие каналы, скомпонованные в

блок, расположенный перед реактором-преобразователем; теньевую радиационную защиту из гидрида лития, обеспечивающего ослабление радиационного излучения реактора до уровней, допустимых для приборов космического аппарата; систему отвода неиспользованного тепла от реактора теплоносителем (эвтектика натрия-калия), включающая электромагнитный насос, питаемый электроэнергией от реактор-преобразователя, излучатель, для сброса тепла в космическое пространство и другие агрегаты. Мощность электрическая - 5 кВт, мощность тепловая - 150 кВт, ресурс, включая работу до 1 года на 100 кВт режиме - 7 лет, загрузка урана 235 - 11,5 кг, масса - 980 кг.

Табл.6 Краткая характеристика ЯЭУ «Топаз 1»

Объем активной зоны	22 л. 12 кг U235
Длина	7 м
Максимальный диаметр	1,3 м

Масса	около 1,2т
Мощность	6 Квт
Напряжение постоянного тока	32В

Ядерное топливо в Топазе-1 (диоксид урана обогащенный ураном-235) заключено в сердечнике из тугоплавкого материала, служащей катодом (эмиттером) для электронов. Тепло, выделяющееся в результате деления урана в реакторе, разогревает эмиттер до 1500-1800 градусов Цельсия, в результате чего происходит испускание электронов. Попадая на анод (коллектор), электроны обладают достаточной энергией, чтоб во внешней замкнутой цепи между электродами термоэмиссионного преобразователя (эмиттером и коллектором) произвести работу во внешней нагрузке. Межэлектродный зазор составляет несколько десятых долей миллиметра. Пары цезия, вводимые в межэлектродный зазор (МЭЗ), существенно активизируют процесс получения электроэнергии в реакторе. В конструкции энергоустановки реализована расходная цезиевая система, в которой пары цезия прокачивались через МЭЗ для удаления примесей. Прошедшие МЭЗ пары цезия поглощались ловушкой на основе пирографита, а газообразные примеси удалялись в космическое пространство. Цезиевая система имела термостат-генератор паров цезия с электронагревателями, с помощью которых обеспечивалось поддержание заданной температуры наиболее холодной зоны термостата. В генераторе паров цезия применялся ряд устройств, обеспечивающих удержание жидкой фазы в определенном положении и препятствующих её попаданию в парообразный тракт при действии малых перегрузок в космическом полете. В примененной конструкции генератора паров цезия максимальное количество цезия составило 2,5 кг, что при заданном расходе паров, определяемом проводимостью дросселя на выходе из РП, однозначно ограничивало возможный ресурс ЯЭУ. Требование минимизации массы и габаритов приходилось реализовывать с учетом того обстоятельства, что теплоотвод в космическом пространстве возможен лишь посредством излучения за счет использования специальной конструкции холодильника-излучателя. Реализация системы теплоотвода существенно затруднена, поскольку в ней используются агрессивная жидкометаллическая натрий-калиевая эвтектика. К этому добавляются высокие требования к надежности автономного функционирования и ресурсоспособности ЯЭУ в условиях перегрузок при выведении на орбиту, произвольной ориентации и отсутствия сил тяжести при работе на орбите, необходимости обеспечения ядерной и радиационной безопасности в условиях возможных аварий ракет-носителей при выведении КА с ЯЭУ на орбиту, а также обеспечения метеорной безопасности в космическом полёте и т.п.

Ядерная электроэнергетическая установка «Топаз» предназначена для питания электроэнергией аппаратуры космических аппаратов военного применения. Использование на спутниках ядерных реакторов позволяет обеспечить стабильное электропитание не зависимо от расположения на орбите. Ядерная и радиационная безопасность обеспечивается конструкцией ядерного реактора. При любых авариях, включая гипотетические с ракетой-носителем на стартовой позиции и на участке выведения на орбиту, ядерный реактор остается подкритичным. За счет введения блокировок пуск реактора невозможен по достижению орбиты. Блокировка снимается по радиокоманде с Земли только после подтверждения вывода на расчетную орбиту непосредственными траекторными измерениями. Высота орбита выбрана из условия, чтобы существование космического аппарата после прекращения функциональной установки с учетом любых аварийных ситуаций с установкой было достаточно для распада продуктов деления до безопасного уровня. Это время превышает 350 лет. Таким образом обеспечивается гарантированная безопасность населения Земли при использовании установок подобного типа.

ЯЭУ «Топаз-1» разрабатывалась для спутников радиолокационной разведки, «Топаз-2» – для космических аппаратов системы непосредственного телевизионного вещания из космоса. Первый летный образец - спутник «Космос-1818» с установкой «Топаз» вышел на радиационно безопасную стационарную круговую орбиту высотой 800 км 2 февраля 1987 года и безотказно

проработал полгода, до исчерпания запасов цезия. Второй спутник – «Космос-1876» был запущен через год. Он отработал на орбите почти в два раза дольше. Успех «Топазов» стимулировал разработку ряда проектов реакторов с термоэмиссионными преобразователями, в частности ядерно-энергетической установки электрической мощностью до 500 кВт на основе реактора с литиевым охлаждением.

На основе ЯЭУ «БЭС» и «Топаз» подготовлен ряд проектов установок с улучшенными характеристиками. Подготовлены технические предложения по термоэлектрической ЯЭУ «Заря-1» для космического аппарата оптико-электронной разведки. ЯЭУ «Заря-1» отличается от «БЭС» уровнем электрической мощности (5,8 кВт против 2,9 кВт) и повышенным ресурсом (4320 часов против 1100 часов). В 1978 создана ЯЭУ «Заря-2» электрической мощностью 24 кВт и ресурсом 10000 часов, а потом и космическая ядерная энергодвигательная установка «Заря-3» электрической мощностью 24,4 кВт и ресурсом 1,15 года. Она предназначалась для создания импульсов тяги коррекции орбиты спутников и энергообеспечения специальной аппаратуры.

Термоэмиссионная космическая ядерная установка «ТОПАЗ 100/40» представляет собой двухрежимную ядерную энергетическую установку (ЯЭУ). Она предназначена для питания электроэнергией электроракетных двигателей (ЭРД) при выводе на высокую (вплоть до геостационарной) орбиты спутников системы спутниковой связи «Космическая звезда» (Space Star) и питания электроэнергией бортовой аппаратуры. Вывод на мощность реактора энергоустановки происходит только при достижении космическим аппаратом радиационно-безопасной орбиты (800 км и выше). Конструкция ЯЭУ удовлетворяет принятым на 47 сессии Генеральной Ассамблеи ООН документа «Принципы, касающиеся использования ядерных источников в космическом пространстве». В стартовом положении ЯЭУ размещена в отсеке космического аппарата диаметром 3,9 метра и длиной 4,0 метра под обтекатель. В орбитальном положении ЯЭУ раздвинута (реактор максимально отдалён от аппаратуры) и имеет длину 16,0 метров и диаметр 4 метра.

Ядерная энергетическая установка содержит: термоэмиссионный реактор-преобразователь с обслуживающими системами: привод органов регулирования, подача рабочего тела (цезий) в электрогенерирующие каналы; теньевую радиационную защиту из гидрида лития, обеспечивающую ослабление радиационного излучения реактора до уровня, допустимого для приборов космического аппарата; систему отвода неиспользованного тепла от реактора с жидкометаллическим (эвтектический сплав натрия и калия) теплоносителем, включающую электромагнитный насос, холодильник излучатель, состоящий из 9 панелей на тепловых трубах, для сброса тепла в космическое пространство и другие агрегаты. Мощность электрическая - 40 кВт, мощность электрическая в режиме питания ЭРД - 100 кВт, ресурс, включая работу до 1 года на 100 кВт режиме - 7 лет, масса ЯЭУ - 4400 кг, загрузка урана 235 - 45 кг. Во избежание быстрого падения ЯЭУ на Землю спутники по завершении активного существования переводятся на орбиту захоронения высотой около 1000 км, где отработавший реактор должен просуществовать от 300 до 600 лет. На подобную орбиту переводятся и аварийные спутники. Сделать это, однако, удавалось не всегда. За почти 20 лет запусков было четыре случая падения спутника на Землю: два - в океан и один - на сушу.

Историческое первенство в космических ядерных авариях принадлежит США - в 1964 г. не смог выйти на орбиту американский навигационный спутник с атомным реактором на борту, и этот реактор развалился в атмосфере вместе со спутником на куски.

В СССР первая авария связана с запущенным 18 сентября 1977 4300-килограммовым спутником серии УС-А (псевдоним «Космос-954», параметры орбиты: перигей 259 км, апогей 277 км, наклонение 65 градусов). Спутник входил в состав спутниковой системы морской космической разведки и целеуказания МКРЦ «Легенда», предназначенной для обнаружения кораблей вероятного противника и выдачи данных для применения по ним нашим флотом крылатых ракет. В конце октября 1977 «Космос-954» прекратил регулярные коррекции орбиты, но перевести его на орбиту захоронения не удалось. По последующим сообщениям ТАСС, 6 января 1978 спутник

внезапно разгерметизировался, из-за чего бортовые системы вышли из строя. Неуправляемое снижение аппарата под действием верхних слоев атмосферы завершилось 24 января 1978 сходом с орбиты и падением радиоактивных обломков на севере Канады в окрестности Большого Невольничьего озера. Урановые элементы спутника полностью сгорели в атмосфере. На земле нашли лишь остатки бериллиевого отражателя и полупроводниковых батарей. Тем не менее радиоактивный космический мусор оказался разбросанным на северо-западе Канады на площади в несколько тысяч квадратных километров. СССР согласился выплатить Канаде 3 миллиона долларов, составивших 50% стоимости операции «Morning Light» по очистке района падения «Космоса-954».

28 декабря 1982 работавший с 30 августа «Космос-1402» не удалось перевести на орбиту захоронений и он начал неконтролируемое снижение. Конструктивные доработки после предыдущей аварии позволили отделить активную зону от термостойкого корпуса реактора и предотвратить компактное падение обломков. Активная зона вошла в атмосферу 7 февраля 1983 и радиоактивные продукты деления рассеялись над Южной Атлантикой.

В апреле 1988 была утеряна связь с «Космосом-1900», выведенным на орбиту в декабре 1987. В течение пяти месяцев спутник неконтролируемо снижался, и наземные службы не могли дать команду ни на увод реактора на высокую орбиту, ни на отделение активной зоны для более безопасного ее схода с орбиты. К счастью, за пять суток до ожидавшегося входа в атмосферу, 30 сентября 1988 сработала система автоматического увода реактора, включившаяся ввиду исчерпания запаса топлива в системе ориентации спутника.

Продолжением источников питания типа «Топаз» явилась термоэмиссионная ядерная энергетическая установка «Енисей-Топаз». Электрогенерирующий канал - одноэлементный. Мощность электрическая - 5 кВт, ресурс - до 3 лет.



Рис.10. ЯЭУ «Енисей»

Хотя само по себе происшествие не нанесло материального ущерба, его наложение на предшествовавшие катастрофы «Челленджера» и Чернобыльской АЭС привело к протестам против использования ядерных энергоустановок в космосе. Это обстоятельство стало дополнительным фактором, повлиявшим на прекращение полетов спутников с космическими локаторами в 1988. Впрочем, основной причиной отказа от космических локаторов с ядерным энергопитанием стали не призывы мировой общественности и уж тем более, не создаваемые реакторами помехи для гамма-астрономии, а низкие эксплуатационные характеристики.

7. Источники света

Смеси фосфоров с радиоактивными изотопами (обычно с α -излучателями, типа радий-226) давно и широко применяются для оформления контрольных приборов на борту самолёта, часов, елочных игрушек и т.п. – везде, где требуются краски постоянного свечения. Преимущество радия-226 – большой период полураспада (1620 лет), что обеспечивает «вечное» свечение изделия. Недостатки – образование при распаде радия многочисленных продуктов, многие из которых β - и γ -излучатели, что создаёт вокруг светящихся изделий, радиационное поле, иногда опасное для здоровья. Поэтому в последние годы предпринимаются усилия по замене радия на какие-то другие радионуклиды с менее жёстким излучением. Перспективным в этом отношении считается прометий-147, мягкий β -излучатель с периодом полураспада 2,64 года. К сожалению, цифры и стрелки часов с таким излучателем будут светиться не более двух лет. Зато они абсолютно безопасны для пользователя.

На базе смесей фосфоров с газообразными радионуклидами промышленность выпускает радиолуминесцентные источники света. Такие источники представляют собой стеклянные трубки

или шары с внутренней стороны покрытые фосфором и заполненные такими газами, как тритий (^3H , очень мягкий β -излучатель, период полураспада 12,26 лет) или криптон (^{85}Kr , $T=10,3$ лет). Такие светильники используются в качестве приводных фонарей полярных аэродромов, ламп бакенов и надписей навигационных знаков.

8. Перспективы развития ядерных энергетических установок

Табл. 7 Основные характеристики КЯЭУ «БУК» и «БУК-ТЭМ»

	«БУК»	«БУК-ТЭМ»
Тепловая мощность, кВт	100	4000
Планируемый ресурс, лет	3	50
Масса, т:	0,4	10
К-Na теплоноситель	0,9	8
Li теплоноситель		6

Полная загрузка высокообогащенного урана в «Бук» 30 кг, теплоноситель - жидкий металл - эвтектический сплав натрия с калием. Источник электричества - полупроводниковый преобразователь. Электрическая мощность 5 кВт. В «Топазе» использовался тепловой реактор мощностью 150 кВт. Полная загрузка урана 12 кг. Основой реактора были тепловыделяющие элементы – «гирлянды», представляющие собой цепочку термоэлементов: катод – «наперсток» из вольфрама или молибдена, заполненный окисью урана, анод - тонкостенная трубка из ниобия, охлаждаемая жидким натрий-калием. Температура катода 1650°C, электрическая мощность установки 10 кВт.

С 1970 по 1988 год СССР(Россия) запустил в космос около 30 радиолокационных спутников с ядерно-энергетическими установками «Бук» с полупроводниковыми реакторами-преобразователями и два - с термоэмиссионными установками "Топаз".

В настоящее время к космическим ядерным энергетическим установкам (КЯЭУ) нового поколения предъявляются следующие требования: интеграция ядерной энергетической установки в космическом аппарате, выводимым современными ракетносителями (типа Протон, Протон-М, Ангара); ядерная и радиационная безопасность, в т.ч. при возможной аварии (на Землю падает «чистый» реактор); транспортный энергетический режим – на высотах выше радиационно-безопасной орбиты 800 км; подкритическое состояние реактора при всех видах аварий; отрицательный температурный коэффициент реактивности при рабочих параметрах; резервирование узлов, подверженных ресурсной деградации; комбинация различных систем преобразования энергии; преимущественная отработка элементов и узлов во вне реакторных условиях; возможность продолжительного нахождения в космосе до начала работы ЯЭУ; выходная электрическая мощность 50÷400 кВтЭЛ (при 115÷120 В), ресурс 7-10 (до 20) лет.

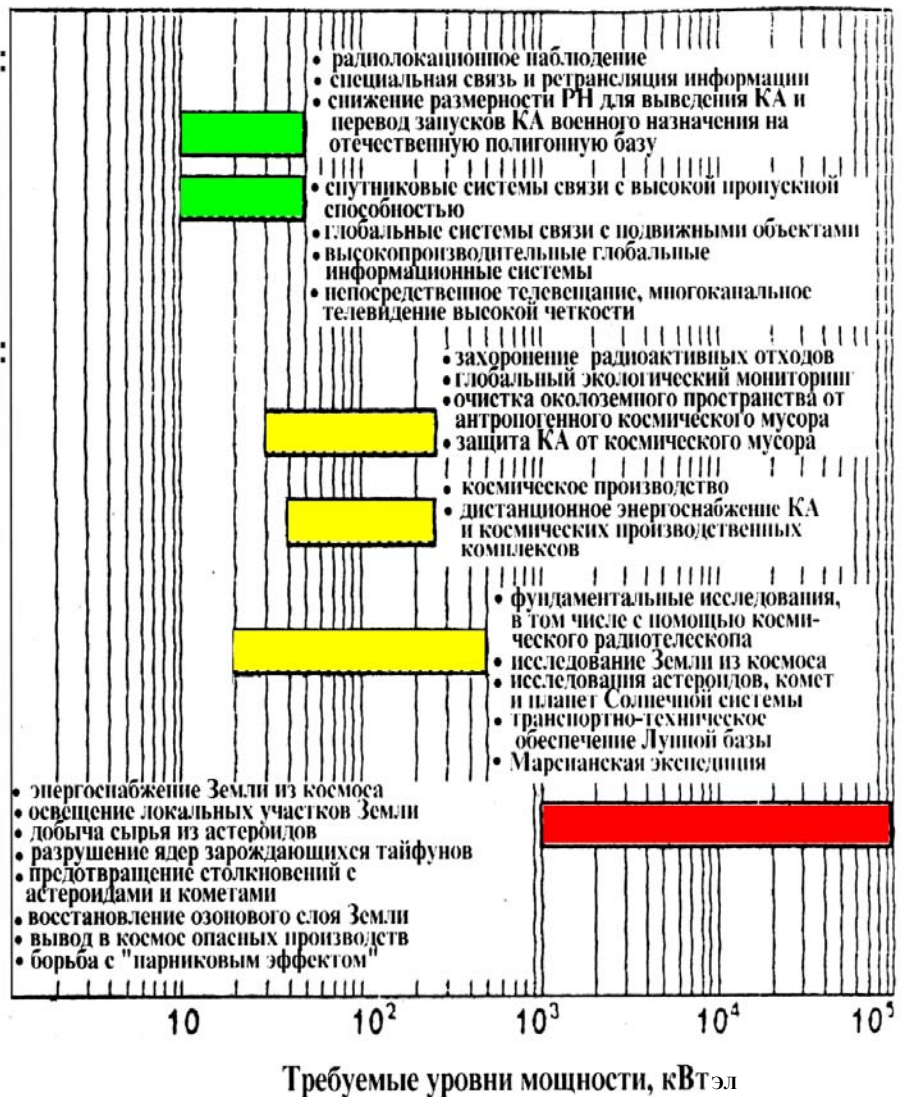
Табл. 8 Основные задачи в космосе в ближне- и долгосрочной перспективе.

КОСМИЧЕСКИЕ ЗАДАЧИ БЛИЖАЙШЕЙ ПЕРСПЕКТИВЫ:

- ✓ ЗАДАЧИ ОБОРОНЫ
- ✓ СВЯЗЬ И ТЕЛЕВЕЩАНИЕ

КОСМИЧЕСКИЕ ЗАДАЧИ ОТДАЛЕННОЙ ПЕРСПЕКТИВЫ:

- ✓ ЗАДАЧИ ЭКОЛОГИИ
- ✓ ЭНЕРГЕТИКА И
ПРОИЗВОДСТВО В КОСМОСЕ
- ✓ НАУЧНЫЕ ЗАДАЧИ
- ✓ ГЛОБАЛЬНЫЕ КОСМИЧЕСКИЕ
ЗАДАЧИ



В области термоэлектрических устройств в настоящее время в России подготовлен проект перехода от ядерной энергетической установки типа «Бук» к более совершенной «БУК-ТЭМ» (Табл.7).

Опыт работ, проведенных в области термоэлектричества для КЯЭУ позволяет сделать вывод о практической возможности создания ТЭГ на основе Si-Ge ТБ/ТМ радиально-кольцевой геометрии в составе либо чисто термоэлектрических ЯЭУ, либо комбинированных ЯЭУ (термоэмиссия + термоэлектричество) с выходной электрической мощностью теплоэнергогенератора 10-100 кВт_{эл} для космических миссий 21-го века.

Основные направления работ в термоэмиссии после завершения работ по программам создания КЯЭУ «ТОПАЗ» и ЯЭУ «Енисей» связаны с необходимостью радикального увеличения к.п.д. с уровня ~10% до 20-30%, ресурса работы электрогенерирующих каналов (ЭГК) и систем в составе ЯЭУ – с 1-2 лет до 10-20 лет при существенном ограничении массогабаритных характеристик. Выбор концепции термоэмиссионного ЭГК и ЯЭУ определяется требованиями решаемой задачи, из которых важнейшими являются ресурс, энергонапряженность, в том числе одно- или двухрежимность (с форсированием электрической мощности), величина выходного напряжения электрического тока, необходимость вне реакторного подтверждения ресурса и проверки основных технических решений на стендах с имитационным электронагревом и т.п.

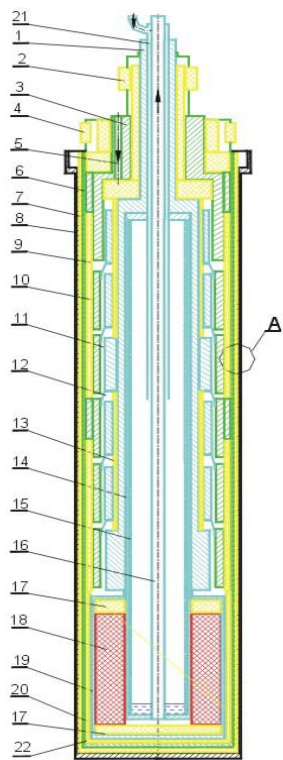
В **Табл.9** приведены основные расчетные технические характеристики КЯЭУ «Эльбрус-400/200» в сравнении с хорошо известными характеристиками реактора «ТОПАЗ».

Табл.9 Основные характеристики ЯЭУ «ТОПАЗ» и «ЭЛЬБРУС-400/200»

	ТОПАЗ	ЭЛЬБРУС-400/200
Тепловая/электрическая мощность, кВт: в транспортном режиме с ЭРДУ	—	~4000/400
в номинальном режиме электропитания модуля полезной нагрузки	150/6	~2000/200
Планируемый ресурс (с 2-кратным резервированием термоэмиссионной системы), лет	1 (без резервир.)	20
Масса, т	~1,2	7

На **Рис.10** приведен пример возможной схемы многоэлементного электрогенерирующего канала, вынесенного из активной зоны ЯЭУ и размещенного на газорегулируемой тепловой трубе в виде термоэмиссионного электрогенерирующего модуля, допускающего одно- или двукратное резервирование электрогенерирующих систем.

Сегодня понятно, что термоэмиссия и термоэлектричество как в термоэмиссионных и термоэлектрических установках, так и при их комбинировании (термоэлектричество + термоэмиссия) в КЯЭУ нового поколения имеют несомненную перспективу использования. При этом термоэмиссия имеет несомненные преимущества перед другими статическими преобразователями и известными динамическими преобразователями. Подобные установки могут быть эффективно использованы для решения различных задач в космических миссиях 21-го века, которые приведены в **Табл.8**.



- 1 – анодный токовывод 2 – гермоввод
- 3 – катодный токовывод 4 – гермоввод
- 5 – подача цезия 6 – охранный электрод
- 7 – сухая изоляция 8 – корпус
- 9 – мокрая изоляция 10 – коллектор
- 11 – эмиттер 12 – коммутация
- 13 – катодная изоляция 14 – тепловая труба
- 15 – капиллярно-пористая структура
- 16 – тракт вывода осколков
- 17 – отражатель
- 18 – топливо
- 19 – корпус ТВЭла
- 20 – экранно-вакуумная изоляция
- 21 – тракт подачи газа
- 22 – мокрая изоляция

Рис.10 Схема термоэмиссионного электрогенерирующего модуля с двукратным резервированием термоэмиссионных преобразователей

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 11. **ФИЗИКА АТОМНОГО РЕАКТОРА**

Содержание

1. ЭНЕРГЕТИКА АТОМНОГО РЕАКТОРА	1
2. ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В АТОМНОМ РЕАКТОРЕ	2
2.1 Цепная реакция деления	3
2.2 Жизненный цикл нейтронов	5
2.3 Критическая масса	6
2.4 Управление цепной реакцией деления	10
2.5 Эффекты реактивности	13
2.6 «Иодная яма»	16
2.7 Управление реактором	17
2.8 Эффективность реактора	19
3. ОСНОВНЫЕ МОМЕНТЫ ФИЗИКИ РЕАКТОРОВ	20

Ядерные реакторы представляют собой устройства, обеспечивающие возможность протекания цепной реакции деления атомных ядер в контролируемых условиях. Физика данного процесса достаточно сложна. В данной лекции мы ограничимся рассмотрением лишь основных процессов, протекающих в атомном реакторе, при его стабильной эксплуатации.

1. ЭНЕРГЕТИКА АТОМНОГО РЕАКТОРА

В ядерных реакторах используется энергия ΔE , выделяющаяся при делении тяжелых ядер, например, $^{238}\text{U} + n = 2 \text{ осколков деления} + \nu n + \Delta E$.

Нуклид делимый (пороговый) - нуклид, который делится под действием нейтронов, но только в том случае, когда их энергия превышает определенный предел, или порог. К природным делимым нуклидам относятся ^{238}U и ^{232}U (они также называются сырьевыми или воспроизводящими нуклидами)

Нуклид делящийся - нуклид, который способен делиться под действием нейтронов с любой кинетической энергией, в том числе равной нулю. Существует лишь один природный делящийся нуклид. Это изотоп урана ^{235}U . ^{239}Pu и ^{233}U относятся к искусственным (воспроизводимым) делящимся нуклидам.

На каждый акт деления расходуется один нейтрон, тогда как при каждом акте деления урана-238 в среднем образуется 2-3 нейтрона. Именно поэтому возможна цепная реакция деления (Как мы увидим ниже, цепная реакция деления в чистом уране-238 невозможно из-за наличия побочного процесса захвата нейтрона, однако при наличии в уране примеси урана-235 – изотопа, дающего большее число нейтронов при одном акте распада, - цепная реакция деления становится возможной)..

Из значений энергии связи нуклонов в ядре можно рассчитать энергию, выделяющуюся при делении ядра:

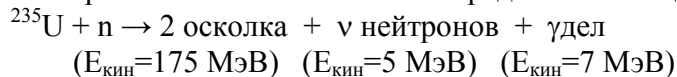
Средняя энергия связи на нуклон для тяжелых ядер	7,6 МэВ
Средняя энергия связи на нуклон для ядер с числом нуклонов около 80-150	8,5 МэВ
Разность, т.е. энергия на один нуклон, выделяющаяся при делении ядер	0,9 МэВ
Энергия, выделяющаяся при делении ядра с числом нуклонов более 100 ($235 \cdot 0,9$ МэВ)	210 МэВ
Эта энергия распределяется следующим образом:	
Кинетическая энергия осколков	175 МэВ
Кинетическая энергия нейтронов деления	5 МэВ
Энергия γ - квантов, испускаемых возбужденными осколками в момент деления	7 МэВ
Энергия β -частиц, испускаемых продуктами деления	7 МэВ
Энергия γ - квантов, испускаемых продуктами деления	6 МэВ

Энергия, уносимая нейтрино

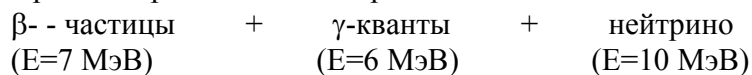
10 МэВ

Напомним, что в физике ядерного реактора принята единица измерения энергии - мега электрон-вольт [МэВ] $1 \text{ МэВ} = 1.602 \cdot 10^{-13} \text{ Дж}$ ($1 \text{ МэВ} = 1\,000\,000 \text{ эВ}$). Энергию в 1 эВ приобретает электрон при прохождении разности потенциалов 1в; 1 мегаэлектронвольт (Мэв) = $1,6 \cdot 10^{-6} \text{ эрг} = 3,827 \cdot 10^{-17} \text{ ккал.}$

Энергетический баланс можно представить в виде уравнения:



Процессы радиоактивного распада осколков деления



Основная часть освобождающейся при делении энергии уносится в виде кинетической энергии осколков деления и выделяется при их торможении. При этом указанная энергия распределяется между обоими осколками неравномерно; более легкой осколок, согласно закону сохранения импульса, имеет большую кинетическую энергию. Так, при делении ${}^{235}\text{U}$ под действием тепловых нейтронов наиболее вероятное значение кинетической энергии легких осколков составляет 105 МэВ, а тяжелых осколков – 70 МэВ.

Тот факт, что энергия реакции передается в основном осколкам деления (эти осколки имеют сравнительно небольшой пробег и их довольно легко остановить) и определило эффективность использования реакции деления в энергетике (ситуация здесь коренным образом отличается от реакции термоядерного синтеза, где чуть ли не вся энергия уносится длиннопробежными нейтронами).

Из энергии $\Delta E=210 \text{ МэВ}$, выделяющейся при делении ядер, может быть использовано 190 МэВ. Энергию нейтрино, вследствие незначительного взаимодействия его с веществом, нельзя использовать вообще, а из энергии γ -излучения, образующегося в момент деления ядра, в тепло может быть превращена только та часть ее, которая поглощается в реакторе. Часть энергии, выделяющейся при распаде продуктов деления, которая поглощается в активной зоне, также может быть использована; из-за оставшейся части этой энергии возникают большие проблемы при хранении продуктов деления после переработки облученного ядерного топлива.

Так как энергия в 1 эВ/атом соответствует 96,3 кДж/моль (или 23 ккал/атом), то энергия, которая может быть использована при делении 1 г ${}^{235}\text{U}$, равна: $E_{\text{полезн}} = (190 \cdot 10^6 \cdot 96,5) / 235 \text{ кДж} = 7,79 \cdot 10^7 \text{ кДж} = 1,85 \cdot 10^7 \text{ ккал} = 2,15 \cdot 10^4 \text{ кВт} \cdot \text{ч} = 1 \text{ МВт} \cdot \text{сут}$, т.е. для получения в реакторе мощности 1 МВт ежедневно следует расщеплять 1 г ${}^{235}\text{U}$ (для современного реактора с электрической мощностью около 3000 МВт количество делящегося урана за год составляет около 1 т). Для получения в реакторе мощности в 1 Вт необходимо $3,1 \cdot 10^{10}$ деление/с.

Для сравнения напомним, что при сгорании 1 г угля выделяется только 33,9 кДж (8,1 ккал) или соответственно $9,4 \cdot 10^{-3} \text{ кВт} \cdot \text{ч}$. Таким образом, при делении урана выделяется почти в два миллиона раз больше энергии, чем при сгорании такого же количества угля. При делении 1 кг ${}^{235}\text{U}$ (например, в атомной бомбе, сброшенной на Хиросиму) выделяется такая же энергия, как при взрыве 20000 т тротила.

2. ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В АТОМНОМ РЕАКТОРЕ

В зависимости от энергии принято делить нейтроны на группы:

тепловые, энергия движения которых соизмерима с энергией теплового движения среды $E < 0.5 \text{ эВ}$.

замедляющиеся, энергия которых лежит в диапазоне от 0.5 эВ до 2000 эВ.

быстрые $E > 2000 \text{ эВ}$.

Тепловые нейтроны (Thermal neutrons) - нейтроны, кинетическая энергия которых ниже определенной величины. Эта величина может меняться в широком диапазоне и зависит от области применения (физика реакторов, защита или дозиметрия). В физике реакторов эта величина выбирается чаще всего равной 1 эВ.

Быстрые нейтроны (Fast neutrons) - нейтроны, кинетическая энергия которых выше некоторой определенной величины. Эта величина может меняться в широком диапазоне и зависит от применения

(физика реакторов, защита или дозиметрия). В физике реакторов эта величина чаще всего выбирается равной 0,1 МэВ.

Основным топливом в ядерных реакторах является уран, поэтому рассмотрим вероятность реакции деления изотопов урана под действием нейтронов с различной энергией. Как известно, природный уран состоит из двух изотопов ^{238}U (основной изотоп) и ^{235}U (примесь, 0,7%) Деление изотопа урана ^{238}U возможно только нейтронами с энергией большей 1 МэВ, но вероятность деления (сечение реакции деления), при таких энергиях в 4 раза меньше чем вероятности захвата или рассеяния. Другими словами из 5 нейтронов столкнувшихся с ядром ^{238}U , только 1 вызовет деление. При меньших энергиях происходит только радиационный захват или рассеяние нейтронов. Причем при энергиях 7 эВ - 200 эВ сечение захвата очень сильно возрастает (резонансный захват). Нейтроны поглощаются без деления и выбывают из цепной реакции. Поэтому цепная реакция на чистом ^{238}U невозможна. Для изотопа урана ^{235}U деление возможно нейтронами любых энергий, причем вероятность деления (сечение реакции деления) для тепловых нейтронов в 100 раз больше чем для быстрых нейтронов с энергией 5 - 6 МэВ.

2.1 Цепная реакция деления

Цепная реакция деления (Chain fission reaction) - последовательность реакции деления ядер тяжелых атомов при взаимодействии их с нейтронами или другими элементарными частицами, в результате которых образуются более легкие ядра, новые нейтроны или другие элементарные частицы и выделяется ядерная энергия.

Цепная ядерная реакция (Chain nuclear reaction) - последовательность ядерных реакций, возбуждаемых частицами (например, нейтронами), рождающимися в каждом акте реакции. В зависимости от среднего числа реакций, следующих за одной предыдущей - меньшего, равного или превосходящего единицу - реакция называется затухающей, самоподдерживающейся или нарастающей.

Рассмотрим реакцию деления в смеси изотопов урана ^{238}U и ^{235}U .

Анализ начнем с реакции деления в чистом ^{238}U .

В отдельных актах деления энергия рождающихся нейтронов может принимать значения от 100 эВ, до 10 МэВ. Средняя энергия около 2 МэВ. Нейтроны с такой энергией, могут разделить изотопы ^{238}U , но 1 нейтрон, вызвавший деление ^{238}U , придется четыре захваченных без деления, а в результате деления возникнет в среднем 2,5 нейтрона, следовательно, коэффициент размножения $K_{эф} = 5/2.5 = 0.5$ - реакция затухающая. Поэтому при наличии в топливе только одного изотопа ^{238}U осуществить цепную реакцию невозможно.

Почему невозможна цепная реакция на чистом ^{238}U ?

Ядра некоторых природных изотопов: $_{92}\text{U}^{298}$, $_{92}\text{Pa}$, $_{90}\text{Th}$ делятся только достаточно быстрыми нейтронами (с энергией свыше 1 МэВ). В широком диапазоне энергий сечение деления ^{238}U равно 0,5 барн, что составляет небольшую долю максимально возможного сечения (2,4 барн). Относительная вероятность других процессов в 4 раза выше. Этими процессами являются неупругое рассеяние и радиационный захват. В процессе неупругого рассеяния нейтрон очень быстро (в большинстве случаев за одно соударение) теряет настолько большую часть своей энергии, что она становится меньше порога деления ^{238}U и поддержание цепного процесса за счет этого нейтрона делается невозможным. Так как 4/5 нейтронов деления выпадает из игры, то цепная реакция на ^{238}U возможна только в том случае, если при делении возникнет по крайней мере пять вторичных нейтронов ($\nu \geq 5$). Но для природного урана $\nu=2,3$, поэтому цепное деление невозможно.

Природная смесь изотопов урана (99,28% ^{238}U и 0,74% ^{235}U) при любых размерах и форме системы без каких-либо посторонних добавок – всегда **подкритическая**. Это обусловлено тем, что нейтроны деления, взаимодействуя с ядрами урана-238, с преобладающей вероятностью не вызывают новых актов деления, а испытывают неупругое рассеяние, отчего их энергия становится ниже минимальной, необходимой для деления ^{238}U (1 МэВ). Поэтому развитие цепной ядерной реакции на быстрых нейтронах в природном уране невозможно (при отсутствии замедлителей нейтронов; при наличии замедлителей, например, бериллия, цепная реакция вполне может

начаться). Разветвление начинает преобладать над обрывом цепи в природной смеси изотопов урана лишь при малых энергиях нейтронов, близких к энергиям их теплового движения (1/40 эВ при комнатной температуре). При таких энергиях сечение деления ^{235}U столь велико, что деление ^{235}U несмотря на его малое содержание в смеси, оказывается преобладающим процессом. Однако при замедлении, происходящим в процессе столкновения с ядрами урана, вследствие большой массы ядер нейтрон теряет энергию столь малыми порциями, что почти наверняка попадает в такую область энергий, где сечение **радиационного захвата** нейтронов ядрами ^{238}U имеет ряд резонансных максимумов. Нейтрон с большей вероятностью поглощается и дальше в ядерной цепной реакции не участвует.

***Радиационный захват**, ядерная реакция, в которой ядро-мишень поглощает налетающую частицу и испускает гамма-квант (обратна фотоядерной реакции).*

***Поглотитель нейтронов**, вещество, поглощающее нейтроны в активной зоне ядерного реактора для поддержания цепной ядерной реакции на постоянном уровне, либо для ее быстрого прекращения. Для тепловых нейтронов поглотителями являются В, Cd, Sm, Eu и др., для резонансных - ^{238}U .*

Вернемся теперь к естественному урану.

Нейтроны, рожденные при делении с энергией 2 МэВ, в результате рассеяния потеряют свою энергию (замедлятся). Чем ниже их энергия, тем больше эффективное сечение деления для изотопа ^{235}U , однако в процессе замедления в какой-то момент времени энергия нейтронов будет находиться в диапазоне 7 эВ - 200 эВ, где сечение захвата для ядер ^{238}U очень сильно возрастает. Поэтому до тепловой энергии, где вероятность деления ^{235}U максимальна, сможет замедлиться лишь малая часть нейтронов. В естественном уране количество изотопа ^{235}U составляет 0.7 % (остальное - ^{238}U) и для осуществления реакции **необходимо провести обогащение** урана, т.е. увеличить концентрацию изотопа ^{235}U таким образом, чтобы нейтроны после рождения сталкивались с ядрами ^{235}U чаще, чем с ядрами ^{238}U . В этом случае можно осуществить цепную реакцию деления на быстрых нейтронах.

Другим способом реализации реакции деления в уране является использование замедлителя, например воды. Если нейтрон после рождения столкнется с ядром водорода, то он сбросит часть своей энергии, после нескольких столкновений (около 14) его энергия снизится до уровня тепловой, где вероятность деления ^{235}U максимальна. В этом случае мы можем получить цепную реакцию в смеси изотопов урана с меньшим обогащением по ^{235}U .

Коротко остановимся на математическом аппарате процесса рассеяния и замедления нейтронов.

Под процессом рассеяния понимают такие ядерные реакции, в которых нуклид и бомбардирующая частица остаются без изменений, но изменяется их энергия. Различают **упругое рассеяние**, когда суммарная кинетическая энергия ядра и частицы сохраняется, и **неупругое рассеяние**, при котором часть кинетической энергии бомбардирующей частицы затрачивается на перевод ядра в возбужденное состояние, из которого ядро возвращается в основное состояние путем эмиссии γ - квантов.

При делении тяжелых ядер под действием тепловых нейтронов на каждый поглощенный нейтрон образуется 2 - 3 нейтрона. Эти вторичные нейтроны (нейтроны деления), энергетический спектр которых лежит в области 0 – 10 МэВ имеют среднюю энергию 1,5 – 2 МэВ. Поскольку реакция деления основного компонента топлива урана-235 является беспороговой (т.е. идет при любой энергии нейтрона), и поскольку сечение реакции деления урана-235 нейтроном (т.е. вероятность взаимодействия нейтрона с ураном) падает с ростом энергии нейтрона, то для осуществления беспороговой реакции деления на ^{235}U нейтроны надо замедлять, используя процессы рассеяния на легких ядрах.

Для осуществления ядерной цепной реакции на медленных нейтронах используются ядерные реакторы, в которых природный или обогащенный изотопом ^{235}U уран помещают в замедлителе (воде, тяжелой воде, графите) в виде отдельных блоков или равномерно распределяя его по объему. При столкновении с легкими ядрами замедлителя нейтроны теряют энергию

гораздо большими порциями, чем при столкновении с ядрами урана. Поэтому в присутствии замедлителя вероятность, что нейтрон деления в ходе замедления до тепловых энергий избежит радиационного захвата ядрами ^{235}U , гораздо больше. Замедлители как бы доставляют нейтроны в тепловую область в обход "опасной" области резонансных максимумов в сечении радиационного захвата нейтронов ураном-238.

Замедлитель (Moderator) - вещество с малой атомной массой, служащее для замедления, образующихся при делении ядер нуклидов, нейтронов с высокой энергией (0,5-10 МэВ) до тепловых энергий (менее 1 эВ). (Т.е. вещество в активной зоне ядерного реактора, служащее для уменьшения кинетической энергии быстрых нейтронов до величин энергии тепловых нейтронов, которые вызывают деление ядер урана-235, урана-233 и плутония-239.) Наиболее распространенные замедлители нейтронов - графит, обычная вода, тяжелая вода и бериллий, которые слабо поглощают тепловые нейтроны. В реакторах на быстрых нейтронах, в которых для деления используются нейтроны деления большой энергии, замедлитель отсутствует.

В «медленных» атомных реакторах происходит деление под действием тепловых нейтронов, которые при 293К подчиняются распределению Максвелла с наиболее вероятной энергией $E_{\text{вер}}=0,0253$ эВ (наиболее вероятная скорость 2200 м/с). Вторичные нейтроны со средней энергией 1 – 2 МэВ вследствие упругих столкновений с атомами замедлителя превращаются в тепловые нейтроны. При упругом столкновении нейтрона, обладающего первоначальной энергией E_0 , с покоящимся ядром (с числом нуклонов A) отношение энергий нейтрона после и до столкновения (E_1) равно:

$$\frac{E_1}{E_0} = \frac{\left[\left(A^2 - 1 + \cos^2 \varphi \right)^{1/2} + \cos \varphi \right]^2}{(A + 1)},$$

где φ - угол рассеяния. Нейтрон имеет минимальную энергию после столкновения с ядром при угле рассеяния $\varphi = 180^\circ$. Уменьшение энергии нейтрона тем больше, чем меньше нуклонов содержится в рассеивающем ядре. Среднее число столкновений n , в результате которых первоначальная энергия E_0 уменьшается до E_n равно

$$n = \frac{\ln(E_0/E_1)}{\xi},$$

где ξ - средняя логарифмическая потеря энергии за одно столкновение. Для протия $\xi = 1$ (сечение поглощения $\sigma=0,33$), для дейтерия $\xi = 0,725$ ($\sigma = 0,0006$), для углерода $\xi = 0,158$ ($\sigma=0,0037$), для кислорода $\xi = 0,12$ ($\sigma = 0,0002$).

В «быстрых» реакторах и в атомной бомбе осуществляется ядерная цепная реакция на **быстрых** нейтронах. При взаимодействии быстрых нейтронов деления с ядрами ^{235}U , ^{233}U и ^{239}Pu преобладающим видом взаимодействия является деление: упругое и неупругое рассеяние не препятствует делению этих ядер, т.к. они могут делиться и нейтронами, испытывающими рассеяние и потерявшими часть энергии. Единственный процесс обрыва цепей – уход нейтронов за пределы блока из делящегося вещества.

2.2 Жизненный цикл нейтронов

Рассмотрим "пакет" из $N_0 = 100$ нейтронов рожденных со средней энергией 2 МэВ. Часть нейтронов, сталкиваясь с изотопом ^{238}U , вызовет его деление. Число нейтронов возрастет до $N_0 \cdot \mu$, где μ - коэффициент размножения на быстрых нейтронах. Замедлившись до резонансных значений энергии часть нейтронов поглотится ядрами ^{238}U , и их общее число составит: $N_0 \cdot \mu \cdot \varphi_8$, где φ_8 - вероятность избежать резонансного захвата ядрами ^{238}U . Замедлившись до тепловых энергий часть нейтронов поглотится в изотопе урана ^{235}U , эта часть составляет: $N_0 \cdot \mu \cdot \varphi_8 \cdot \theta_5$, где θ_5 - вероятность поглощения нейтронов в ^{235}U .

Коэффициент размножения - важнейшая характеристика цепной реакции деления, показывающая отношение числа нейтронов данного поколения к числу нейтронов предыдущего поколения в бесконечной

среде. Часто используется и другое определение коэффициента размножения - отношение скоростей генерации и поглощения нейтронов.

Коэффициент размножения эффективный (коэффициент критичности) - отношение числа нейтронов данного поколения к числу нейтронов предыдущего поколения в реакторе. Он определяет динамику цепной ядерной реакции: при $k=1$ реакция идет с постоянной скоростью, при $k>1$ ускоряется, при $k<1$ затухает. Состояние реактора, при котором эффективный коэффициент размножения $K_{эфф}=1$ называется критическим. Состояния с $K_{эфф}>1$ и $K_{эфф}<1$ называются соответственно надкритическим и подкритическим.

Самоподдерживающаяся цепная реакция деления - цепная реакция в среде, для которой коэффициент размножения больше или равен единице.

На каждый поглощенный нейтрон приходится в среднем ν_{f5} рожденных нейтронов. В результате количество нейтронов второго поколения составит: $N_2 = N_0 * \mu * \varphi_8 * \theta_5 * \nu_{f5}$, где ν_{f5} - количество нейтронов деления на один акт захвата нейтрона ядром ^{235}U . В данном случае мы не рассматривали потери нейтронов связанные с вылетом за пределы среды размножения (утечку нейтронов), поэтому данная формула справедлива только для бесконечной среды.

Коэффициент размножения:

$$K_{бес} = \frac{N_0 * \mu * \varphi_8 * \theta_5 * \nu_{f5}}{N_0} = \mu * \varphi_8 * \theta_5 * \nu_{f5}$$

$K_{бес}$ - формула четырех сомножителей - характеризует среду в которой происходит размножение если $K_{бес} < 1$ то цепная реакция невозможна, ни при каких условиях. Если $K_{бес} > 1$ то можно подобрать размеры и массу среды таким образом, чтобы реакция была осуществима, поскольку от размеров и массы зависит количество нейтронов вылетающих за пределы среды и не участвующих в цепной реакции. Если обозначить за $P_{ут}$ - вероятность нейтрона избежать утечки из реактора то условием протекания реакции является: $K_{эфф} = P_{ут} * K_{бес} = 1$ или $P_{ут} = 1 / K_{бес}$.

Приведем возможные значения коэффициентов: для среды с параметрами $\mu = 1.05$; $\varphi_8 = 0.823$; $\theta_5 = 0.823$; $\nu_{f5} = 2.071$; коэффициент размножения $K_{бес} = 1.54$, чтобы в такой среде протекала цепная реакция, вероятность избежать утечки должна быть не менее $P_{ут} = 0.65$. В этом случае количество нейтронов во втором поколении составит: $N_2 = N_0 * K_{бес} * P_{ут} = 100 * 1.54 * 0.65 = 100$ следовательно $K_{эфф} = 1$.

Величина утечки определяет критическую массу и критические размеры. Эти параметры зависят также от формы активной зоны реактора (или заряда в атомной бомбе). Для шара они меньше чем для цилиндра или параллелепипеда.

2.3 Критическая масса

Критическая масса - минимальная масса делящегося вещества, обеспечивающая протекание самоподдерживающейся ядерной цепной реакции деления. Критическая масса тем меньше, чем меньше период полураспада деления и чем выше обогащение рабочего элемента делящимся изотопом.

Критическая масса в энергетическом реакторе - наименьшая масса топлива, в которой может протекать самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер при определенной конструкции и составе активной зоны (зависит от многих факторов, например: состава топлива, замедлителя, формы активной зоны и др.).

Критическая сборка - исследовательская ядерная установка с такой конфигурацией ядерного материала, в которой при соответствующих мерах может поддерживаться цепная ядерная реакция.

Критическое состояние реактора - стационарное состояние реактора, при котором количество нейтронов не изменяется во времени.

Критичность - условия, при которых в ядерной установке может поддерживаться цепная ядерная реакция.

Критическую массу могут образовывать только нечетные изотопы. Лишь ^{235}U встречается в природе, а ^{239}Pu и ^{233}U - искусственные, они образуются в ядерном реакторе (в результате захвата нейтронов ядрами ^{238}U и ^{232}Th с двумя последующими β - распадами).

Пример: Расчет критической массы урана. Необходимым условием для осуществления цепной реакции является наличие достаточно большого количества делящегося вещества (например,

урана), так как в образцах малых размеров большинство нейтронов пролетает сквозь образец, не попав ни в одно ядро. Цепная реакция ядерного взрыва возникает при достижении делящимся веществом некоторой критической массы. Попытаемся оценить ее величину. Пусть имеется кусок вещества, способного к делению, например, уран-235, в который попадает нейтрон. Какова его судьба? Он либо вызовет деление, либо бесполезно поглотится веществом, либо, продифундировав, выйдет через наружную поверхность. Важно установить, что будет на следующем этапе – уменьшится или увеличится число нейтронов в среднем, т.е. ослабнет или разовьется цепная реакция, т.е. будет ли система в подкритическом или в надкритическом (взрывном) состоянии. Так как вылет нейтронов регулируется размером (для шара – радиусом), то возникает понятие критического размера (и массы). Для развития взрыва размер должен быть больше критического.

Критический размер делящейся системы можно оценить, если известна длина пробега нейтронов в делющемся материале.

Нейтрон, летая по веществу, изредка сталкивается с ядром, он как бы видит его поперечное сечение. Размер поперечного сечения ядра $\sigma=10^{-24}$ см² (барн). Если N - число ядер в кубическом сантиметре, то комбинация $L=1/N\sigma$ дает среднюю длину пробега (путь) нейтрона по отношению к ядерной реакции. Длина пробега нейтрона – единственная размерная величина, которая может послужить отправной точкой оценки критразмера. В любой физической теории используются методы подобия, которые, в свою очередь, строятся из безразмерных комбинаций размерных величин, характеристик системы и вещества. Таким безразмерным числом является отношение радиуса куска делящегося материала к длине пробега в нем нейтронов. Если принять, что безразмерное число порядка единицы, а длина пробега при типичном значении $N=10^{23}$, $L=10$ см (для $\sigma=1$) (обычно σ обычно намного выше 1, так что критическая масса меньше нашей оценки). Критическая масса зависит от сечения реакции деления конкретного нуклида. Так, для создания атомной бомбы необходимо примерно 3 кг плутония или 8 кг ²³⁵U (при имплозивной схеме и в случае чистого ²³⁵U, при использовании же 90% ²³⁵U) При ствольной схеме атомной бомбы требуется примерно 50 кг оружейного урана (При плотности урана $1,895 \cdot 10^4$ кг/м³ радиус шара такой массы равен примерно 8,5 см, что на удивление хорошо совпадает с нашей оценкой $R=L=10$ см).

Выведем теперь более строгую формулу для расчета критического размера куска делящегося материала.

Как известно, при распаде ядра урана образуется несколько свободных нейтронов. Часть из них покидает образец, а часть поглощается другими ядрами, вызывая их деление. Цепная реакция возникает, если число нейтронов в образце начинает лавинообразно расти. Для определения критической массы можно использовать уравнение диффузии нейтронов:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D\Delta C + \beta C$$

где C - концентрация нейтронов, $\beta > 0$ – константа скорости реакции размножения нейтронов (аналогично постоянной радиоактивного распада имеет размерность 1/сек, D - коэффициент

диффузии нейтронов, оператор Δ зависит от геометрии системы, например, для пластины $\Delta = \frac{\partial^2 C}{\partial x^2}$

Пусть образец имеет форму шара радиусом R . Тогда нам надо найти решение уравнения (1), удовлетворяющее краевому условию:

$$C(R,t)=0.$$

Сделаем замену $C = v e^{\beta t}$, тогда

$$\frac{\partial C}{\partial t} = \frac{\partial v}{\partial t} e^{\beta t} + \beta e^{\beta t} v = D\Delta v e^{\beta t} + \beta v e^{\beta t}$$

Получили классическое уравнение теплопроводности:

$$\frac{\partial v}{\partial t} = D\Delta v$$

Решение этого уравнения хорошо известно

$$v(r,t) = \frac{1}{r} \sum_{n=1}^{\infty} B_n \sin \frac{\pi n}{R} r e^{-\frac{\pi^2 n^2}{R^2} D t}$$

значит $C(r,t) = \frac{1}{r} \sum_{n=1}^{\infty} B_n \sin \frac{\pi n}{R} r e^{\left(\beta - \frac{\pi^2 n^2}{R^2} D \right) t}$.

Цепная реакция пойдёт при условии (то есть $C(r,t)|_{t \rightarrow \infty} \rightarrow \infty$), что хотя бы при одном n коэффициент в показателе степени положителен.

Если $\beta - \frac{\pi^2 n^2}{R^2} D > 0$, то $\beta > \frac{\pi^2 n^2}{R^2} D$ и критический радиус сферы: $R = \pi n \sqrt{\frac{D}{\beta}}$.

Если $\pi \sqrt{\frac{D}{\beta}} \geq R$, то ни при каком n не будет растущей экспоненты

Если $\pi \sqrt{\frac{D}{\beta}} < R$, то хотя бы при одном n мы получим растущую экспоненту.

Ограничимся первым членом ряда, $n=1$:

$$R = \pi \sqrt{\frac{D}{\beta}}$$

Критическая масса: $M = \rho V = \rho \frac{4}{3} R^3$.

Минимальное значение радиуса шара при котором возникает цепная реакция называется **критическим радиусом**, а масса соответствующего шара - **критической массой**.

Подставив значение для β , получим формулу для расчета критической массы:

$$M_{кр} = \rho \pi^4 \frac{4}{3} \left(\frac{D}{\beta} \right)^{\frac{3}{2}}$$

Величина критической массы зависит от формы образца (в нашем случае это шар), коэффициента размножения нейтронов и коэффициента диффузии нейтронов. Их определение является сложной экспериментальной задачей, поэтому полученная формула используется для определения указанных коэффициентов, а проведенные выкладки являются доказательством существования критической массы.

Роль размеров образца очевидна: с уменьшением размеров процент нейтронов, вылетающих через ее поверхность, увеличивается, так что при малых (ниже критических!) размерах образца цепная реакция становится невозможной даже при благоприятном соотношении между процессами поглощения и образования нейтронов.

Для высокообогащенного урана значение критической массы составляет около 52 кг, для оружейного плутония - 11 кг. В нормативных документах по охране ядерных материалов от хищения указываются критические массы: 5 кг ^{235}U или 2 кг плутония (для имплозивной схемы атомной бомбы). Для пушечной схемы, естественно, критические массы намного больше. На базе этих значений строится интенсивность защиты делящихся веществ от нападения террористов.

В зависимости от конкретного вида делящегося вещества количество материала, которое составляет критическую массу, может изменяться в широком диапазоне и зависит от плотности,

характеристик (вид материала и толщина) отражателя, а также от природы и процентного содержания любых присутствующих инертных разбавителей (таких как кислород в оксиде урана, ^{238}U в частично обогащенном ^{235}U или химические примеси). В целях сравнения, приведем критические массы шаров без отражателя для нескольких видов материалов с некоторой стандартной плотностью.

Для сравнения приведем следующие примеры критических масс:

- 10 кг Pu-239, металл в альфа-фазе (плотность $19,86 \text{ г/см}^3$);
- 52 кг 94%-го U-235 (6% U-238), металл (плотность $18,72 \text{ г/см}^3$);
- 110 кг UO_2 (94% U-235) при плотности в кристаллическом виде 11 г/см^3 ;
- 35 кг PuO_2 (94% Pu-239) при плотности в кристаллическом виде $11,4 \text{ г/см}^3$.

Критическую массу можно существенно уменьшить, окружив образец делящегося вещества слоем материала, отражающего нейтроны, например, бериллия или природного урана. Отражатель возвращает значительную часть нейтронов, вылетающих через поверхность образца. Например, если использовать отражатель толщиной в 5 см, изготовленный из таких материалов, как уран, железо, графит, критическая масса составит половину от критической массы «голого шара». Более толстые отражатели будут далее уменьшать требуемую критическую массу. Особенно эффективен бериллий, обеспечивающий критическую массу в 1/3 от стандартной критической массы.

При прочих равных условиях минимальные критические размеры должны быть у установок сферической формы. Система на тепловых нейтронах имеет самый большой критический объем и минимальную критическую массу.

Важную роль играет степень обогащения по делящемуся нуклиду. Так, реакторный (энергетический) плутоний неоднозначно определен, поскольку процентное содержание в нем ^{240}Pu зависит от степени облучения топлива в реакторе до его выгрузки. При выгорании несколько выше того уровня, который применяется в настоящее время, критическая масса "голого шара" плутония будет всего лишь на 25-35% больше, чем критическая масса чистого ^{239}Pu . Благодаря самопроизвольному делению, влияние ^{240}Pu на нейтронный источник в материале должно быть более значительным, чем его влияние на критическую массу. Тем не менее, ядерное оружие может быть изготовлено из реакторного плутония.

Другой очевидный случай разбавления - разбавление урана до уровня обогащения ниже 94%. Здесь влияние на критическую массу достаточно сильное. Например, критическая масса урана с обогащением ^{235}U 50% составляет 160 кг (в 3 раза больше массы 94%-го урана), а критическая масса 20%-го урана составляет 800 кг (то есть в ~15 раз больше, чем критическая масса 94%-го урана). Аналогичные коэффициенты зависимости от уровня обогащения применимы и к оксиду урана.

Критическая масса обратно пропорциональна квадрату плотности материала. Так, критическая масса металлического плутония в дельта-фазе (плотность $15,6 \text{ г/см}^3$) составляет 16 кг. Это обстоятельство учитывается при конструировании компактной атомной бомбы. Поскольку вероятность захвата нейтронов пропорциональна концентрации ядер, увеличение плотности образца, например в результате его сжатия, способно привести к возникновению в образце критического состояния. Именно этот способ и применяется в ядерных взрывных устройствах, в которых масса делящегося вещества, находящаяся в подкритическом состоянии переводится в сверхкритическое с помощью направленного взрыва, подвергающего заряд сильной степени сжатия. Минимальное количество делящегося вещества, необходимого для осуществления цепной реакции, зависит в основном от достижимой на практике степени сжатия. Степень и скорость сжатия массы делящегося вещества определяют не только количество расщепляющегося материала, необходимого для создания взрывного устройства, но и мощность взрыва.

Дело в том, что энергия, выделяющаяся в ходе цепной реакции, приводит к быстрому разогреву массы делящегося вещества и, как результат, к разлету этой массы. Через некоторое время заряд теряет критичность и цепная реакция останавливается. Поскольку полная энергия взрыва зависит от количества ядер, успевших претерпеть деление за время, в течение которого

заряд находился в критическом состоянии, для получения достаточно большой мощности взрыва необходимо удерживать массу делящегося вещества в критическом состоянии как можно дольше. На практике это достигается путем быстрого сжатия заряда с помощью направленного взрыва, так что в момент начала цепной реакции, масса делящегося вещества обладает очень большим запасом критичности. Поскольку в процессе сжатия заряд находится в критическом состоянии, необходимо устранить посторонние источники нейтронов, которые могут дать начало цепной реакции еще до достижения зарядом необходимой степени критичности.

Преждевременное начало цепной реакции приведет, во-первых, к уменьшению скорости выделения энергии, а во-вторых, к более раннему разлету заряда и потере им критичности. После того как масса делящегося вещества оказалась в критическом состоянии, начало цепной реакции могут дать акты спонтанного деления ядер урана или плутония. Однако, интенсивность спонтанного деления оказывается недостаточной для того, чтобы обеспечить необходимую степень синхронизации момента начала цепной реакции с процессом сжатия вещества и для обеспечения достаточно большого количества нейтронов в первом поколении.

Для решения этой проблемы в ядерных взрывных устройствах применяют специальный источник нейтронов, который обеспечивает "впрыск" нейтронов в массу делящегося вещества. Момент "впрыска" нейтронов должен быть тщательно синхронизован с процессом сжатия, так как слишком раннее начало цепной реакции приведет к быстрому началу разлета делящегося вещества и, следовательно, к значительному уменьшению энергии взрыва.

2.4 Управление цепной реакцией деления

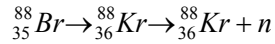
Необходимым условием для осуществления практической реализации цепной реакции деления, является наличие критической массы делящейся среды. Однако это не единственное условие. Получив критическую массу делящегося вещества, мы можем получить атомную бомбу, вместо атомной станции, если не сможем управлять цепной реакцией деления.

Процесс управления цепной реакцией сводится, в конечном счете, к изменению коэффициента размножения $K_{эф}$.

Коэффициент размножения нейтронов $K_{эф}$ равен разности количества нейтронов образующихся в одном акте деления и количества нейтронов, потерянных или за счет поглощения, не приводящего к делению, или за счет ухода за пределы массы делящегося вещества. Параметр $K_{эф}$ соответствует количеству актов деления, которое вызывает распад одного ядра. Этот коэффициент определяет возможность осуществления цепной реакции деления и скорость выделения энергии в ходе этой реакции. $K_{эф}$ зависит как от свойств делящихся ядер, таких как количество вторичных нейтронов, сечения реакций деления и захвата, так и от внешних факторов, определяющих потери нейтронов вызванные их уходом за пределы массы делящегося вещества. Вероятность ухода нейтронов определяется геометрической формой образца и увеличивается с увеличением площади его поверхности. Вероятность захвата нейтрона пропорциональна концентрации ядер делящегося вещества и длине пути, который нейтрон проходит в образце.

Рассмотрим некий абстрактный реактор. Время жизни нейтронов t (время от образования в результате деления до поглощения) составляет от 10^{-3} с до 10^{-5} с. Пусть для увеличения мощности реактора мы увеличили $K_{эф}$ на 0.1 %. В какой то момент времени $K_{эф}$ станет равным 1.001. Тогда количество нейтронов будет увеличиваться на 0.01% в каждом новом поколении. За 1 секунду сменится 1000 поколений нейтронов, и их количество увеличится, в $(1.001)^{1000} = 2.47$ раз. Количество нейтронов прямо пропорционально мощности. Следовательно, за секунду мощность реактора увеличится в два с половиной раза, а еще через несколько секунд реактор расплавится. Ясно, что управлять таким реактором очень сложно, практически невозможно.

Возможность создания управляемого реактора (а не только бомбы) связана с тем фактом, что не все нейтроны образуются сразу, в результате деления. Часть нейтронов (около 0.7%) образуется в результате распадов ядер осколков. Например, в результате деления один из образовавшихся осколков оказался бором, который через 16 секунд путем β^- - распада превращается в неустойчивый криптон, который в свою очередь испускает нейтрон:



Нейтроны, образовавшиеся в результате деления называются мгновенными нейтронами. Нейтроны образовавшиеся в результате цепочки распадов осколков называются запаздывающими нейтронами. Ядра, испускающие нейтроны, называются ядра предшественники. Среднее время жизни запаздывающих нейтронов составляет для ${}^{235}\text{U}$ около 12 сек (зависит от периода полураспада ядер предшественников). Именно наличие запаздывающих нейтронов позволило осуществить контролируемую цепную реакцию деления в реакторе и эффективно управлять ею в ходе работы реактора.

Рассмотрим процесс увеличения мощности реактора. Пусть мы увеличили коэффициент размножения на 0.01 %, $K_{эф} = 1.001$. Рассмотрим отдельно мгновенные и запаздывающие нейтроны. Доля мгновенных нейтронов составляет в среднем 0.993. Коэффициент размножения только на мгновенных нейтронах равен $1.001 * 0.993 = 0.994$ - разгон реактора при наличии только мгновенных нейтронов невозможен. А поскольку время жизни запаздывающих нейтронов около 12 с, то и увеличение мощности реактора происходит достаточно медленно. В практике удобнее пользоваться не коэффициентом размножения, а производной от него величиной – реактивностью (реактивность – мера отклонения от критичности).

Реактивность - параметр, используемый для определения состояния реактора. Это мера возможного отклонения от условий критичности. При работе реактора изменение реактивности происходит в результате изменения температуры ядерного топлива и теплоносителя, выгорания ядерного топлива и образования продуктов деления, активно поглощающих нейтроны. Изменение реактивности при эксплуатации ядерного реактора компенсируется вводом и выводом поглотителей нейтронов.

Реактивность это отклонение коэффициента размножения от единицы отнесенное к коэффициенту размножения.

$$r = \frac{K_{эф} - 1}{K_{эф}}$$

При увеличении коэффициента размножения $K_{эф}$ говорят о внесенной положительной реактивности, при уменьшении - говорят о внесенной отрицательной реактивности. Эта величина определяет темп разгона реактора при $r > 0$. Для обеспечения безопасной работы реактора увеличение реактивности в реакторе не должно превышать долю запаздывающих нейтронов. $r < \beta$, где β - доля запаздывающих нейтронов.

Реактор называется **критическим**, если число новых нейтронов, избежавших резонансный захват ядрами урана-238 и утечку из реактора при замедлении и диффузии, точно равно числу поглощенных. Это состояние соответствует равенству $K_{эф} = 1$. В подкритическом реакторе реактивность отрицательна, в надкритическом – положительна, а в критическом равна нулю.

Зависимость количества актов деления от времени может быть представлена следующим образом:

$$N = N_0 e^{\frac{(K_{эф} - 1)t}{\tau}}$$

где N - полное число актов деления, произошедших за время t с начала реакции, N_0 - число ядер, претерпевших деление в первом поколении, k - коэффициент размножения нейтронов, τ - время "смены поколений," т.е. среднее время между последовательными актами деления, характерное значение которого составляет 10^{-8} сек.

Большие значения $K_{эф}$ ведут к атомному взрыву. Если предположить, что цепная реакция начинается с одного акта деления и значение коэффициента размножения составляет 2, то несложно оценить количество поколений, необходимое для выделения энергии, эквивалентной взрыву 1 килотонны тринитротолуола (10^{12} калорий или $4.19 * 10^{12}$ Дж). Поскольку в каждом акте деления выделяется энергия равная примерно 180 МэВ (2.910^{11} Дж), должно произойти $1.45 * 10^{23}$ актов распада (что соответствует делению примерно 57 г делящегося вещества). Подобное количество распадов произойдет в течение примерно 53 поколений делящихся ядер. Весь процесс займет около 0.5 микросекунд, причем основная доля энергии выделится в течение последних

нескольких поколений. Продление процесса всего на несколько поколений приведет к значительному росту выделенной энергии. Так, для увеличения энергии взрыва в 10 раз (до 100 кт) необходимо всего пять дополнительных поколений.

Выполнение условия $K_{эфф} > 1$, необходимого для пуска реактора, и дальнейшее управление работой реактора обеспечивается изменением доли нейтронов, поглощаемой ураном, путем вывода или ввода в систему управляющих стержней, содержащих **поглотители тепловых нейтронов**.

Поглощающий элемент (Absorber element) - элемент ядерного реактора, содержащий материалы - поглотители нейтронов и предназначенный для управления реактивностью реактора.

Возможность управления реактором характеризуется скоростью увеличения (уменьшения) мощности. Скорость должна быть такова, чтобы системы и механизмы управления успевали реагировать на это изменение. Для определения управляемости реактора введена величина периода реактора.

Если в некоторый момент времени реактивность скачком изменилась от нуля до $\rho \ll 1$, тогда мощность реактора возрастет по закону:

$$P(t) = P_0 e^{\frac{\rho}{\tau} t},$$

где τ - среднее время жизни поколения нейтронов в реакторе, P_0 – мощность реактора при времени $t=0$. Величину $T = \tau/\rho$ называют периодом реактора.

Период реактора это время, в течение которого мощность изменяется в e раз ($e = 2.718$)

По правилам безопасности, при нормальной работе реактора, его период не должен быть менее 15-20 секунд.

Время жизни мгновенных нейтронов в тепловом реакторе складывается из времени замедления быстрых нейтронов и времени диффузии тепловых нейтронов. Оценка дает $\tau = 5 \cdot 10^{-4}$ сек.

Пример. Пусть реактивность реактора $\rho = 0,0025$. Период реактора $T = 5 \cdot 10^{-4} / 0,0025 = 0,2$ сек. За 1 сек мощность реактора увеличивается в $P(1)/P_0 = e^5 = 150$ раз. Автоматическое регулирование при таких скоростях невозможно. Реактор разрушится раньше, чем сработают автоматы управления.

Однако (как уже упоминалось выше) после деления не все нейтроны испускаются мгновенно. Небольшая часть нейтронов испускается с запаздыванием в 12,5 сек. Запаздывающие нейтроны замедляются и диффундируют. Они появляются в реакторе спустя 0,08 сек. Период реактора при $\rho = 0,0025$ становится равным не 0,2, а 32 сек и мощность возрастает за 1 сек только на 3,1%. При таких скоростях нарастания мощности реактор легко поддается автоматическому регулированию.

Пример: Мы внесли реактивность $\rho = 0.014$ в реактор, где доля запаздывающих нейтронов $b = 0.007$. Доля мгновенных нейтронов составляет $1-b = 0.993$. Коэффициент размножения в этом случае составит $K_{эфф} = 1/(1-b) = 1.0142$. Коэффициент размножения на мгновенных нейтронах $= 1.0142 \cdot 0.993 = 1.0071$ через 1 сек при времени жизни мгновенных нейтронов 10^{-3} сек мы получим увеличение количества мгновенных нейтронов, а значит и мощности, в $1.0071^{1000} = 1181$ раз.

Если мы внесем в реактор положительную реактивность, большую доли запаздывающих нейтронов, то мы получим разгон на мгновенных нейтронах. Период реактора будет определяться временем жизни мгновенных нейтронов, который, как было сказано, составляет тысячные доли секунды.

Правила ядерной безопасности жестко ограничивают величину единовременно вносимой реактивности.

Замечание. Выше мы ограничились приближенной теорией размножения нейтронов в реакторе. Более строго для реактора с замедлителем она выглядит следующим образом. Размножение нейтронов является основой самоподдерживающейся цепной реакции деления ядер. Цикл размножения нейтронов начинается с акта захвата нейтрона ядром тяжелых ($U-235$, $Pu-239$ и других "делящихся") элементов. Интенсивность захватов, т.е. число актов захватов нейтронов в единице объема в единицу времени есть

$n\nu\sigma_c$ где n - плотность нейтронов, ν - их скорость, ρ - плотность ядер поглотителя, σ_c - вероятность поглощения нейтрона, т.н. **сечение поглощения**. Индекс c означает "capture", т.е. захват. Величина $n\nu\sigma_c = \Psi$ - называется потоком нейтронов, $\rho\sigma_c = \Sigma_c$ - макроскопическим сечением поглощения. При каждом акте деления ядер тяжелых "делящихся" элементов испускается 2-3 новых, "быстрых" нейтронов. Это число обозначают ν_f . Пересчитывая на один акт захвата нейтрона, это число следует умножить на вероятность деления относительно деления и радиационного захвата, т.е. отношение σ_f и $\sigma_f + \sigma_r = \sigma_c$.

Произведение $\nu_f \frac{\sigma_f}{\sigma_c} = \nu_c$ обозначают ν_c . Это число вторичных быстрых нейтронов на один акт захвата

нейтрона ураном-235, равно примерно 2. Учитывая что топливо реакторов содержит большую долю неделящегося тепловыми нейтронами изотопа урана-238, число новых нейтронов на один акт захвата в

уране топлива составляет $\nu_c = \frac{\Sigma_{c5}}{\Sigma_{c8}} = \eta$. Число новых нейтронов, родившихся в единице объема топлива в

единицу времени есть $\eta\Psi\Sigma_{c8}$. Эти нейтроны, сталкиваясь с ядрами окружающего топлива, могут произвести дополнительные акты деления ядер топлива, произвести как говорят "размножение на быстрых нейтронах". Это умножение поколения нейтронов обозначают буквой μ . Далее нейтроны, сталкиваясь с ядрами замедлителя, теплоносителя и конструктивных элементов теряют свою энергию, "замедляются". При этом некоторая их доля поглощается (без деления) на резонансах сечения поглощения тяжелых элементов и выбывает из игры, а некоторая диффундирует во внешнее пространство и тем самым также теряется. Долю нейтронов "избежавших резонансный захват" обозначают через ϕ , а долю избежавших "утечку" при замедлении - через $W(\kappa\tau)$. Тогда число "замедлившись" нейтронов в единицу времени в единице объема, ставших "тепловыми", т.е. потерявших свою энергию рождения (~ 2 Mev) есть $\eta\mu\phi\Sigma_{c8}W(\kappa\tau)$, где κ - геометрический параметр, τ - "возраст" нейтронов. Эти нейтроны, "диффундируя" в среде, могут потеряться за счет утечки и поглощения в материалах активной зоны. Долю нейтронов, избежавших утечку при диффузии в тепловой области энергии ($\sim kT$ эв), обозначают через $W(\kappa L^2)$, а долю нейтронов поглощенных в тяжелых элементах относительно полного поглощения во всех материалах активной зоны через θ_c . Число нейтронов прошедших весь нейтронный цикл на один нейтрон, поглощенный в тяжелых элементах, т.е. прошедших цикл размножения, замедления, диффузии в тепловой области есть $\eta\mu\phi\Sigma_{c8}W(\kappa\tau)W(\kappa L^2) = K_{эф}$. Произведение $\eta\mu\phi\theta_c = K_{бес}$ называют коэффициентом размножения нейтронов в бесконечной среде - K "бесконечное", а $K_{бес}W(\kappa\tau)W(\kappa L^2) = K_{эф}$ - эффективным коэффициентом размножения нейтронов в конечной среде, K - "эффективное".

2.5 Эффекты реактивности

Если в делящейся среде происходят изменения температуры, ядерного состава, плотности, то они неизбежно приводят к изменению коэффициента размножения. Например, при поднятии температуры среды замедление на горячем замедлителе может ухудшиться, причем изменится вероятность избежать резонансного захвата ϕ_8 . В процессе работы реактора количество ядер делящегося изотопа урана уменьшается, следовательно, уменьшится вероятность поглощения в ^{235}U , θ_5 . Поэтому в начале работы мы должны иметь запас по количеству ядер ^{235}U на выгорание.

Реактивность (Reactivity) - параметр, используемый для определения состояния реактора, равный: $\rho = (K_{эф} - 1) / K_{эф}$ где $K_{эф}$ - эффективный коэффициент размножения. Это мера возможного отклонения от условий критичности. При работе реактора изменение реактивности происходит в результате изменения температуры ядерного топлива и теплоносителя, выгорания ядерного топлива и образования продуктов деления, активно поглощающих нейтроны. Изменение реактивности при эксплуатации ядерного реактора компенсируется вводом и выводом поглотителей нейтронов. Надкритическому состоянию реактора соответствует $\rho > 0$ и подкритическому - $\rho < 0$.

В физике ядерного реактора эффекты реактивности принято подразделять на следующие типы:

Температурный эффект - разность реактивности в горячем и холодном состоянии.

В температурный эффект значительный вклад вносит плотностной эффект - изменение при нагреве плотности замедлителя или теплоносителя (в единице объема уменьшается количество ядер замедлителя). При нагреве топлива наблюдается доплеровский эффект - увеличение диапазона энергий нейтрона при которых происходит резонансный захват на ядрах ^{238}U . Влияние температуры реактора на его реактивность называют температурными эффектами. Они

характеризуются температурным коэффициентом α , который показывает изменение реактивности при нагревании реактора на 1°C . зависимость реактивности от температуры представляется в виде линейной функции:

$$r = \alpha(\theta - \theta_0),$$

где θ_0 и θ - начальная и текущая температуры реактора.

Отрицательный температурный коэффициент обеспечивает устойчивую и безопасную работу реактора в стационарном режиме. Если мощность реактора по каким-либо причинам увеличится, за этим последует повышение температуры реактора. Тогда реактивность реактора становится отрицательной, и мощность понижается, возвращаясь к исходному уровню. При снижении уровня мощности реактор охлаждается до температуры ниже начальной, вследствие чего появляется положительная реактивность, и заданная мощность восстанавливается. Таким образом, реактор с отрицательным температурным коэффициентом саморегулируется.

Совершенно по-другому ведет себя реактор с положительным температурным коэффициентом. Случайное повышение мощности ведет к появлению положительной реактивности и дальнейшему росту мощности реактора, а понижение мощности – к выключению реактора. Реакторы с положительным температурным коэффициентом неустойчивы в работе и плохо регулируются. Поэтому во время проектирования стремятся найти вариант реактора с отрицательным коэффициентом в области рабочих температур. Особо высок ($-4 \cdot 10^{-4}$) отрицательный температурный коэффициент в водо-водяных реакторах, для водо-графитовых реакторов он значительно ниже. (Низкое отрицательное значение α в реакторе типа РБМК, переход его к положительным значениям в результате неумелых действий операторов, сыграло роковую роль в Чернобыльской катастрофе).

Коэффициент реактивности температурный - определяется как приращение реактивности, соответствующее изменению температуры всех материалов реактора на 1°C . Увеличение температуры приводит к расширению материалов, из-за чего изменяются соотношения между массовыми и объемными долями компонентов реактора и увеличиваются размеры активной зоны и реактора в целом. Кроме того, при этом повышаются скорости движения атомов и существенно уширяются резонансы в зависимостях сечения поглощения от энергии для тяжелых ядер. Все эти температурные эффекты вызывают изменение эффективного коэффициента размножения (реактивности).

Мощностной эффект - изменение реактивности при изменении мощности реактора. При изменении мощности происходит изменение теплового потока от топлива к теплоносителю и изменяется температура топлива. При этом так же наблюдается доплеровский эффект. При росте мощности увеличивается количество пузырьков пара в кипящем теплоносителе. Если в реакторе вода является одновременно замедлителем и теплоносителем, то замедление нейтронов ухудшается - **отрицательный паровой эффект**. В реакторе РБМК при увеличении количества пара в воде снижается поглощение нейтронов на ядрах водорода, и количество нейтронов увеличивается, а изменение в замедлении незначительно, поскольку основной замедлитель графит - возникает **положительный паровой эффект**.

Коэффициент реактивности мощностной - определяется как изменение реактивности, вызванное изменением мощности на единицу. Строго говоря, определенный таким образом коэффициент не учитывает динамику переходного процесса, которая важна для безопасности реактора. Дело в том, что изменения температуры различных материалов (особенно при быстром изменении мощности) происходят не одновременно и с разными скоростями. Сразу после скачка мощности (практически мгновенно) изменяется лишь температура топлива, потому что именно в топливе выделяется, основная часть энергии деления. Влияние мощности на температуру других компонентов происходит с существенным запаздыванием. Наибольший эффект запаздывания присущ замедлителю из-за его большой массы и теплоемкости. Естественно, что в каждом конкретном случае роль отдельных компонентов и их вклад в изменение реактивности различны.

Коэффициент реактивности паровой - коэффициент реактивности, зависящий непосредственно от мощности реактора, а не от температуры. По определению он равен изменению реактивности вследствие единичного изменения паросодержания. Понятно, что количество пара в активной зоне

зависит от мощности реактора и изменяется практически при неизменной температуре теплоносителя. Естественно, что проявляется данный эффект лишь после того, как температура теплоносителя становится равной температуре насыщения. Нетрудно выявить составляющие парового коэффициента реактивности, если учесть, что изменение паросодержания эквивалентно изменению плотности теплоносителя. Отсюда следует, что знак парового коэффициента реактивности может быть любым; однако для устойчивой работы реактора нужен минус. Это объясняется тем, что паросодержание меняется при изменении мощности с относительно малым запаздыванием, т. е. значением парового коэффициента реактивности определяются в какой-то степени особенности переходных процессов. Понятно, что аналогична роль и температурного коэффициента реактивности по теплоносителю, т.е. он также должен быть отрицательным для обеспечения устойчивой работы реактора.

Физические свойства активной зоны зависят не только от температуры. Во время работы реактора состав активной зоны изменяется, появляются продукты деления, и образуется плутоний. Под выгоранием ядерного топлива понимают относительную убыль делящегося изотопа в ядерных реакциях деления и радиационного захвата. Выгорание влияет на продолжительность кампании реактора, т.е. на время непрерывной работы твэла в активной зоне. Экономически выгодно высокое выгорание ядерного топлива. Это снижает годовой расход твэлов и их химическую переработку. Так, повышение выгорания с 0,25 до 1% увеличивает кампанию реактора в четыре раза. В такое же число раз уменьшается годовой расход твэлов. Выгорание топлива ограничивается изменением свойств ядерного топлива. В действующих энергетических реакторах оно не превышает 1 – 3%.

Пример. В реакторе на тепловых нейтронах энерговыделению 1 Мвт*сутки соответствует сжиганию 1,31 г урана-235, а в быстром реакторе – 1 г.

Мощность ядерного реактора пропорциональна плотности делений ядер в активной зоне. Реактор работает в стационарном режиме, если в активной зоне каждую секунду делится одно и то же число ядер. Если плотность делений ядер изменяется во времени, то реактор работает в нестационарном режиме.

Во время работы реактора часть урана-238 перерабатывается в плутоний.

Коэффициент воспроизводства (Breeding ratio) - отношение числа ядер образовавшегося топлива к числу ядер выгоревшего делящегося топлива. Реакторы на быстрых нейтронах характеризуются расширенным воспроизводством вторичного ядерного топлива, т.е. в них накапливается ядерного топлива больше, чем расходуется.

Коэффициент конверсии (Conversion ratio) - отношение числа ядер нового делящегося материала, образующегося в процессе конверсии (воспроизводства), к числу разделившихся ядер исходного делящегося материала. Большинство тепловых реакторов имеют коэффициент конверсии 0,5-0,9 и поэтому являются потребителями делящихся материалов. В реакторах-размножителях коэффициент конверсии превышает 1 (1,15-1,30).

Воспроизводство (Breeding) - размножение делящегося вторичного топлива из сырьевого (воспроизводящего) материала, т.е. ядерное превращение воспроизводящего материала в делящийся. В ядерном реакторе нейтроны, образующиеся цепной реакции деления, расходуются не только на ее поддержание, но и поглощаются ураном-238 или торием-232 с образованием делящихся нуклидов (например, плутония-239 или урана-233). Вторичным делящимся топливом считают ${}^{239}\text{Pu}$ и ${}^{233}\text{U}$, материалом воспроизводства - ${}^{238}\text{U}$ и ${}^{232}\text{Th}$.

Воспроизводящий материал (Fertile material) - материал, содержащий один или несколько воспроизводящих нуклидов.

Воспроизводящий нуклид (Fertile nuclide) - нуклид, способный прямо или косвенно превращаться в делящийся нуклид за счет захвата нейтронов. В природе существуют два воспроизводящих нуклида - уран-238 и торий-232.

Время удвоения (Doubling time) - время, в течение которого количество делящегося материала, первоначально загруженного в реактор, удваивается в процессе расширенного воспроизводства. (для реактора-размножителя)

Вторичное ядерное топливо (Secondary nuclear fuel) - к вторичному ядерному топливу относят плутоний-239 и уран-233, образующиеся в ядерных реакторах соответственно из урана-238 и тория-232

при поглощении нейтронов. Вторичное ядерное топливо является перспективным источником ядерной энергии.

Выгорание ядерного топлива (Nuclear fuel burnup) - снижение концентрации любого нуклида в ядерном топливе, вследствие ядерных превращений этого нуклида при работе реактора.

Чем меньше обогащение ураном-235, тем больше урана-238 в активной зоне и тем больше его атомов превращается в плутоний. Для увеличения коэффициента воспроизводства в тепловых реакторах ядерное топливо приготавливают из природного урана, а твэлы размещают в активной зоне с небольшим шагом. Появление плутония повышает реактивность реактора и тем сильнее, чем больше коэффициент воспроизводства, КВ. Начиная с $KB > 0,8$ плутоний не только компенсирует выгорание ^{235}U , но и пополняет запас реактивности. Последним эффектом можно значительно удлинить кампанию реактора. (В некоторых типах реакторов $KB=1,8$, т.е. в конце кампании на каждый килограмм выгоревшего топлива накапливается 1,8 кг плутония). Отметим, что в реакторе получают не чистый ^{239}Pu , а изотопную смесь ^{239}Pu и ^{240}Pu . Второй изотоп относится к резонансным поглотителям, как и ^{238}U . Если плутоний длительное время находится в реакторе, то его свойства как делящегося материала изменяются в связи с тем, что часть ^{239}Pu перерабатывается в ^{240}Pu .

2.6 «Иодная яма»

В результате деления ядер урана, после цепочек распада радионуклидов, образуется целый спектр различных ядер некоторые из них, особенно изотоп ксенона ^{135}Xe и изотоп самария ^{149}Sm сильно поглощают нейтроны. Уменьшение коэффициента размножения при накоплении в реакторе изотопов поглощающих нейтроны называется эффектом отравления реактора.

Накопление поглощающих ядер в активной зоне в процессе работы реактора отрицательно влияет на реактивность. Все осколки деления и их продукты распада подразделяют на две группы: 1. Ядра с высоким сечением поглощения нейтронов. 2. Все остальные. Поглощение нейтронов ядрами первой группы называют отравлением, а поглощение нейтронов ядрами второй группы – шлакованием реактора.

В реакторах на тепловых нейтронах некоторые продукты деления приводят к эффектам, которые необходимо учитывать при их эксплуатации; в основном это касается ксенона-135. Этот изотоп чрезвычайно активно захватывает тепловые нейтроны. ^{135}Xe образуется главным образом путем радиоактивного распада первичных осколков деления (из иода-135). Выход ^{135}I составляет 5 - 6% числа всех разделившихся атомов. Во время работы реактора с большим нейтронным потоком количество находящегося в нем ^{135}Xe сохраняется на относительно низком уровне, т.е. интенсивность процесса поглощения пропорциональна величине нейтронного потока. С остановкой реактора этот процесс сжигания ксенона прекращается, и количество ^{135}Xe начинает расти, поскольку ^{135}I продолжает распадаться. Поэтому концентрация ^{135}Xe в ядерном топливе может значительно увеличиться даже после остановки реактора (происходит отравление реактора), вследствие чего реактор в течение некоторого времени после остановки не может быть пущен вновь. Например, реактор с запасом реактивности 0,1 и потоком 10^{14} н/см² с не может быть запущен ранее, чем через 30 час после остановки. Это явление получило название «иодной ямы». Эффект «иодной ямы» явился одной из основных причин катастрофического развития событий на Чернобыльской АЭС.

- **Отравление реактора (Reactor poisoning)** - поглощение нейтронов частью ядер, у которых сечения поглощения в области энергии тепловых нейтронов велики (образующихся при делении урана и плутония) концентрация которых относительно быстро достигает равновесного значения. Отравление реактора практически полностью определяется ядрами Xe-135 и Sm-149. Рассмотрим отравление Xe-135. Вероятность поглощения тепловых нейтронов этим нуклидом очень велика. Поэтому отравление наиболее существенно в реакторах на тепловых нейтронах и практически отсутствует в реакторах на быстрых нейтронах. Можно предположить, что Xe-135 возникает лишь при делении U-235, потому что выход Xe-135 слабо меняется из-за присутствия других делящихся ядер. После пуска реактора количество Xe-135 вначале довольно резко возрастает, а затем, через

некоторое время из-за ряда процессов достигает стационарного уровня (при работе реактора на стационарном уровне мощности). После остановки реактора количество ядер Хе-135 увеличивается и проходит через максимум. При уменьшении потока нейтронов до нуля прекращается убыль ядер Хе-135 вследствие поглощения нейтронов, которая является преобладающей при достаточно больших мощностях. В то же время скорость образования ядер Хе-135 уменьшается гораздо медленнее, так как время жизни I-135 достаточно велико. Таким образом, после остановки реактора происходит уменьшение реактивности (обусловленное увеличением отравления ксеноном), которое принято называть йодной ямой. Поэтому при пуске реактора после кратковременной остановки требуется запас реактивности для компенсации йодной ямы. С помощью специальных режимов остановки реактора удастся заметно уменьшить глубину йодной ямы, а значит, и запас реактивности, необходимый для пуска реактора после кратковременной остановки. Нестационарное отравление реактора происходит не только при остановке реактора, но и при любом изменении его мощности. Если мощность реактора снижается, то имеет место травление аналогичное йодной яме, но меньшем в масштабе. Увеличение мощности сопровождается обратным эффектом - количество ксенона сначала уменьшается, а спустя некоторый промежуток времени увеличивается. Теперь рассмотрим отравление реактора Sm-149. Потеря нейтронов за счет отравления самарием значительно меньше, чем за счет отравления ксеноном. Аналогично Хе-135, после пуска реактора для Sm-149 наблюдается сначала рост концентрации самария, а потом насыщение. Время насыщения определяется мощностью реактора. При остановке реактора происходит возрастание количества ядер Sm-149 вследствие радиоактивного распада Pm-149 и наблюдается явление, аналогичное йодной яме, с тем, однако, отличием, что число ядер Sm-149 монотонно возрастает во времени (практически приближается к насыщению). Последнее связано со стабильностью Sm-149. Количество самария при насыщении тем больше, чем на большей мощности работал реактор до остановки. Уменьшение реактивности при остановке реактора, обусловленное отравлением Sm-149, значительно меньше глубины йодной ямы, зато в отличие от последней оно сохраняется во времени. Т.е. снижение реактивности вследствие поглощения нейтронов в активной зоне реактора образующимися продуктами деления (главным образом, Хе-135 и Sm-149).

2.7 Управление реактором

В современных энергетических реакторах управление цепной реакцией осуществляется путем введением в активную зону веществ поглощающих нейтроны. Помещая в активную зону стержень, содержащий поглощающий элемент, например бор, мы уменьшаем коэффициент размножения (вводим отрицательную реактивность), за счет того, что часть нейтронов поглощаясь на ядрах бора, выбывает из цепной реакции. Если вернуться к формуле четырех сомножителей, мы уменьшаем величину θ_5 - вероятность нейтронов поглотится в ^{235}U . Вытаскивая стержень, мы увеличиваем θ_5 , следовательно, увеличиваем коэффициент размножения.

Последовательность действий при управлении мощностью работающего реактора такова:

1. Вывести поглощающий стержень (вносится положительная реактивность). Коэффициент размножения становится больше 1, количество нейтронов и реакций деления растет, увеличивается мощность.
2. Выдержать время необходимое для увеличения мощности до требуемого значения.
3. Вернуть поглощающий стержень в исходное состояние (вносится отрицательная реактивность).

Коэффициент размножения становится равным 1. Количество нейтронов во всех поколениях одинаково, мощность стабилизируется на новом уровне.

Поглощающий стержень, в данном случае, является *органом регулирования реактивности*.

Кроме регулирующего стержня на реактивность оказывают влияние другие факторы, например изменение плотности теплоносителя, изменение температуры и т.д. Знание и учет этих явлений являются важным аспектом безопасности при проектировании и эксплуатации атомных реакторов.

В начальный момент времени после первой загрузки топливом, цепная реакция деления в реакторе отсутствует, реактор находится в подкритическом состоянии $K_{эф} < 1$. Температура теплоносителя значительно меньше рабочей. Вывод реактора на мощность осуществляется в несколько этапов. С помощью органов регулирования реактивности реактор переводится в надкритическое состояние $K_{эф} > 1$ и происходит рост мощности реактора до уровня 1 - 2 % от номинальной. На этом этапе производится разогрев реактора до рабочих параметров теплоносителя причем скорость разогрева ограничена. В процессе разогрева органы регулирования поддерживают мощность на постоянном уровне. Затем производится пуск циркуляционных насосов и вводится в действие система отвода тепла. После этого мощность реактора можно повышать до любого уровня в интервале от 2 - 100 % номинальной мощности.

При разогреве реактора реактивность меняется, в виду изменения температуры и плотности материалов активной зоны. Иногда при разогреве меняется взаимное положение активной зоны и органов регулирования, которые входят в активную зону или выходят из нее, вызывая эффект реактивности при отсутствии активного перемещения органов регулирования.

Регулирование реактивности - это подавление или высвобождение реактивности с помощью каких либо внешних по отношению к активной зоне устройств с целью компенсации (достижения равновесия) изменений реактивности, происходящих в активной зоне из-за внутренних ядерно - физических процессов.

Перечислим основные режимы, в которых возникает необходимость регулирования реактивности:

1. подавление реактивности и создание подкритичности в остановленном реакторе;
2. обеспечение выхода в критическое состояние и подъема мощности до греющего уровня;
3. высвобождение или подавление реактивности при разогреве до рабочей температуры теплоносителя и при выходе на номинальную мощность;
4. высвобождение или подавление реактивности при работе на мощности и выгорании топлива и выгорающих поглотителей;
5. ручное или автоматическое регулирование для поддержания заданной мощности или перехода реактора на другой уровень мощности;
6. быстрое глушение реактора с целью остановки при аварийной ситуации;
7. поддержание критичности при перегрузке на работающем реакторе;
8. высвобождение реактивности при отравлении реактора ^{135}Xe и ^{149}Sm .

Наиболее распространенный способ регулирования это изменение вероятности поглощения нейтрона в ^{235}U (θ_5 в формуле четырех сомножителей). Для этого в реактор вводят изотопы элементов с большим сечением поглощения нейтронов. Желательно чтобы все изотопы элемента имели большое сечение поглощения.

Для целей регулирования наиболее подходящими являются следующие химические элементы: бор, кадмий, самарий, европий, гадолий, индий. У бора высокое сечение поглощения соответствует изотопу ^{10}B , изотоп ^{11}B практически не поглощает нейтроны, поэтому производят обогащение по поглощающему элементу.

Регулирование твердыми, движущимися поглощающими элементами. Для оперативного изменения реактивности в подавляющем большинстве случаев используется твердые подвижные поглотители, например стержни из карбида бора.

Выгорающие поглощающие элементы. Для компенсации избыточной реактивности после загрузки свежего топлива, часто используют выгорающие поглотители – изотопы с высоким сечением поглощения, которые после захвата нейтрона превращаются в слабопоглощающие изотопы. Наиболее распространен как выгорающий поглотитель изотоп ^{10}B , который добавляют в состав твэлов. Принцип работы которых состоит в том, что они, подобно топливу, после захвата нейтрона в дальнейшем перестают поглощать нейтроны (выгорают, освобождая реактивность используемую для поддержания цепной реакции). Скорость убыли ядер поглотителей из-за поглощения нейтронов, меньше или равна скорости убыли, в результате деления ядер топлива. Если мы загружаем в реактор топливо рассчитанное на работу в течение года, то очевидно, что количество ядер делящегося топлива в начале работы будет больше чем в конце, и мы должны

скомпенсировать избыточную реактивность поместив в реактор поглотители. Если для этой цели использовать регулирующие стержни, то мы должны постоянно перемещать их, по мере того как количество ядер топлива уменьшается. Использование выгорающих поглотителей позволяет уменьшить использование движущихся стержней, а так же упрощает конструкцию системы управления и защиты реактора.

Жидкостное регулирование реактивности. Такое регулирование применяется, в частности, при работе реактора типа ВВЭР в теплоноситель вводится борная кислота H_3BO_3 , содержащая ядра ^{10}B поглощающие нейтроны. Изменяя концентрацию борной кислоты в тракте теплоносителя мы тем самым изменяем реактивность в АЗ. В начальный период работы реактора, когда ядер топлива много, концентрация кислоты максимальна. По мере выгорания топлива концентрация кислоты снижается.

2.8 Эффективность реактора

Эффективность работы конкретного реактора в режиме стандартной эксплуатации описывается так называемыми функциональными параметрами: коэффициентом использования мощности, коэффициентов готовности и т.п. При этом важнейшими характеристиками являются кампания топлива и кампания реактора.

Кампания топлива - время работы топлива в пересчете на полную мощность реактора. Время, в течение которого топливо находится в реакторе, определяется как календарный срок работы (обычно составляет несколько лет).

Кампания реактора - время работы реактора на номинальной мощности без перегрузки (перемещения) топлива. Эта величина также определяется режимом перегрузки. При одновременной перегрузке всего топлива кампания реактора совпадает с кампанией топлива, при режиме частичных перегрузок она в n раз меньше кампании топлива (n -число перегрузок через равные временные интервалы за кампанию топлива). При квазинепрерывной перегрузке понятие кампании реактора использовать нецелесообразно.

От продолжительности кампании зависит стоимость вырабатываемой электроэнергии (и окупаемость АЭС), а так же качественный и количественный состав нарабатываемых радионуклидов (как полезных, так и вредных).

Надежность реактора характеризуется величиной коэффициента технического использования, КТИ.

КТИ - коэффициент технического использования - равен отношению "чистого" времени работы t реакторной установки за некоторый период эксплуатации к этому периоду. КТИ характеризует в основном надежность реакторной установки в отношении полных отказов, приводящих к ее остановке, и плановых ремонтов. Чем больше таких отказов, чем больше времени тратится на их устранение и на проведение плановых ремонтов, тем ниже КТИ.

Надежность реактора в промежутках между плановыми остановками определяется величиной коэффициента готовности.

Коэффициент готовности - равен отношению чистого времени работы t реакторной установки за календарный период эксплуатации к сумме этого времени и продолжительности аварийных ремонтов за период t . Коэффициент готовности, характеризующий надежность реактора за период, когда не проводятся его плановые остановки, численно равен вероятности безотказной работы установки в произвольный момент времени между плановыми остановками.

Экономичность реактора определяется величиной коэффициента использования установленной мощности, КИУМ.

КИУМ - коэффициент использования установленной мощности - равен отношению фактической энерговыработки реакторной установки АЭС за период эксплуатации t к энерговыработке при работе без остановок на номинальной мощности. Таким образом, КИУМ характеризует надежность реакторной установки не только в отношении полных, но и частичных отказов, которые не приводят к ее остановке, а требуют снижения мощности. Чем ниже мощность работающей установки по сравнению с номинальной, тем ниже КИУМ при постоянном КТИ.

КИУМ на АЭС некоторых стран в настоящее время достаточно высок (более 90%, см. Табл.1). КИУ российских станций существенно ниже, но имеет тенденцию к увеличению.

Табл.1. Энергоблоки АЭС мира с наибольшим средним КИУМ за годы эксплуатации по состоянию на декабрь 1999 г.

№	Блок	Страна	Мощ. МВт	КИУМ %	Тип	Пуск
01	Эмсланд	Германия	1363	92,6	PWR	04/88
02	Неккар 2	Германия	1365	91,0	PWR	03/89
03	Гронде	Германия	1430	90,0	PWR	09/84
04	Олкилуото 1	Финляндия	870	88,1	BWR	09/78
05	Филлипсбург 2	Германия	1424	87,7	PWR	12/84
06	Олкилуото 2	Финляндия	870	87,5	BWR	02/80
07	Ловииза 2	Финляндия	510	87,4	PWR	11/80
08	Тианж 3	Бельгия	1070	87,3	PWR	07/71
09	Пакш 4	Венгрия	460	87,0	PWR	08/87
10	Йонгван 4	Юж. Корея	1000	86,9	PWR	07/95
11	Бецнау 2	Швейцария	372	86,0	PWR	10/71
12	Пакш 3	Венгрия	463	86,0	PWR	08/74
13	Гесген	Швейцария	1020	86,0	PWR	02/79
14	Дозль 3	Бельгия	1056	85,7	PWR	06/82
15	Пакш 2	Венгрия	460	85,5	PWR	09/84
16	Кофрентес	Испания	1025	85,4	BWR	10/84
17	Вогль 2	США	1223	85,2	PWR	04/89
18	Охи 3	Япония	1180	85,1	PWR	06/91
19	Изар 2	Германия	1440	85,1	PWR	01/88
20	Тианж 2	Бельгия	1000	84,9	PWR	04/74
21	Аско 2	Испания	976	84,8	PWR	10/85
22	Вольсонг 2	Юж. Корея	700	84,5	H	04/97
23	Брокдорф	Германия	1440	84,3	PWR	10/86
24	Ловииза 1	Финляндия	510	84,3	PWR	02/77
25	Пакш 1	Венгрия	460	84,0	PWR	12/82
26	К.-Карива 3	Япония	1100	84,0	BWR	12/92
27	Вольсонг 1	Юж. Корея	685	83,9	H	12/82
28	Графенрайнвальд	Германия	1345	83,9	PWR	04/84
29	Дозль 1	Бельгия	413	83,9	PWR	08/74
30	Альмарас 2	Испания	983	83,4	PWR	10/83

Лучший КИУМ российской АЭС

111	Нововоронеж 4	Россия	417	77,4	ВВЭР	12/72
-----	---------------	--------	-----	------	------	-------

КИУМ энергоблоков ЛАЭС

115	Ленинград 4	Россия	1000	77,2	РБМК	02/81
211	Ленинград 3	Россия	1000	70,6	РБМК	12/79
271	Ленинград 2	Россия	1000	65,7	РБМК	07/75
289	Ленинград 1	Россия	1000	64,3	РБМК	12/73

В настоящее время продолжается борьба за повышение эффективности атомного реактора, т.е. за повышение величины КИУМ. В результате растёт энергонапряжённость реактора, увеличиваются нагрузки на функциональные и конструкционные материалы. В результате вероятность аварий на реакторах, связанных с разрывами ТВЭЛов и выходом радионуклидов из реактора увеличивается. С целью уменьшения риска и продления сроков работы реактора приходится менять состав топлива, замедлителей, теплоносителя и т.п. Возможные подходы к улучшению эксплуатационных характеристик тепловых реакторов мы рассмотрим в следующей лекции.

3. ОСНОВНЫЕ МОМЕНТЫ ФИЗИКИ РЕАКТОРОВ

Подведем итоги.

- Ядерный реактор - аппарат, в котором происходят ядерные реакции - превращения одних химических элементов в другие. Для этих реакций необходимо наличие в реакторе делящегося вещества, которое при своем распаде выделяет элементарные частицы, способные вызвать распад других ядер.
- Деление атомного ядра может произойти самопроизвольно или при попадании в него элементарной частицы. Самопроизвольный распад в ядерной энергетике не используется из-за очень низкой его интенсивности.
- В качестве делящегося вещества в настоящее время могут использоваться изотопы урана - уран-235 и уран-238, а также плутоний-239.
- В ядерном реакторе происходит цепная реакция. Ядра урана или плутония распадаются, при этом образуются два-три ядра элементов середины таблицы элементов, выделяется энергия, излучаются гамма-кванты и образуются несколько нейтронов, которые, в свою очередь, могут прореагировать с другими ядрами и, вызвав их деление, продолжить цепную реакцию. Для распада какого-либо атомного ядра необходимо попадание в него элементарной частицы с определенной энергией (величина этой энергии должна лежать в определенном диапазоне: более медленная или более быстрая частица просто оттолкнется от ядра, не проникнув в него). Наибольшее значение в ядерной энергетике имеют нейтроны.
- В зависимости от скорости элементарной частицы выделяют два вида нейтронов: быстрые и медленные. Нейтроны разных видов по-разному влияют на ядра делящихся элементов.
- Уран-238 делится только быстрыми нейтронами. При его делении выделяется энергия и образуется 2-3 быстрых нейтрона. Вследствие того, что эти быстрые нейтроны замедляются в веществе урана-238 до скоростей, неспособных вызвать деление ядра урана-238, цепная реакция в уране-238 протекать не может.
- Поскольку в естественном уране основной изотоп - уран-238, то цепная реакция в естественном уране протекать не может.
- В уране-235 цепная реакция протекать может, так как наиболее эффективно его деление происходит, когда нейтроны замедлены в 3-4 раза по сравнению с быстрыми. Это происходит при достаточно длинном их пробеге в толще урана без риска быть поглощенными посторонними веществами или при прохождении через вещество, обладающее свойством замедлять нейтроны, не поглощая их.
- Поскольку в естественном уране имеется достаточно большое количество веществ, поглощающих нейтроны (тот же уран-238, который при этом превращается в другой делящийся изотоп - плутоний-239), то в современных ядерных реакторах необходимо для замедления нейтронов применять не сам уран, а другие вещества, мало поглощающие нейтроны (например, графит или тяжелая вода).
- Обыкновенная вода нейтроны замедляет очень хорошо, но сильно их поглощает. Поэтому для нормального протекания цепной реакции при использовании в качестве замедлителя обыкновенной легкой воды необходимо использовать уран с высокой долей делящегося изотопа - урана-235 (обогащенный уран).
- Графит хорошо замедляет нейтроны и плохо их поглощает. Поэтому при использовании графита в качестве замедлителя можно использовать менее обогащенный уран, чем при использовании легкой воды.
- Тяжелая вода очень хорошо замедляет нейтроны и плохо их поглощает. Поэтому при использовании тяжелой воды в качестве замедлителя можно использовать менее обогащенный уран, чем при использовании легкой воды. Но производство тяжелой воды очень трудоемко и экологически опасно.
- При попадании медленного нейтрона в ядро урана-235 он может быть захвачен этим ядром. При этом произойдет ряд ядерных реакций, итогом которых станет образование ядра плутония-239. (Плутоний-239 в принципе может тоже использоваться для нужд ядерной энергетике, но в настоящее время он является одним из основных компонентов начинки атомных бомб.) Поэтому

ядерное топливо в реакторе не только расходуется, но и нарабатывается. У некоторых ядерных реакторов основной задачей является как раз такая наработка.

- Другим способом решить проблему необходимости замедления нейтронов является создание реакторов без необходимости их замедлять - реакторов на быстрых нейтронах. В таком реакторе основным делящимся веществом является не уран, а плутоний. Уран же (используется уран-238) выступает как дополнительный компонент реакции - от быстрого нейтрона, выпущенного при распаде ядра плутония, произойдет распад ядра урана с выделением энергии и испусканием других нейтронов, а при попадании в ядро урана замедлившегося нейтрона он превратится в плутоний-239, возобновляя тем самым запасы ядерного топлива в реакторе. В связи с малой величиной поглощения нейтронов плутонием цепная реакция в сплаве плутония и урана-238 идти будет, причем в ней будет образовываться большое количество нейтронов.

- В ядерном реакторе используется либо обогащенный уран с замедлителем, поглощающим нейтроны, либо необогащенный уран с замедлителем, мало поглощающим нейтроны, либо сплав плутония с ураном без замедлителя.

- Для предотвращения утечки нейтронов за пределы реактора, а также для возвращения нейтронов в активную зону реактора используются отражатели нейтронов.

***Активная зона (Core)** - центральная часть реактора, в которой протекает самоподдерживающаяся цепная реакция деления и выделяется энергия.*

***Отражатель (Reflector)** - материал, предназначенный для уменьшения утечки нейтронов из реактора. В реакторах на тепловых нейтронах он выполняется из тех же материалов, что и замедлитель. В быстрых реакторах в качестве отражателя - экрана используются материалы, которые при взаимодействии с нейтронами образуют делящиеся нуклиды. Такими делящимися нуклидами служат Th-232 или U-238.*

* * *

Таким образом, три благоприятных обстоятельства: 1. Наличие в природе радионуклидов, способных к самопроизвольному делению ядер; 2. Превышение числа нейтронов, образовавшихся в ходе деления, над числом затраченных; 3. Наличие запаздывающих нейтронов позволили осуществить управляемую самоподдерживающуюся реакцию деления, и создать устройства, способные трансформировать ядерную энергию в тепловую – ядерные реакторы, и электрическую – атомные электростанции. Ядерные процессы в атомном реакторе достаточно сложны. Они чреваты возможностью развития неконтролируемой цепной реакции деления, и, следовательно, перехода режима работы реактора из стабильного во взрывной. Не менее сложны и энергетические процессы в реакторе, связанные с генерацией, передачей и поглощением тепла. Поэтому, разработка безопасной конструкции реактора, и способов управления им при эксплуатации – достаточно сложная задача. Тем не менее, она была успешно решена.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 12. **ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ**

Содержание

1. ТИПЫ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ	1
2. УСТРОЙСТВО АТОМНОГО РЕАКТОРА	5
2.1 Реактор на тепловых нейтронах	5
2.1.1 Гомогенные реакторы	6
2.1.2 Гетерогенные реакторы	7
2.1.3 Газоохлаждаемые реакторы	12
2.2 Реактор на промежуточных нейтронах	13
2.3 Реактор на быстрых нейтронах	14
3. РЕАКТИВНОСТЬ И УПРАВЛЕНИЕ	17
4. ПУТИ ПОВЫШЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ТЕПЛОВЫХ РЕАКТОРОВ	18

Анализ идей радиоактивности в плане их возможных применений в сфере энергетики показывает, что, в принципе, запасенную ядерную энергию можно конвертировать в тепловую (и электрическую) в процессах радиоактивного распада, аннигиляции вещества с антивеществом, ядерных реакциях деления тяжелых ядер (под действием тепловых и/или быстрых нейтронов), или в ядерных реакциях синтеза легких ядер (в первую очередь – изотопов водорода). Однако в настоящее время в энергетике реализован только один класс ядерных процессов – деление ядер тяжелых элементов под действием нейтронов. В этой лекции мы рассмотрим основные способы утилизации ядерной энергии в реакторах, основанных на цепной реакции деления ядер.

1. ТИПЫ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

В настоящее время основной промышленный способ утилизации ядерной энергии в мирных целях основан на цепной самоподдерживающейся реакции деления некоторых изотопов урана или плутония под действием нейтронов. На практике перевод ядерной энергии в тепловую проводят на устройствах, называемых ядерными реакторами.

***Ядерный (атомный) реактор** - устройство, в активной зоне которого осуществляется контролируемая самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер некоторых тяжелых элементов под действием нейтронов. Эта реакция представляет собой самоподдерживающийся процесс деления ядер изотопов урана (или делящихся изотопов других элементов) под действием элементарных частиц - нейтронов, которые благодаря отсутствию электрического заряда легко проникают в атомные ядра.*

Основными элементами атомного энергетического реактора являются активная зона, отражатель нейтронов, окружающий активную зону, стержни-поглотители нейтронов, обеспечивающие управление реактором (поддержание энергии на нужном уровне и обеспечение равномерности ее распределения по объему реактора) и аварийную защиту, биологическая защита реактора. Реактор заключен в герметичный металлический корпус (здесь же находится теплообменник). Активная зона реактора содержит в себе ядерное горючее (в реакторах на тепловых нейтронах активная зона содержит также замедлитель нейтронов и некоторые другие компоненты). В ней протекает управляемая цепная ядерная реакция и выделяется энергия деления (в основном – в виде тепловой). Выделенная энергия отводится с помощью теплоносителя. При необходимости, тепловая энергия превращается в электрическую либо с помощью тепловых

преобразователей, вмонтированных непосредственно в реактор, или с помощью специального теплоносителя, уносящего тепло к внешнему электрогенератору.

Теоретически возможны более 100 разных типов реакторов, различающихся топливом, замедлителем и теплоносителями. Среди них: реакторы на быстрых нейтронах, т.е. реакторы, не использующие замедлители; охлаждаемые теплоносителем, не находящимся под давлением, например реакторы бассейного типа; реакторы на тепловых нейтронах; гетерогенные реакторы, т.е. реакторы с разделенными ядерным топливом и замедлителем; реакторы насыпного типа; реакторы с гранулированным топливом, с замедлителем, находящимся под высоким давлением, например, реакторы с кипящей водой; реакторы с общим перегревом; реакторы, охлаждаемые водой под давлением, с различными и (или) разделенными замедлителем и теплоносителем, с твердым замедлителем, например, реакторы Магнокса; с замедлителем, не находящимся под давлением, например реакторы бассейнового типа; с различными и (или) разделенными замедлителем и теплоносителем, например натрий-графитовые реакторы; с теплоносителем, находящимся под давлением; с жидким замедлителем, например реакторы с трубами высокого давления; с жидким или газообразным топливом; гомогенные реакторы, т.е. реакторы, в которых ядерное топливо и замедлитель являются однородной средой по отношению к потоку нейтронов; реакторы с одной зоной; реакторы с двумя зонами; подкритические реакторы; интегральные реакторы, т.е. реакторы, в которых части функционально связанные с реактором, не являются существенными для реакции, например теплообменники, расположенные внутри корпуса с активной зоной и др. Выделяют три большие группы ядерных реакторов:

1. Ядерные реакторы, использующиеся в качестве источников тепловой энергии (энергетические)
2. Ядерные реакторы, использующиеся для получения различных видов излучения.
3. Ядерные реакторы – размножители, наработчики новых радионуклидов, в том числе – нового ядерного топлива или компонентов ядерного оружия (реакторы – конвертеры и реакторы – бридеры).

Основные типы энергетических ядерных реакторов:

- электрические ядерные реакторы АЭС (используются для выработки тепловой энергии, преобразующейся с помощью турбогенераторов в электрическую)
- электроэнергетические (термоэлектрические или термоэмиссионные) ядерные реакторы (с безмашинным преобразованием тепловой энергии в электрическую);
- высокотемпературные теплоэнергетические ядерные реакторы (производят высокопотенциальную тепловую энергию, непосредственно используемую в химической или металлургической промышленности для осуществления различных химических реакций, опреснения морской воды или получения энергоносителей, например, водорода);
- теплоэнергетические ядерные реакторы (производят тепловую энергию на атомных станциях теплоснабжения, предназначены для промышленной и бытовой теплофикации)

К энергетическим реакторам относятся также судовые, или транспортные ядерные реакторы; реакторы ядерных ракетных двигателей; двухцелевые электроэнергетические реакторы - размножители, вырабатывающие тепловую энергию и ядерные материалы, которые могут быть использованы для производства нового ядерного топлива; термоэмиссионные реакторы-преобразователи космических ядерно-энергетических установок (в том числе – генерирующих лазерное излучение). В последние годы проводятся работы созданию лазеров с ядерным возбуждением. Изучаются перспективы использованию импульсных ядерных реакторов для возбуждения рентгеновских и гамма-лазеров.

Основные типы ядерных реакторов для получения различных видов излучения:

- исследовательские ядерные реакторы (служат источниками нейтронного и гамма-излучения для научных и технических целей, в частности облучения реакторных материалов - материаловедческие реакторы)
- промышленные ядерные реакторы (используются для производства делящегося плутония и радиоактивных изотопов)

-облучательные ядерные реакторы (предназначены для обработки материалов нейтронным или гамма-излучением в целях улучшения их свойств)
 -хемоядерные реакторы, использующие излучение для ускорения химических реакций
 -реакторы-источники нейтронов для активационного анализа нуклидного состава материалов
 -реакторы для биомедицинских целей и обработки пищевых продуктов
 -импульсные реакторы-гамма-лазеры, в которых энергия излучения, включая энергию осколков деления, используется для накачки энергии в активное вещество лазеров.

Ядерные реакторы подразделяются на различные типы не только по назначению, но и по физическим, техническим и эксплуатационным признакам.

По физическим признакам различают реакторы на тепловых и быстрых нейтронах; реакторы уранового, плутониевого или ториевого цикла; реакторы – размножители (бридеры).

Техническая классификация проводится по признакам:

-вид теплоносителя и замедлителя (водяные тепловые ядерные реакторы с легководным, тяжеловодным или графитовым замедлителем, реакторы на быстрых нейтронах с натриевым или гелиевым теплоносителем, реакторы с органическим теплоносителем и замедлителем)
 -агрегатное состояние водного теплоносителя (водо-водяные энергетические реакторы с водой под давлением, газовые реакторы, пароохлаждаемые реакторы на быстрых нейтронах)
 -элемент, в котором создается давление теплоносителя (корпусные, каналные, канално-корпусные ядерные реакторы)
 -число контуров теплоносителя (реакторы однокорпусные, с прямым паро- или газотурбинным циклом, двухкорпусные с парогенератором и трехкорпусные - с промежуточным контуром, отделяющим первый реакторный контур от паросилового контура)
 -структура и форма активной зоны (гетерогенные и гомогенные ядерные реакторы с активными зонами в форме цилиндра, параллелепипеда или сферы)
 -время действия (ядерные реакторы непрерывного действия, импульсные, прерывистого действия).
ABWR- advanced boiling water reactor (усовершенствованный ядерный реактор кипящего типа)
AGR- advanced gas-cooled reactor (усовершенствованный газоохлаждаемый ядерный реактор)
BWR- boiling water reactor (ядерный реактор кипящего типа)
FBR- fast breeder reactor (ядерный реактор-размножитель на быстрых нейтронах)
GCR- gas-cooled reactor (газоохлаждаемый ядерный реактор)
HWLWR - heavy-water moderated boiling light-water-cooled reactor (ядерный реактор с тяжеловодным замедлителем и водным теплоносителем кипящего типа)
LWCGR- light-water-cooled graphite-moderated reactor (водоохлаждаемый ядерный реактор с графитовым замедлителем)
PHWR- pressurized moderated and cooled reactor (ядерный реактор с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением).
PWR- pressurized water reactor (корпусной водо-водяной энергетический реактор)
SGHWR-steam generating heavy water reactor (парогенерирующий тяжеловодный ядерный реактор).

В большинстве энергетических реакторов в качестве теплоносителя используется вода, либо под давлением, либо кипящая. Упомянем основные из них:

Реактор с водой под давлением. В таких реакторах замедлителем и теплоносителем служит вода. Нагретая вода перекачивается под давлением в теплообменник, где тепло передается воде второго контура, в котором вырабатывается пар, вращающий турбину.

Кипящий реактор. В таком реакторе кипение воды происходит непосредственно в активной зоне реактора и образующийся пар поступает в турбину. В большинстве кипящих реакторов вода используется и как замедлитель, но иногда применяется графитовый замедлитель.

Реактор с жидкометаллическим охлаждением. В таком реакторе для переноса теплоты, выделяющейся в процессе деления в реакторе, используется жидкий металл, циркулирующий по трубам. Почти во всех реакторах этого типа теплоносителем служит натрий. Пар, образующийся на другой стороне труб первого контура, подается на обычную турбину. В реакторе с жидкометаллическим охлаждением могут использоваться нейтроны со сравнительно высокой

энергией (реактор на быстрых нейтронах) либо нейтроны, замедленные в графите или оксиде бериллия. В качестве реакторов-размножителей более предпочтительны реакторы на быстрых нейтронах с жидкометаллическим охлаждением, поскольку в этом случае отсутствуют потери нейтронов, связанные с замедлением.

Газоохлаждаемый реактор. В таком реакторе теплота, выделяющаяся в процессе деления, переносится в парогенератор газом – диоксидом углерода или гелием. Замедлителем нейтронов обычно служит графит. Газоохлаждаемый реактор может работать при гораздо более высоких температурах, нежели реактор с жидким теплоносителем, а потому пригоден для системы промышленного теплоснабжения и для электростанций с высоким КПД. Небольшие газоохлаждаемые реакторы отличаются повышенной безопасностью в работе, в частности отсутствием риска расплавления реактора.

Гомогенные реакторы. В активной зоне гомогенных реакторов используется однородная жидкость, содержащая делящийся изотоп урана. Жидкость обычно представляет собой расплавленное соединение урана. Она закачивается в большой сферический сосуд, работающий под давлением, где в критической массе происходит цепная реакция деления. Затем жидкость подается в парогенератор. Гомогенные реакторы не получили распространения из-за конструктивных и технологических трудностей.

Ниже эти соответствия проиллюстрированы фото внешнего вида атомных электростанций, построенных на базе реакторов различного типа.



Уран-графитовый реактор канального типа - бескорпусной реактор с графитовым замедлителем, теплоноситель - вода, тепловыделяющие элементы расположены в вертикальных каналах графитовой кладки. Реакторы такого типа мощностью 1000 МВт и более в России называются РБМК (реактор большой мощности канальный), а в США - LWGR (водоохлаждаемый ядерный реактор с графитовым замедлителем).



Легко-водный реактор - корпусной реактор, использующий в качестве замедлителя и теплоносителя обычную воду. В России это реакторы типа ВВЭР-1000 (водо-водяной энергетический реактор), в странах Запада - BWR (кипящий водяной реактор) и PWR (реактор с водой под давлением).



CANDU - тип теплового ядерного реактора, разработанного в Канаде - ядерный реактор с тяжеловодным замедлителем и водным теплоносителем кипящего типа, HWLWR. В нем используется естественный необогащенный уран и тяжелая вода в качестве замедлителя и теплоносителя.



Газографитовый реактор - реактор, охлаждаемый газом (в основном гелием или CO_2), в котором графит используется как замедлитель. Действующие установки имеются в США и Англии (тип - усовершенствованный газоохлаждаемый ядерный реактор, AGR).



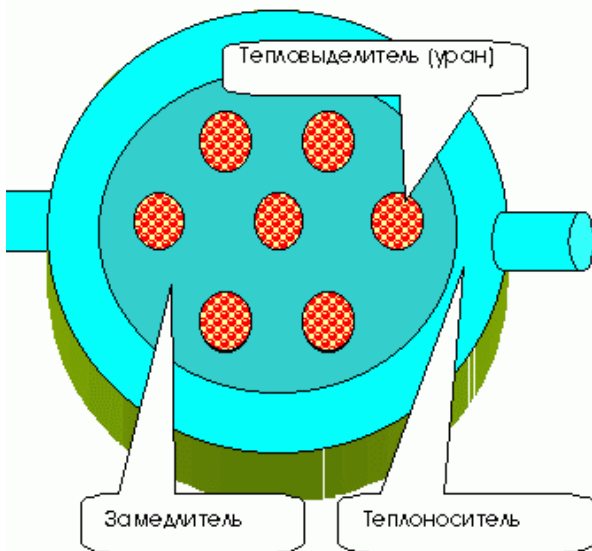
Реактор на быстрых нейтронах (БН) - ядерный реактор, в котором основное число делений вызвано быстрыми нейтронами. Тип - fast breeder reactor (ядерный реактор-размножитель на быстрых нейтронах, FBR). Не имеет замедлителя. В качестве теплоносителя используется жидкий металл (натрий). Действуют во Франции (FENIX), России, а также в Японии (MONZU).

2. УСТРОЙСТВО АТОМНОГО РЕАКТОРА

В данной главе мы рассмотрим два основных типа ядерных реакторов: «медленный» реактор, под которым будем иметь в виду реактор, работающий на тепловых нейтронах, и «быстрый» реактор, работающий на быстрых нейтронах деления.

2.1 Реактор на тепловых нейтронах

Рассмотрим основные особенности реактора, работающего на медленных (тепловых) нейтронах в режиме атомной электростанции (АЭС). Тремя обязательными элементами для реакторов на тепловых нейтронах являются тепловыделитель, замедлитель, теплоноситель и корпус.



являются тепловыделитель, замедлитель, теплоноситель и корпус.

Активная зона - центральная часть реактора, в которой протекает самоподдерживающаяся цепная реакция деления и выделяется энергия.

Корпус ядерного реактора - герметичный резервуар, предназначенный для размещения в нем активной зоны и других устройств, а также для организации безопасного охлаждения ядерного топлива потоком теплоносителя.

Рис.1 Схема активной зоны «медленного» реактора.

В качестве горючего обычно используется уран-235 в смеси с ураном-238 (обсуждение особенностей применения в качестве горючего разных делящихся нуклидов обсуждено в других лекциях). Может использоваться природный уран (например, в тяжеловодных реакторах), но, как правило, применяют низко обогащенный уран (в энергетических реакторах на тепловых нейтронах, обогащение до 4,4%) либо высоко обогащенный (до 40%) уран (в транспортных реакторах).

Количество потребляемого в реакторе топлива пропорционально мощности реактора. При делении 1 г ^{235}U высвобождается 1 тыс. кВт/день. Для получения такого количества тепловой энергии необходимо сжечь 3 т угля или 3 тыс. л нефти. Для гетерогенных уран-графитовых ядерных реакторов минимальное необходимое количество природного урана составляет 45 т, а

графита - 450 т. В ядерном реакторе происходит быстрая смена поколений нейтронов. Среднее время жизни нейтронов в реакторах разных типов 10^{-3} - 10^{-8} с. Между мощностью ядерного реактора и скоростью протекания в нем цепной реакции деления ядер существует определенное соотношение: в реакторе тепловой мощностью 1 МВт происходит $3,3 \cdot 10^{16}$ дел./сек.

Ядерное горючее в реакторах может быть распределено в активной зоне гомогенно или гетерогенно. В последнем случае топливо в реакторе располагается в виде тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), образующих решетку в среде замедлителя и теплоносителя. В связи с этим, по расположению в активной зоне делящегося вещества и замедлителя все реакторы принято делить на гетерогенные (неоднородные) и гомогенные (однородные).

2.1.1 Гомогенные реакторы

Гомогенный реактор - реактор, активная зона которого представляет собой гомогенную размножающую среду (однородную смесь). В таком реакторе топливо и замедлитель (возможно, и другие компоненты активной зоны) находятся либо в растворе, либо в достаточно равномерной смеси, либо пространственно разделены, но так, что разница в потоках нейтронов любых энергий в них незначительна.

В гомогенном реакторе ядерное топливо, теплоноситель и замедлитель (если они есть) тщательно перемешаны и находятся в одном физическом состоянии, т.е. активная зона полностью гомогенного реактора представляет жидкую, твердую или газообразную однородную смесь ядерного топлива, теплоносителя или замедлителя. Гомогенные реакторы могут быть как на тепловых, так и на быстрых нейтронах. В таком реакторе вся активная зона находится внутри стального сферического корпуса и представляет жидкую однородную смесь горючего и замедлителя в виде раствора или жидкого сплава (например, раствор уранилсульфата в воде, раствор урана в жидком висмуте), который одновременно выполняет и функцию теплоносителя.

Гомогенное ядерное горючее может представлять собой водные растворы солей урана и плутония, расплавы солей или металлов (например, сплавы U, Pu, Th с Pb, Bi, Sn и пр.). Гомогенное ядерное горючее одновременно является теплоносителем реактора и непрерывно циркулирует через теплообменник. Продукты деления распределены равномерно по всему объему жидкой фазы. Особым случаем гомогенного ядерного горючего является дисперсное топливо, представляющее собой, например, взвесь частиц окиси урана в водном растворе. Ввиду малого размера частиц в таком топливе происходит обеднение дисперсной фазы продуктами деления.

Ядерная реакция деления происходит в топливном растворе, находящемся внутри сферического корпуса реактора, в результате температура раствора повышается. Горючий раствор из реактора поступает в теплообменник, где отдает тепло воде второго контура, охлаждается и циркулярным насосом направляется опять в реактор. Для того чтобы ядерная реакция не произошла вне реактора, объемы трубопроводов контура, теплообменника и насоса подобраны так, чтобы объем горючего, находящегося на каждом участке контура, были намного ниже критического. Гомогенные реакторы имеют ряд преимуществ по сравнению с гетерогенными. Это несложная конструкция активной зоны и минимальные ее размеры, возможность в процессе работы без остановки реактора непрерывно удалять продукты деления и добавлять свежее ядерное топливо, простота приготовления горючего, а также то, что управлять реактором можно, изменяя концентрацию ядерного топлива.

Однако гомогенные реакторы имеют и серьезные недостатки. Гомогенная смесь, циркулирующая по контуру, испускает сильное радиоактивное излучение, что требует дополнительной защиты и усложняет управление реактором. Только часть топлива находится в реакторе и служит для выработки энергии, а другая часть - во внешних трубопроводах, теплообменниках и насосах. Циркулирующая смесь вызывает сильную коррозию и эрозию систем и устройств реактора и контура. Образование в гомогенном реакторе в результате радиолиза воды взрывоопасной гремучей смеси требует устройств для ее дожигания. Все это привело к тому, что гомогенные реакторы не получили широкого распространения.

2.1.2 Гетерогенные реакторы

В гетерогенных реакторах ядерное топливо в виде блоков размещено в замедлителе, т.е. топливо и замедлитель пространственно разделены. Горючее и замедлитель представляют собой неоднородную среду для нейтронов.

Гетерогенный реактор имеет активную зону в виде гетерогенной размножающей среды. В таком реакторе топливо в виде цилиндрических стержней (или пластин) выделено пространственно так, что создает основу решетки активной зоны - системы топливных и других материалов, расположенных в определенной периодической последовательности.

Тепловыделяющий элемент, ТВЭЛ - герметично заваренная заглушками трубка, с таблетками топлива.

Топливная кассета - конструкция из таблеток урана и собирающего вместе с ними корпуса толщиной 10-20 см и длиной в несколько метров, являющаяся выделителем энергии за счет распада урана. Материалом корпуса обычно является цирконий.

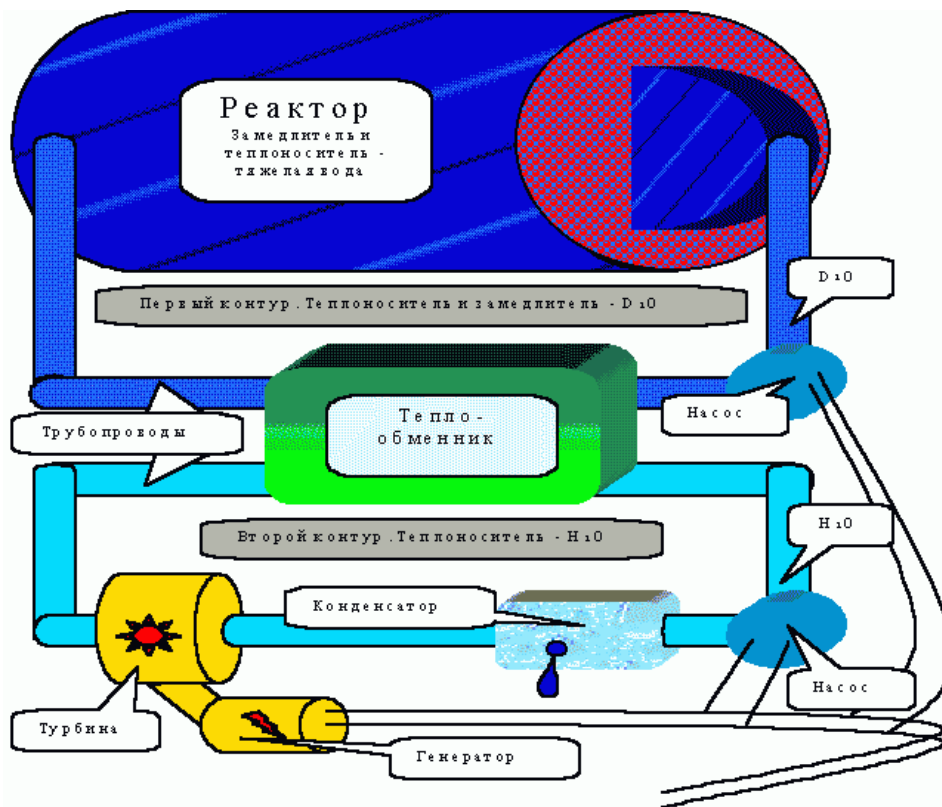
В настоящее время для энергетических целей проектируют только гетерогенные реакторы. Ядерное топливо в таком реакторе может использоваться в газообразном, жидком и твердом состояниях. Однако сейчас гетерогенные реакторы работают только на твердом топливе.

Как правило, ТВЭЛы, являющиеся основными элементами активной зоны, объединяются в тепловыделяющие сборки, ТВС. ТВС представляет собой топливную кассету и ее крепление и находится в активной зоне реактора. Активную зону окружает отражатель (материал - вода или графит), предотвращающий утечку нейтронов. Нейтроны, попавшие в отражатель, рассеиваются его ядрами, при этом некоторые из них после рассеивания возвращаются в активную зону.

В зависимости от замедляющего вещества гетерогенные реакторы делятся на графитовые, легководные, тяжеловодные и органические. По виду теплоносителя гетерогенные реакторы бывают легководные, тяжеловодные, газовые и жидкометаллические. Жидкие теплоносители внутри реактора могут быть в однофазном и двухфазном состояниях. В первом случае теплоноситель внутри реактора не кипит, а во втором - кипит. Реакторы, в активной зоне которых температура жидкого теплоносителя ниже температуры кипения, называются реакторами с водой под давлением, а реакторы, внутри которых происходит кипение теплоносителя, - кипящими. В зависимости от используемого замедлителя и теплоносителя гетерогенные реакторы выполняются по разным схемам. В России основные типы ядерных энергетических реакторов - водо-водяные и водографитовые.

В реакторах на тепловых нейтронах деление ядер топлива происходит также при захвате ядром быстрых нейтронов, но вероятность этого процесса незначительна (1 - 3 %). Необходимость замедлителя нейтронов вызывается тем, что эффективные сечения деления ядер топлива намного больше при малых значениях энергии нейтронов, чем при больших.

Поэтому активная зона реактора помимо топлива содержит **замедлитель нейтронов**, т.е. вещество, предназначенное для уменьшения кинетической энергии нейтронов до величин около 1 эВ. Замедлителем могут быть вещества, обладающие достаточно малой атомной массой, малым коэффициентом поглощения нейтронов и слабой активационной способностью. Наиболее широкое применение в качестве замедлителя нашли обычная вода, тяжелая вода и графит. Эффективность использованного замедлителя нейтронов определяется величиной коэффициента замедления.



Замедлитель - вещество с малой атомной массой, служащее для замедления, образующихся при делении ядер нуклидов, нейтронов с высокой энергией (0,5-10 МэВ) до тепловых энергий (менее 1 эВ).

Рис.2 Блок-схема атомного реактора на тяжелой воде, работающего в составе канадской АЭС типа КАНДУ

Коэффициент замедления - вместе с замедляющей способностью

характеризуют свойства материалов-замедлителей. Наилучшей замедляющей способностью обладает обычная (легкая) вода вследствие большого сечения рассеяния тепловых нейтронов. Поэтому в легководных реакторах размеры активной зоны наименьшие. Однако при этом концентрация делящихся нуклидов в ядерном топливе должна быть достаточно высокой, т. е. оно должно быть обогащенным. Это обусловлено большим сечением поглощения нейтронов в обычной воде. Коэффициент замедления графита в 3 раза больше, чем легкой воды, но значительно ниже по сравнению с тяжелой водой. Поэтому в реакторах с графитовым замедлителем критическая масса меньше, чем в легководных реакторах, но больше, чем в тяжеловодных. Замедляющая же способность графита наименьшая из этих трех замедлителей. Таким образом, активные зоны реакторов с графитовым замедлителем имеют наибольшие размеры. В них можно использовать топливо с низким обогащением по делящемуся нуклиду.

Тепловой реактор может работать на природном уране, если замедлителем служит тяжелая вода или графит. При других замедлителях необходимо использовать обогащенный уран. От степени обогащения топлива зависят необходимые критические размеры реактора: с увеличением степени обогащения они меньше. Существенным недостатком реакторов на тепловых нейтронах является потеря медленных нейтронов в результате захвата их замедлителем, теплоносителем, конструкционными материалами и продуктами деления. Поэтому в таких реакторах в качестве замедлителя, теплоносителя и конструкционных материалов необходимо использовать вещества с малыми сечениями захвата медленных нейтронов.

В Канаде и Америке разработчики ядерных реакторов при решении проблемы поддержания в реакторе цепной реакции предпочли использовать в качестве замедлителя тяжелую воду. У такой воды очень низкая степень поглощения нейтронов и очень высокие замедляющие свойства, превышающие аналогичные свойства графита. Поэтому реакторы на тяжелой воде (**Рис.2**) работают на необогащенном топливе, что позволяет не строить сложные и опасные предприятия по обогащению урана. Хорошо спроектированный и построенный реактор на тяжелой воде (например, CANDU) может работать долгие годы на естественном (не обогащенном) уране и давать дешевую энергию. Но из-за дороговизны производства тяжелой воды и из-за неизбежных утечек ее из трубопроводов, суммарные затраты на эксплуатацию реактора велики и сравнимы с аналогичными у РБМК и ВВЭР. В качестве теплоносителя может использоваться тоже тяжелая вода, хотя есть реакторы, где замедлитель – тяжёлая, а теплоноситель - легкая вода.

Предпринимались попытки использования в качестве теплоносителей органических жидкостей. В частности, в Курчатовском институте был создан реактор «Арбус». Предполагалось отправить его в Антарктиду. Он не оправдал надежд и был разобран. Оказалось, что органика подвержена воздействию нейтронов и гамма-квантов, в ней происходят необратимые изменения. Потому от дальнейших работ в этом направлении отказались и в России и в Америке.

Чтобы сделать цепную реакцию возможной, размеры активной зоны реактора должны быть не меньше так называемых критических размеров, при которых эффективный коэффициент размножения равен единице. Критические размеры активной зоны зависят от изотопного состава делящегося вещества (уменьшаются с увеличением обогащения ядерного топлива ураном-235), от количества материалов, поглощающих нейтроны, от вида и количества замедлителя, от формы активной зоны и т. д. На практике размеры активной зоны назначаются больше критических, чтобы реактор располагал необходимым для нормальной работы запасом реактивности, который постоянно уменьшается и к концу кампании реактора становится равным нулю. **Отражатель нейтронов**, окружающий активную зону сокращает утечку нейтронов. Он уменьшает критические размеры активной зоны, повышает равномерность нейтронного потока, увеличивает удельную мощность реактора, следовательно, уменьшает размеры реактора и обеспечивает экономию делящихся материалов. Обычно он выполняется из графита, тяжелой воды или бериллия.

Для охлаждения реактора и отвода тепловой энергии, выделяющейся при делении, используется **теплоноситель**, циркулирующий через активную зону. Выделившаяся в результате деления тепловая энергия передается таблетке, а затем – оболочке твэла. Теплоноситель, омывая оболочку, снимает тепловую энергию и нагревается. В качестве теплоносителя может использоваться обычная или тяжелая вода, органическая жидкость или газ. Чем больше разность температур между горячей и холодной точками, тем больше тепловой поток. Однако температуру нельзя поднимать до бесконечности, максимальная температура таблетки топлива ограничена температурой плавления материала (для UO_2 она равна $1800\text{ }^{\circ}C$). Самая горячая точка таблетки находится в ее середине. Для оболочки твэла из циркония, максимальная температура $320\text{--}350\text{ }^{\circ}C$. При большей температуре прочностные характеристики оболочки ухудшаются (повышается ползучесть). В процессе эксплуатации реактора необходимо не допускать превышения предельных температур, поскольку разрушение ТВЭЛа ведет к выходу сильно радиоактивных продуктов деления в теплоноситель и их разнос по трубопроводам.

По конструктивному исполнению реакторы подразделяются на корпусные и каналные. В *корпусных* реакторах давление теплоносителя несет корпус. Внутри корпуса реактора течет общий поток теплоносителя. В *канальных реакторах* теплоноситель подводится к каждому каналу с топливной сборкой отдельно. Корпус реактора не нагружен давлением теплоносителя, это давление несет каждый отдельный канал. В таких реакторах топливо и теплоноситель находятся не только в поле высоких температур, но и в поле высоких давлений, что накладывает дополнительные требования на используемые конструкционные материалы.

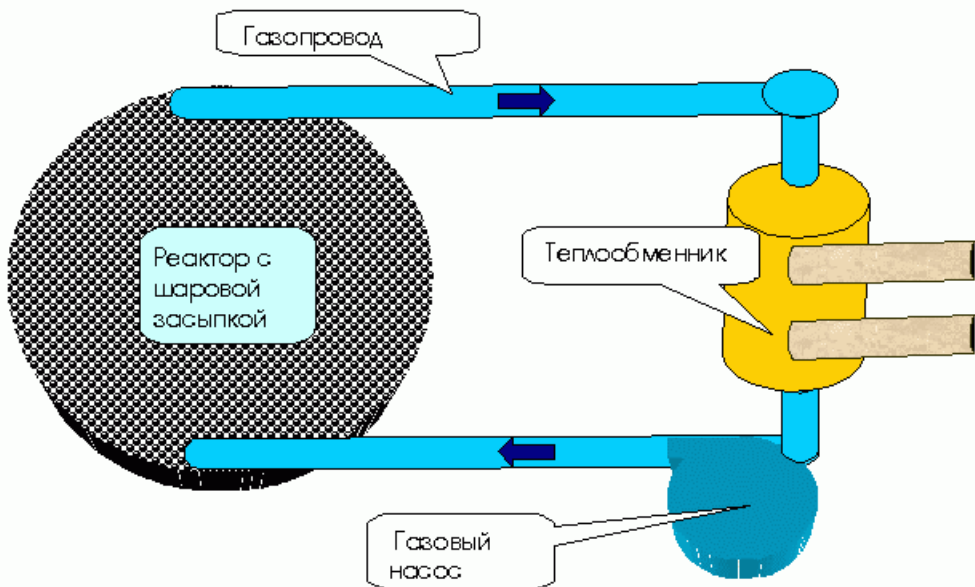
Канальный реактор - ядерный реактор, в активной зоне которого топливо и циркулирующий теплоноситель содержатся в отдельных герметичных технологических каналах, способных выдержать высокое давление теплоносителя.

Корпусной реактор - ядерный реактор, активная зона которого находится в корпусе, способном выдержать давление теплоносителя и тепловые нагрузки. Высокое давление теплоносителя в легководных реакторах, которые по конструктивному исполнению являются корпусными, требует наличия прочного толстостенного стального корпуса.

В качестве теплоносителя применяется, как правило, обычная вода. Такие реакторы бывают двух типов: реактор с кипящей водой (канальный реактор, например, РБМК) и с водой под давлением (корпусной реактор, например, ВВЭР). В первом случае вода внутри реактора превращается в пар, который направляется непосредственно на турбины. Во втором - вода находится под высоким давлением, поэтому не превращается в пар внутри реактора, несмотря на высокую температуру, а, будучи заключена в герметичный контур, передает тепловую энергию

воде второго контура в теплообменнике. Во втором контуре давление ниже, поэтому в нем вода превращается в пар и поступает на турбину, где теряет часть своей энергии на выработку электричества. В качестве теплоносителя в таких реакторах может использоваться и тяжелая вода, HDO (изредка D₂O).

Для предотвращения образования отложений на тепловыделяющих элементах необходима высокая чистота теплоносителя. В процессе работы реактора теплоноситель становится радиоактивным. Поэтому протечки теплоносителя недопустимы. В связи с этим контур теплоносителя АЭС замкнут и герметичен. Из турбины теплоноситель поступает в конденсатор



для пара, обеспечивающий поступление в реактор теплоносителя с нужными для оптимальной работы параметрами.

Рис.3. Блок схема атомного реактора с шаровой засыпкой

Система управления реактором состоит из набора стержней диаметром в

несколько сантиметров и длиной, сопоставимой с высотой активной зоны, состоящих из **поглотителей нейтронов** (высокопоглощающий нейтроны материал обычно включает соединения бора). Стержни располагаются в специальных каналах и могут быть подняты или опущены в реактор. В поднятом состоянии они способствуют разгону реактора, в опущенном - заглушают его. Приводы стержней регулируются независимо друг от друга, поэтому с их помощью можно регулировать интенсивность реакции в различных частях активной зоны.

Для длительной работы на большой мощности ядерные реакторы должны обладать некоторым запасом реактивности, определяющим допустимую степень отклонения от критичности (в ту или другую сторону), при которой реактор способен устойчиво работать. Чем выше запас реактивности, тем устойчивее реактор к аварийным ситуациям и тем безопаснее. Изменение реактивности происходит в результате выгорания ядерного топлива, при изменении мощности реактора, температуры делящегося материала, замедлителя и отражателя. Запас реактивности ядерного реактора в процессе выгорания топлива снижается, поэтому для непрерывного поддержания цепной реакции из активной зоны по мере необходимости извлекают **компенсирующие** (поглощающие нейтроны) **стержни**.

Кроме компенсирующих в реакторе обычно устанавливают стержни еще двух типов: **регулирующие**, предназначенные для управления работой реактора, и **стержни аварийной защиты**.

Регулирование ядерного реактора - функция системы управления и защиты ядерного реактора, обеспечивающая поддержание или изменение скорости цепной ядерной реакции.

Регулирующие стержни - подвижный узел реактора, воздействующий на реактивность и используемый для регулирования ядерного реактора. Регулирующие стержни изготавливаются из материала - поглотителя нейтронов.

Стержни аварийной защиты при нормальной работе реактора находятся вне активной зоны во взведенном состоянии. При превышении допустимого значения хотя бы одного параметра (мощности, температуры, давления пара, скорости разгона; при выходе из строя твэла или при отключении электропитания от циркуляционных насосов) стержни аварийной защиты сбрасываются в активную зону, что приводит к немедленному прекращению цепной реакции. Конструкция и привод аварийных стержней обеспечивают быстрый ввод их в активную зону. Управление компенсирующими, регулируемыми и аварийными стержнями автоматическое.

***АЗ** - аварийная защита. Функция системы управления и защиты, ядерного реактора по предотвращению развития на нем аварийной ситуации за счет аварийной остановки реактора.*

***БАЗ** - быстродействующая аварийная защита.*

***Аварийная остановка реактора** - быстрое прекращение цепной ядерной реакции при возникновении аварийной ситуации. Осуществляется быстрым вводом в активную зону регулирующих стержней или жидкого поглотителя нейтронов.*

В стержнях управления реактором используются сильные поглотители нейтронов (бор-10, кадмий, гадолиний).

***Выгорающий поглотитель** - поглотитель нейтронов, который расходуется в процессе эксплуатации реактора. Благодаря этому частично компенсируется потеря реактивности, вследствие выгорания ядерного топлива. Избыточная реактивность необходима для обеспечения требуемого выгорания топлива в активной зоне реактора. Это неподвижные поглотители, выгружаемые из активной зоны вместе с топливом в процессе перегрузки.*

В начале кампании реактор имеет запас реактивности, который расходуется в процессе работы на выгорание, отравление, шлакование, «иодную яму» и температурные эффекты. Запас реактивности компенсируется системой регуляторов. Мощность реактора регулируют стержнями, выгорающими добавками и т.п. Регулирующие стержни подразделяют на стержни автоматического регулирования (компенсация небольших отклонений реактивности от заданной, т.е. точная регулировка мощности) и компенсирующие (освобождение реактивности большими порциями, т.е. грубая регулировка мощности). В течение кампании регулирующие стержни извлекают по специальной программе, которая предусматривает минимальное искажение поля тепловыделения.

Нормальный (номинальный) режим эксплуатации реактора поддерживается системой управления и защиты реактора, СУЗ.

***Режим номинальный** - режим работы ядерной энергетической установки, ЯЭУ, при котором она производит наибольшее количество энергии с обеспечением требуемых запасов прочности и работоспособности всех ее элементов, наиболее высокой экономичности ЯЭУ и безопасности ее эксплуатации. Неноминальными являются все остальные режимы работы ЯЭУ, как нормальной эксплуатации, так и аварийные.*

***СУЗ** - система управления и защиты реактора. Система, обеспечивающая пуск и остановку, поддержание заданного уровня мощности, переход на другой уровень мощности и аварийную остановку реактора. Рабочий орган СУЗ - движущийся узел реактора, как правило, цилиндрический стержень, содержащий материал с большим сечением поглощения, перемещение которого влияет на баланс нейтронов в активной зоне. Часто поглощение нейтронов сопровождается выделением относительно большого количества энергии, поэтому предусматривается отвод тепла из каналов СУЗ.*

Обычно система управления и защиты является избыточной, т.е. количество рабочих элементов в ней больше необходимого.

***Резервирование** - использование большего, чем минимально необходимо, количества элементов или систем таким образом, что выход из строя любого из них не приводит к утрате требуемой функции всего целого.*

Безопасность реактора обеспечивается защитными системами безопасности, но базовая концепция аварийного риска базируется все же на внутренней самозащищенности реактора (в частности, в реакторе ни при каких условиях не должна развиваться неконтролируемая цепная реакция).

***Защитные системы безопасности** - технические системы, предназначенные для предотвращения или ограничения повреждений ядерного топлива, оболочек твэлов, оборудования и трубопроводов, содержащих радиоактивные вещества.*

Внутренняя самозащитенность реактора - свойства ядерного реактора, которые обеспечивают его самоглушение и охлаждение при любых аварийных ситуациях.

Биологическая защита предохраняет личный состав, а также различные приборы, механизмы и материалы от вредного действия весьма интенсивного радиоактивного излучения реактора. Современные энергетические реакторы по уровню излучения эквивалентны десяткам тонн радия. Защита состоит из защитных герметических оболочек и делится на первичную и вторичную.

Биологическая защита - радиационный барьер, создаваемый вокруг активной зоны реактора и системы его охлаждения, для предотвращения вредного воздействия нейтронного и гамма-излучения на персонал, население и окружающую среду.

Уровень радиации снаружи вторичной защиты особенно не ограничивает деятельность сотрудников, но доступ людей в помещения, расположенные в пределах вторичной защиты, строго регламентируется определенными правилами безопасности. Биологическая защита небольших реакторов (например, реакторов подводных лодок) обычно выполняется композитной, содержащей в себе тяжелые и легкие элементы, что повышает ее эффективность. Защита может состоять из слоев стали, свинца, пластмассы, бетона с примесью различных веществ (например, химических соединений бора) и т. д. При этом свинец и сталь используются в основном для защиты от гамма-излучения, а бетон, пластмассы и природная вода - для защиты от нейтронов. На атомной станции основным материалом биологической защиты является бетон. Для реакторов большой мощности толщина бетонного защитного экрана достигает нескольких метров.

2.1.3 Газоохлаждаемые реакторы

Наибольшим коэффициентом полезного действия обладают реакторы с газовым теплоносителем. Они же считаются самыми безопасными.

В настоящее время Великобритания - единственная в мире страна до сих пор использующая энергетические реакторы с газовым охлаждением (из 27 эксплуатируемых в Великобритании реакторов на АЭС в 26 теплоносителем является углекислый газ и только в одном - вода). Реакторы подобного типа есть в Италии и Японии. В реакторе типа «МАГНОКС» топливом является **природный металлический уран**, помещенный в оболочку из магниевого сплава, замедлителем нейтронов является графит, а теплоносителем – углекислый газ. Продвинутый вариант магникового реактора – более мощный AGR реактор работает на слегка обогащенном по урану-235 керамическом (оксидном) топливе, заключенном в стальную оболочку, замедлителем является графит, а теплоносителем – углекислый газ.

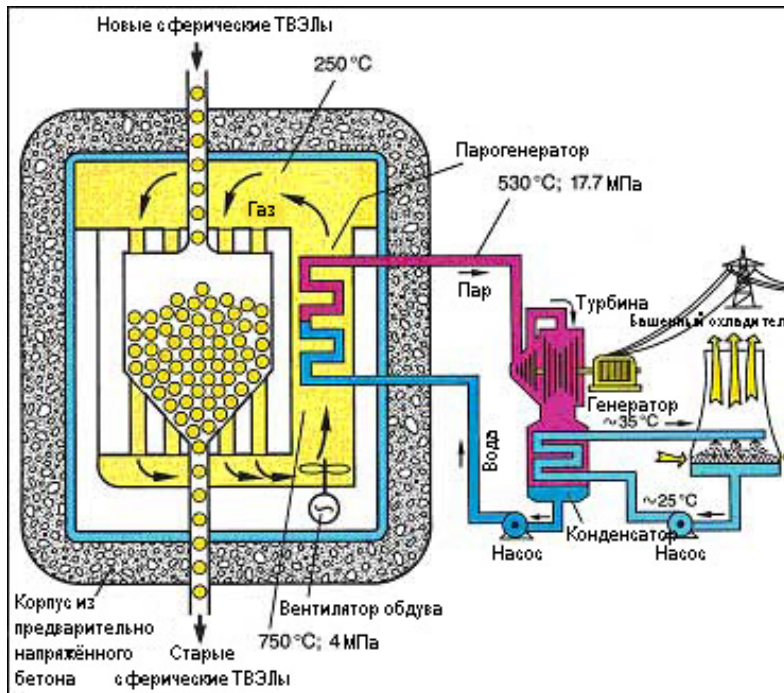
В качестве газовых теплоносителей и рабочих тел применяют водород, гелий, азот, воздух, углекислый газ, метан и некоторые другие газы. Основные преимущества газовых теплоносителей и рабочих тел по сравнению с жидкими веществами - более высокая термическая и радиационная стойкость, химическая (коррозионная) пассивность. Недостатки - низкие плотность, теплоемкость и теплопроводность и, следовательно, низкая интенсивность теплоотдачи; при применении газов в качестве теплоносителей необходимо высокое давление в контуре при разумных мощностях, затрачиваемых на их прокачку.

Типичным примером газового реактора является реактор с шаровой засыпкой. В реакторе с шаровой засыпкой активная зона имеет форму шара, в который засыпаны тепловыделяющие элементы, также шарообразные. (Рис.3) Каждый элемент представляет из себя графитовую сферу, в которую вкраплены частицы оксида урана. Через реактор прокачивается газ, например, CO₂. Газ подается в активную зону под давлением и впоследствии поступает на теплообменник. Регулирование реактора осуществляется стержнями из поглотителя, вставляемыми в активную зону. Экстренное глушение реактора осуществляется путем выстреливания в активную зону клина из поглотителя. Реактор с шаровой засыпкой выгодно отличается тем, что в нем принципиально не может произойти взрыв гремучего газа, и в случае разгона реактора самым неприятным последствием будет лишь расплавление тепловыделяющих элементов и невозможность дальнейшей эксплуатации реактора. С другой стороны, в случае попадания воды в активную зону

(например, из второго контура в случае прорыва трубы в теплообменнике) разрушение реактора с выбросом радиоактивного газа-теплоносителя неизбежно.

Реакторы с шаровой засыпкой в незначительном количестве строились в Восточной Европе Америке и Китае.

В 2005 Китай начал строительство первого в мире функционирующего в коммерческих целях модульного газоохлаждаемого ядерного реактора с шаровыми ТВЭЛами (pebble bed modular gas cooled reactor - RBMR). По сравнению с реакторами обычного типа, RBMR является более компактным, экономичным и безопасным. В нём вместо воды используется инертный газ (например, гелий или азот), что позволяет увеличить КПД реактора до 50%. ТВЭЛы представляют собой не стержни, а шары размером с яблоко, покрытые графитовой оболочкой. Малая активная



зона реактора и то, что ядерное топливо «распределено» среди сотен тысяч шаров, сводит риск аварии на АЭС к нулю. Кроме того, в реакторе нового типа используется необогащенный уран, что делает RBMR более привлекательным с точки зрения нераспространения и долговременного хранения отработавшего топлива и радиоактивных отходов.

Рис.4 Схема газоохлаждаемого реактора с шаровыми ТВЭЛами

В последнее время существенное внимание уделяется развитию высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР).

ВТГР - высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, в котором в

качестве топлива может использоваться уран или плутоний, а в качестве воспроизводящего материала - торий. Замедлитель нейтронов – графит, а теплоноситель и рабочее тело - газ. Газ позволяет достигать более высокие температуры теплоносителя на выходе из реактора, а, следовательно, наиболее высокий термический КПД установки.

В 1970-1990-е годы в СССР был разработан ряд проектов ВТГР различного назначения и уровня мощности: опытно-промышленный реактор ВГ-400 для комбинированной выработки технологического тепла и электроэнергии в паротурбинном цикле, реакторная установка ВГ-400ГТ с прямым газотурбинным циклом преобразования энергии, модульный реактор ВГМ для производства технологического тепла с температурой ~ 900°C и электроэнергии, атомная станция ВГМ-П для энергоснабжения типового нефтеперерабатывающего комбината.

Одним из реакторов нового поколения, удовлетворяющих требованиям развивающейся широкомасштабной атомной энергетики, является модульный высокотемпературный гелиевый реактор с газовой турбиной (ГТ-МГР), конструкция которого в настоящее время разрабатывается в рамках международного сотрудничества.

2.2 Реактор на промежуточных нейтронах

В реакторах на промежуточных нейтронах, в которых большинство актов деления вызывается нейтронами с энергией, выше тепловой (от 1 эВ до 100 кэВ), масса замедлителя меньше, чем в тепловых реакторах. Особенность работы такого реактора состоит в том, что сечение деления топлива с ростом энергии нейтронов в промежуточной области уменьшается

слабее, чем сечение поглощения конструкционных материалов и продуктов деления. Таким образом, растет вероятность актов деления по сравнению с актами поглощения. Требования к нейтронным характеристикам конструкционных материалов менее жесткие, их диапазон шире. Следовательно, активная зона реактора на промежуточных нейтронах может быть изготовлена из более прочных материалов, что дает возможность повысить удельный теплосъем с поверхности нагрева реактора. Обогащение топлива делящимся изотопом в промежуточных реакторах вследствие уменьшения сечения должно быть выше, чем в тепловых. Воспроизводство ядерного топлива в реакторах на промежуточных нейтронах больше, чем в реакторе на тепловых нейтронах. В качестве теплоносителей в промежуточных реакторах используется вещество, слабо замедляющие нейтроны. Например, жидкие металлы. Замедлителем служит графит, бериллий и т.д. В реакторах на промежуточных нейтронах в активной зоне замедлителя очень мало, и концентрация ядерного топлива ^{235}U в ней от 100 до 1000 кг/м³.

2.3 Реактор на быстрых нейтронах

В активной зоне реактора на быстрых нейтронах размещаются твэлы с высокообогащенным ^{235}U топливом. Активная зона окружается зоной воспроизводства, состоящей из твэлов, содержащих топливное сырье (обедненный ^{228}U или ^{232}Th). Вылетающие из активной зоны нейтроны захватываются в зоне воспроизводства ядрами топливного сырья, в результате образуется новое ядерное топливо. Достоинством быстрых реакторов является возможность организации в них расширенного воспроизводства ядерного топлива, т.е. одновременно с выработкой энергии производить вместо выгоревшего ядерного топлива новое. Для быстрых реакторов не требуется замедлитель, а теплоноситель не должен замедлять нейтроны.

Основное назначение реактора на быстрых нейтронах – производство оружейного плутония (и некоторых других делящихся актинидов), компонентов атомного оружия. Но подобные реакторы находят применение и в сфере энергетики, в частности, для обеспечения расширенного воспроизводства делящегося плутония ^{239}Pu из ^{238}U с целью сжигания всего или значительной части природного урана, а также имеющихся запасов обедненного урана. При развитии энергетики реакторов на быстрых нейтронах может быть решена задача самообеспечения ядерной энергетики топливом.

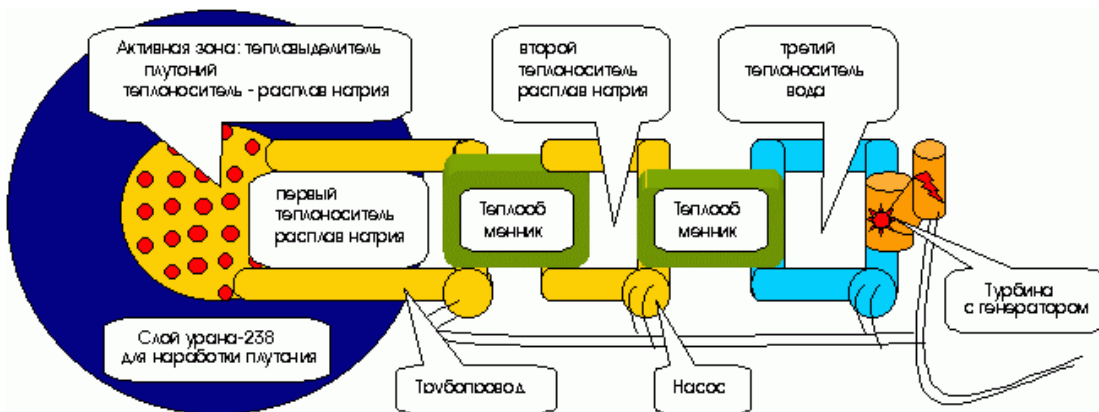
*Реактор-размножитель, ядерный реактор, в котором «сжигание» ядерного топлива сопровождается расширенным воспроизводством вторичного топлива. В реакторе-размножителе, нейтроны, освобождающиеся в процессе деления ядерного топлива (например, ^{235}U), взаимодействуют с ядрами помещенного в реактор сырьевого материала (например, ^{238}U), в результате образуется вторичное ядерное топливо (^{239}Pu). В реакторе-размножителе типа **бридер** воспроизводимое и сжигаемое топливо представляют собой изотопы одного и того же химического элемента (например, сжигается ^{235}U , воспроизводится ^{233}U), в реакторе типа реактор – **конвертер** – изотопы разных химических элементов (например, сжигается ^{235}U , воспроизводится ^{239}Pu).*

В быстрых реакторах ядерным горючим является обогащенная смесь, содержащая не менее 15% изотопа ^{235}U . Такой реактор обеспечивает расширенное воспроизводство ядерного горючего (в нем наряду с исчезновением атомов, способных к делению, происходит регенерация некоторых из них (например, образование ^{239}Pu). Основное число делений вызывается быстрыми нейтронами, причем каждый акт деления сопровождается появлением большого (по сравнению с делением тепловыми нейтронами) числа нейтронов, которые при захвате ядрами ^{238}U превращают их (посредством двух последовательных β^- -распадов) в ядра ^{239}Pu , т.е. нового ядерного топлива. Это значит, что, например, на 100 разделившихся ядер горючего (^{235}U) в реакторах на быстрых нейтронах образуется 150 ядер ^{239}Pu , способных к делению. (Коэффициент воспроизводства таких реакторов достигает 1,5, т.е. на 1 кг ^{235}U получается до 1,5 кг Pu). ^{239}Pu можно использовать в реакторе как делящийся элемент.

С точки зрения развития мировой энергетики, преимущество реактора на быстрых нейтронах (БН) состоит в том, что он позволяет использовать как топливо изотопы тяжелых элементов, не способные к делению в реакторах на тепловых нейтронах. В топливный цикл могут

быть вовлечены запасы ^{238}U и ^{232}Th , которых в природе значительно больше, чем ^{235}U - основного горючего для реакторов на тепловых нейтронах. В том числе может быть использован и так называемый «отвалный уран», оставшийся после обогащения ядерного горючего ^{235}U . Отметим, что в обычных реакторах также образуется плутоний, но в гораздо меньших количествах.

Полагают, что долгосрочное развитие атомной энергетики большого масштаба будет осуществляться за счет быстрых реакторов с коэффициентом воспроизводства равным или большим единицы. При этом стратегической целью является овладение на основе ядерного бридинга неисчерпаемыми ресурсами дешёвого топлива — урана и, возможно, тория. Тактическая цель - использование тепловых реакторов на ^{235}U (освоенных для производства оружейного плутония) для накопления энергетического плутония для быстрых реакторов. Быстрые реакторы будут работать на плутонии из оружейных запасов и из тепловых реакторов. Они практически не



имеют ограничений по топливным ресурсам.

Рис.5
Блок-схема реактора на быстрых нейтронах

В дальнейшем энергетику планируется перевести на уран-ториевый цикл с производством недостающего ^{233}U в ториевых blankets быстрых реакторов. При накоплении в них ^{233}U с концентрацией в тории, необходимой для тепловых реакторов изготовление торий-уранового топлива не потребует извлечения чистого ^{233}U . По своим физическим и техническим принципам быстрые реакторы с жидкометаллическим охлаждением имеют наибольший потенциал внутренне присущей безопасности, а, следовательно, и экономичности.

БН - ядерный реактор, на быстрых нейтронах. Корпусной реактор-размножитель. Теплоносителем первого и второго контуров обычно является натрий. Теплоносителем третьего контура - вода и пар. В быстрых реакторах замедлитель отсутствует

К достоинствам быстрых реакторов можно отнести большую степень выгорания топлива (т.е. большой срок кампании), а к недостаткам – дороговизну, из-за невозможности использования простейшего теплоносителя – воды, конструкционной сложности, высоких капитальных затрат и высокой стоимости высокообогащенного топлива.

Высокообогащенный уран - уран с содержанием изотопа урана-235 по массе равным или более 20 %.

Для обеспечения высокой концентрации ядерного топлива необходимо достижение максимального тепловыделения на единицу объема активной зоны. Тепловыделение реактора на быстрых нейтронах в десять-пятнадцать раз превосходит тепловыделение реакторов на медленных нейтронах. Теплосъём в таком реакторе можно осуществить только с помощью жидкометаллических теплоносителей, например натрия, калия или энергоёмких газовых теплоносителей, обладающих наилучшими теплотехническими и теплофизическими характеристиками, таких как гелий и диссоциирующие газы. В качестве теплоносителя можно использовать и пары воды. Обычно используются жидкие металлы, например, расплав натрия (температура плавления натрия 98 °С). К недостаткам натрия следует отнести его высокую химическую активность по отношению к воде, воздуху и пожароопасность. Температура теплоносителя на входе в реактор - 370 °С, а на выходе - 550, что в десять раз выше аналогичных показателей, скажем, для ВВЭР - там температура воды на входе - 270 градусов, а на выходе - 293.

***Жидкий металл** - металл, находящийся в жидком состоянии при определенной температуре. Используется как теплоноситель первого контура ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах, и как рабочее тело ЯЭУ, выполненной по схеме с бинарным циклом. Преимущества жидких металлов по сравнению с водой составляют высокая температура кипения, низкое давление насыщенных паров, высокая радиационная и термическая стойкость, высокая теплопроводность, обеспечивающая интенсивную теплоотдачу. К недостаткам следует отнести невысокую теплоемкость (кроме лития) и высокую для щелочных металлов химическую активность по отношению к воде и воздуху. Наиболее широкое распространение в качестве теплоносителя ЯЭУ получил натрий. Его основные преимущества по сравнению с другими жидкими металлами: высокие теплопередающие свойства, умеренные затраты мощности на его перекачку, малое коррозионное воздействие на конструкционные материалы.*

В связи с большим тепловыделением и чтобы исключить контакт радиоактивного натрия с водой при возможных нарушениях нормального режима теплообмена, технологическую схему такого реактора выбирают **трехконтурной**: в первом и втором контурах в качестве теплоносителя используется натрий, в третьем - вода и пар). Объем теплоносителя на каждом последующем, естественно, больше. Натрий первого контура охлаждается в промежуточных теплообменниках натрием второго контура. В промежуточном контуре с натриевым теплоносителем создается более высокое давление, чем в первом, чтобы предотвратить протечку радиоактивного теплоносителя из первого контура через возможные дефекты в теплообменнике. В парогенераторах второго контура натрий передает тепло воде третьего контура, в результате чего вырабатывается пар с температурой около 550° при давлении 14 МПа. Такие параметры пара позволяют использовать стандартные турбины, применяемые в обычной энергетике. Пар высокого давления направляется в турбину, соединенную с электрогенератором. Из турбины пар поступает в конденсатор. Во избежание утечки радиации контуры теплоносителя и парогенератора работают по замкнутым циклам.

Использование в качестве теплоносителя натрия заставляет учитывать следующие проблемы:

- чистота натрия используемого в БН. Иногда требуется 99,95 %, т.е. не более $5 \cdot 10^{-4}$ примесей. Больше проблем вызывает примеси кислорода из-за участия кислорода в массопереносе железа и коррозии компонентов;
- натрий является очень активным химическим элементом. Он горит в воздухе и в атмосфере других окисляющих агентах. Горящий натрий образует дым, который может вызвать повреждение оборудования и приборов. Проблема усложняется в случае, если дым натрия радиоактивен. Горячий натрий в контакте с бетоном может реагировать с компонентами бетона и выделять водород, который в свою очередь взрывоопасен. Для устранения опасности, натрий и продукты его сгорания следует тщательно контролировать;
- возможность реакций натрия с водой и органическими материалами. Особенно это важно для конструкции парогенератора: утечка из водяного контура в натриевый, приводит к быстрому росту давления.

Паразитный захват быстрых нейтронов ядрами конструкционных материалов и продуктов деления крайне незначительный, поэтому для быстрых реакторов существует широкий выбор конструкционных материалов и продуктов деления крайне незначительный, поэтому для быстрых реакторов существует широкий выбор конструкционных материалов, позволяющих повысить надежность активной зоны. Следовательно, в них можно достичь высокой степени выгорания делящихся веществ.

При работе реактора БН происходит очень интенсивное выделение нейтронов, которые поглощаются слоем урана-238, расположенного вокруг активной зоны. Поэтому активные зоны реакторов на быстрых нейтронах существенно отличаются от активных зон реакторов на тепловых нейтронах. Экономически необходимая средняя глубина выгорания уран-плутониевого топлива в быстром реакторе должна составлять 100-150 МВт*сут/кг, т.е. она должна быть в 2,5 - 3 раза выше, чем в реакторах на тепловых нейтронах, что обусловлено высокой стоимостью топлива БН.

Для достижения указанной глубины выгорания требуется высокая радиационная стойкость ТВЭЛ и тепловыделяющих сборок БН, необходимая стабильность геометрических параметров, сохранение герметичности и пластичности оболочек ТВЭЛ, их совместимость с продуктами деления и устойчивость к коррозионному воздействию теплоносителя и т.п.

Важную роль играет механическое расширение ТВЭЛ, т.к. при увеличении уровня мощности реактора, происходит тепловое расширение топливных сборок. Это увеличивает размеры активной зоны, тем самым уменьшается ее реактивность. Не менее важным параметром является радиоактивность первого контура. Радиоактивные изотопы ^{24}Na , ^{22}Na (азот) являются продуктами активации, возникающими вследствие нейтронного облучения натрия первого контура (периоды полураспада изотопов ^{24}Na составляют соответственно 15 ч и 2,6 года). Поэтому радиоактивность натрия первого контура остается высокой в течение значительного времени после остановки реактора. Только из-за ^{24}Na требуется более четырех суток после остановки реактора, прежде чем персонал сможет приблизиться к натриевому теплоносителю.

Единственным в мире быстрым ядерным реактором, работающим на АЭС является реактор БН-600, входящий в состав Белоярской АЭС.

Реакторы имеют различную мощность, стационарный или импульсный режим работы. Наибольшее распространение получили водо-водяные исследовательские реакторы на обогащенном уране. Тепловая мощность исследовательских реакторов колеблется в широком диапазоне и достигает нескольких тысяч киловатт. Многоцелевыми называются реакторы, служащие для нескольких целей, например для выработки энергии и получения ядерного топлива.

3. РЕАКТИВНОСТЬ И УПРАВЛЕНИЕ

Возможность самоподдерживающейся цепной реакции в ядерном реакторе зависит от того, какова утечка нейтронов из реактора. Нейтроны, возникающие в процессе деления, исчезают в результате поглощения. Кроме того, возможна утечка нейтронов вследствие диффузии через вещество, аналогичной диффузии одного газа сквозь другой.

Чтобы управлять ядерным реактором, нужно иметь возможность регулировать коэффициент размножения нейтронов k , определяемый как отношение числа нейтронов в одном поколении к числу нейтронов в предыдущем поколении. При $k = 1$ (критический реактор) имеет место стационарная цепная реакция с постоянной интенсивностью. При $k > 1$ (надкритический реактор) интенсивность процесса нарастает, а при $k < 1$ (подкритический реактор) спадает. (Величина $\rho = 1 - (1/k)$ называется реактивностью). Благодаря явлению запаздывающих нейтронов время «рождения» нейтронов увеличивается от 0,001 с до 0,1 с. Это характерное время реакции позволяет управлять ею с помощью механических исполнительных органов – управляющих стержней из материала, поглощающего нейтроны (В, Cd, Hf, In, Eu, Gd и др.). Постоянная времени регулирования должна быть порядка 0,1 с или больше. Для обеспечения безопасности выбирают такой режим работы реактора, в котором для поддержания стационарной цепной реакции необходимы запаздывающие нейтроны в каждом поколении.

Для обеспечения заданного уровня мощности используются управляющие стержни и отражатели нейтронов, но задачу управления можно значительно упростить правильным расчетом реактора. Например, если реактор спроектировать так, чтобы при увеличении мощности или температуры реактивность уменьшалась, то он будет более устойчивым. Например, при недостаточном замедлении из-за повышения температуры расширяется вода в реакторе, т.е. уменьшается плотность замедлителя. В результате усиливается поглощение нейтронов в уране-238, поскольку они не успевают эффективно замедлиться. В некоторых реакторах используется то, что из-за уменьшения плотности воды увеличивается утечка нейтронов из реактора. Еще один способ стабилизации реактора основан на нагревании «резонансного поглотителя нейтронов», такого, как уран-238, который тогда сильнее поглощает нейтроны.

Системы безопасности. Безопасность реактора обеспечивается тем или иным механизмом его остановки в случае резкого увеличения мощности. Это может быть механизм физического

процесса или действие системы управления и защиты, либо то и другое. При проектировании водо-водяных реакторов предусматриваются аварийные ситуации, связанные с поступлением холодной воды в реактор, падением расхода теплоносителя и слишком большой реактивностью при пуске. Поскольку интенсивность реакции возрастает с понижением температуры, при резком поступлении в реактор холодной воды повышаются реактивность и мощность. В системе защиты обычно предусматривается автоматическая блокировка, предотвращающая поступление холодной воды. При снижении расхода теплоносителя реактор перегревается, даже если его мощность не увеличивается. В таких случаях необходим автоматический останов. Кроме того, насосы теплоносителя должны быть рассчитаны на подачу охлаждающего теплоносителя, необходимую для остановки реактора. Аварийная ситуация может возникнуть при пуске реактора со слишком высокой реактивностью. Из-за низкого уровня мощности реактор не успевает нагреться настолько, чтобы сработала защита по температуре, пока не оказывается слишком поздно. Единственная надежная мера в таких случаях – осторожный пуск реактора.

Избежать перечисленных аварийных ситуаций довольно просто, если руководствоваться следующим правилом: все действия, способные увеличить реактивность системы, должны выполняться осторожно и медленно. Самое важное в вопросе о безопасности реактора – это абсолютная необходимость длительного охлаждения активной зоны реактора после прекращения в нем реакции деления. Дело в том, что радиоактивные продукты деления, остающиеся в топливных кассетах, выделяют тепло. Оно гораздо меньше тепла, выделяющегося в режиме полной мощности, но его достаточно, чтобы в отсутствие необходимого охлаждения расплавить твэлы. Кратковременное прекращение подачи охлаждающей воды привело к значительному повреждению активной зоны и аварии реактора в Три-Майл-Айленде (США). Разрушение активной зоны реактора – это минимальный ущерб в случае подобной аварии. Хуже, если произойдет утечка опасных радиоактивных изотопов. Большинство промышленных реакторов снабжено герметическими страховочными корпусами, которые должны в случае аварии предотвратить выброс изотопов в окружающую среду.

4. ПУТИ ПОВЫШЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ТЕПЛОВЫХ РЕАКТОРОВ

В ходе эксплуатации, ТВЭЛы и конструкции реактора испытывают большие переменные тепловые, радиационные и механические нагрузки. Поэтому ТВЭЛы иногда повреждаются, в результате чего некоторые радионуклиды выходят из реактора и попадают в окружающее пространство, что может привести к аварийной ситуации. Предпринимаемые в последние годы усилия энергетических фирм по увеличению величины коэффициента использования установленной мощности (КИУМ) и улучшения экономики топливного цикла путём выбора более агрессивных проектов активных зон и стратегий эксплуатации (таких как, более длительный цикл между перегрузками топлива, более высокие выгорание и загрузка активной зоны с низкой утечкой нейтронов) лишь усугубило проблему длительной эксплуатации функциональных и конструкционных материалов, поскольку резко возросла на них нагрузка внешних воздействий. Поэтому были предприняты попытки улучшения характеристик топлива, замедлителя, теплоносителя и других компонентов реактора. Например, стали более тщательно контролировать химию теплоносителя и уменьшили количество мелкого металлического мусора в теплоносителе.

Возможны, два направления в оптимизации показателей использования топлива:

- совершенствование топливных циклов с применением отработанных ТВС и обоснованных характеристик их работоспособности и
- поиск резервов, выявление излишних запасов в конструкционном оформлении топлива и внесение изменений в геометрию решетки и состав используемых материалов.

Целью использования ядерного топлива является получение тепловой энергии. Экономичность работы реакторов достигается при достаточно высоких тепловых нагрузках топлива. При этом, однако, должны надежно обеспечиваться определенные запасы до некоторых

предельных величин с тем, чтобы работа реактора была стабильной и безопасной, особенно в случаях отказа оборудования, т.е. в режимах с нарушением нормальных условий эксплуатации и при постулируемых проектных авариях. Определенный компромисс между стремлением к повышению отводимой тепловой энергии и обеспечением соответствующих запасов достигается в проекте ТВЭЛ, ТВС и реакторной установки.

Количественной характеристикой, выражающей топливную энергию, отведенную от единицы массы выгружаемого топлива, является, как известно, средняя глубина выгорания - [МВт*сут/кг]. Исходя из размерности данной характеристики, видно, что стремление к увеличению отводимой тепловой энергии может реализовываться либо повышением удельной весовой мощности [МВт/кг], либо продлением пребывания топлива в активной зоне при сохранении номинальной мощности реактора [суток/кг], т.е. без ее изменения. Можно попытаться увеличить оба параметра.

В настоящее время поставщики топлива идут по пути увеличения глубины выгорания топлива при заданном неизменном исходном обогащении. Цель достигается в одних случаях путем повышения водо-уранового отношения топливной решетки и увеличения загрузки двуокиси урана в твэл; в других - еще большим повышением водо-уранового отношения решетки, в том числе за счет уменьшения загрузки топлива в ТВС. В первом случае количество воды увеличивается за счет уменьшенной толщины оболочки ТВЭЛ, в основном, уменьшением ее наружного диаметра, во втором - дополнительный эффект получается из-за уменьшения числа ТВЭЛ в ТВС и загрузки топлива. В обоих случаях уменьшается поверхность охлаждения ТВЭЛ и увеличиваются поверхностные удельные нагрузки. Во втором случае возрастают и линейные нагрузки. Кроме того, для увеличения загрузки топлива в ТВЭЛ исключаются отверстия в таблетках. В результате этого возрастают средняя температура топлива и количество аккумулированного тепла в двуокиси урана.

Тенденции последних лет направлены на увеличение глубины выгорания и продолжительности цикла облучения между перегрузками. Движущей силой явилась высокая стоимость останова на перегрузку топлива, необходимость достижения высокого КИУМ и ограничения количества выгружаемого топлива. Сейчас 18-мес цикл является обычным для реакторов PWR и BWR; 24-мес цикл внедрен лишь на некоторых реакторах. На экспериментальных ТВС показана возможность достижения поставленной цели – средней глубины выгорания >62 МВт.сут/кг U. Однако существует один важный предел, влияющий на выгорание и продолжительность цикла: максимальный уровень обогащения топлива ($5\% \text{ }^{235}\text{U}$).

В последнее время удалось повысить надёжность топлива и снизить уровень повреждаемости топлива. Тем не менее, повреждения топлива случаются. Некоторые из этих повреждений оказались своего рода сюрпризами, т. е. новыми и непредвиденными, как, например, аномальное осевое смещение твэла твэла в реакторах PWR, повреждения топлива в первом цикле облучения (в корпусных водо-водяных энергетических реакторах, PWR и в ядерных реакторах кипящего типа, BWR), неполное вхождение регулирующих стержней в реакторах PWR и деградация поврежденного топлива в реакторах BWR. В **Табл. 1** приведены основные причины повреждаемости топлива реакторов PWR и BWR.

Табл.1 Потенциальный комплекс проблем, относящийся к топливу

Реакторы PWR	Реакторы BWR
Аномальное осевое смещение твэла	Тяжелая вторичная деградация
Повреждения топлива, вызванные:	Повреждения топлива, вызванные:
локальной коррозией из-за осаждения отложений (CILC-коррозия)	CILC- коррозией

фреттинг-коррозией между твэлом и решеткой	взаимодействием между топливом и оболочкой в твэлах с защитным покрытием
Эксплуатационные пределы для топлива, работающего в жестких условиях	Эксплуатационные пределы для топлива, работающего в жестких условиях
Способность новых конструкций топлива/материалов достигать проектной глубины выгорания	Влияние изменения химического состава теплоносителя
Соответствие требованиям регулирующих органов (инциденты RIA, LOCA)	Соответствие требованиям регулирующих органов
Повышение глубины выгорания до >62 МВт.сут/кгU	Повышение глубины выгорания до >62 МВт.сут/кгU
Неполное вхождение регулирующих стержней	Целостность регулирующих стержней и каналов

До 1998 основной причиной повреждаемости ТВЭЛов реакторов PWR была фреттинг-коррозия (т.е. коррозия при трении деталей). Проблема включает взаимодействие между ТВС различных конструкций и потоком теплоносителя в активной зоне. Потом были изменены конструкции и материал ТВС, а также химический состав теплоносителя. Было предложено вводить в теплоноситель химические добавки для того, чтобы защитить нетопливные компоненты активной зоны и/или чтобы уменьшить дозовые нагрузки на персонал. АЭС с реакторами BWR стали эксплуатироваться при повышенном содержании водорода и с добавками цинка и/или благородных металлов. В реакторах PWR при повышении начального обогащения топлива требуется более высокая концентрация бора в воде, которая должна быть сбалансирована более высоким содержанием лития для регулирования pH.

Повреждения топлива, вызванные осаждением отложений (crud), наблюдались как в реакторах PWR, так и в BWR. Из-за плотных отложений повышается температура на поверхности раздела оксид-металл, что приводит к ускоренной коррозии оболочки ТВЭЛа со стороны теплоносителя. При этом происходит аномальное осевое смещение ТВЭЛа, которое вызвано захватом бора в слой отложения, осажденного на высокотемпературной части ТВЭЛов. За последнее десятилетие был отмечен ряд повреждений ТВЭЛов реакторов BWR, которые приводили к значительному выходу газообразных продуктов деления. Некоторые АЭС пришлось останавливать. Выход радионуклидов из поврежденных ТВЭЛов происходит из-за образования длинных щелей в оболочке. Деградация связана со вторичным наводороживанием оболочки, а конструкция ТВЭЛа с тонким защитным циркониевым покрытием уязвима из-за быстрой коррозии и образования водорода. Здесь важным параметром является скорость образования водорода в результате коррозии циркониевого слоя. Поэтому для уменьшения скорости коррозии в паре был изменён состав материала покрытия.

Внедрение в реакторы BWR топлива с циркониевым слоем на внутренней стороне оболочки решило проблему повреждения ТВЭЛов при внезапных всплесках мощности. Механизм повреждения известен как взаимодействие топлива с оболочкой (Pellet-Cladding Interaction – PCI-эффект), связанное с поверхностными дефектами таблетки. Топливо с таблетками из UO_2 с добавкой 0,25% алюмосиликата устойчиво к разрушению под действием PCI-эффекта в жестких условиях работы с циклированием мощности при умеренных уровнях выгорания.

Современная промышленность мобилизовала ресурсы для создания очень надежного топлива, которое экономически выгодно и не преподносит «сюрпризов».

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 13. СОВРЕМЕННЫЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ РОССИИ

Содержание

1. КАНАЛЬНЫЙ КИПЯЩИЙ ГРАФИТОВЫЙ РЕАКТОР, РБМК	1
2. ВОДО-ВОДЯНОЙ РЕАКТОР, ВВЭР	10
3. РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ	15
4. СРАВНЕНИЕ РАЗЛИЧНЫХ ТИПОВ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ	18
5. ПРОМЫШЛЕННЫЕ РЕАКТОРЫ	19
5.1 Графитовые тепловые реакторы	21
5.2 Легководные реакторы	21
5.3 Тяжёловодные реакторы	21
6. ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ	22
ПРИЛОЖЕНИЕ. НЕКОТОРЫЕ ТЕРМИНЫ, ПРИНЯТЫЕ В РЕАКТОРОСТРОЕНИИ	28

Первый ядерный уран-графитовый реактор на тепловых нейтронах был построен в 1942 в США под руководством Э.Ферми. В СССР аналогичный реактор был построен в 1946 под руководством И.В. Курчатова.

В данной лекции мы рассмотрим особенности конструкции ядерных реакторов, используемых для производства электроэнергии и тепла на Российских АЭС и АСТ. Некоторое внимание мы также уделим военным реакторам, на которых в России осуществляется производство компонентов ядерного оружия.

1. КАНАЛЬНЫЙ КИПЯЩИЙ ГРАФИТОВЫЙ РЕАКТОР, РБМК

Энергетические ядерные реакторы – реакторы, являющиеся источниками тепловой энергии на атомных электростанциях.

Рис.1. Фото АЭС

По сути, АЭС – типичная тепловая электростанция (Атомные электростанции относятся к тепловым, так как в их устройстве имеются тепловыделители, теплоноситель и генератор электрического тока – турбина). Как и в любой ТЭС, в ее конструкции может быть предусмотрено несколько контуров - теплоноситель от тепловыделяющего реактора может не

идти сразу на турбину, а отдать свое тепло в теплообменнике теплоносителю следующего контура, который уже поступает на турбину, или передает энергию следующему контуру. В любой электростанции есть система охлаждения отработавшего теплоносителя, доводящая температуру теплоносителя до значения, необходимого для повторного цикла. Если поблизости от электростанции есть населенный пункт, то это достигается путем использования тепла

отработавшего теплоносителя для нагрева воды для отопления домов или горячего водоснабжения, а если нет, то излишнее тепло отработавшего теплоносителя просто сбрасывается в атмосферу в градирнях (их можно видеть на **Рис.1**: это широкие конусообразные трубы).

Ядерные реакторы, использующие в качестве теплоносителя воду, делятся на два типа – двухконтурные (например, реактор ВВЭР) и одноконтурные (РБМК). Если контуры теплоносителя и рабочего тела совмещены, то АЭС называется одноконтурной, если же они разделены, то двухконтурной. В этом случае контур теплоносителя называют первым, а контур рабочего тела – вторым.

В настоящее время в мире существует пять типов энергетических ядерных реакторов. Это реактор ВВЭР (Водо-Водяной Энергетический Реактор), РБМК (Реактор Большой Мощности Канальный), реактор на тяжелой воде, реактор с шаровой засыпкой и газовым контуром, реактор на быстрых нейтронах. У каждого типа реактора есть особенности конструкции, отличающие его от других типов. ВВЭР строились в основном на территории бывшего СССР и в Восточной Европе, реакторов типа РБМК много в России, странах Западной Европы и Юго-Восточной Азии, реакторы на тяжелой воде строились в Америке и Канаде (**Табл.1**).

Табл.1 Параметры различных ядерных реакторов, работающих на тепловых нейтронах

Параметры сравнения	ВВЭР	РБМК	Реактор на тяжелой воде
Тепловыделитель	4.5%-й обогащенный уран	2.8%-й обогащенный уран	2-3%-й обогащенный уран
Замедлитель и его свойства	Легкая вода. Очень хорошо замедляет нейтроны, очень сильно поглощает нейтроны. Очень дешева.	Графит. Хорошо замедляет нейтроны, почти не поглощает нейтроны. Достаточно дешев.	Тяжелая вода. Очень хорошо замедляет нейтроны, почти не поглощает нейтроны. Очень дорога в производстве.
Особенности активной зоны, определяемые параметрами замедлителя	Тесное расположение тепловыделяющих элементов, необходимость повышенного обогащения урана	Достаточно редкое расположение тепловыделяющих элементов, возможность использования низкообогащенного урана или отработанного топлива ВВЭР	Достаточно редкое расположение тепловыделяющих элементов, возможность использования низкообогащенного урана или отработанного топлива ВВЭР
Количество контуров	Два	Один	Два
Теплоноситель	Легкая вода в обоих контурах. Одновременно является замедлителем.	Легкая вода. Замедляющий эффект незначителен.	Тяжелая вода в первом контуре, легкая вода во втором. Тяжелая вода одновременно является замедлителем.
Регулирование	Раствор борной кислоты в теплоносителе. Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия.	Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия.	Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия.
Перегрузки	1 раз в 4-6 месяцев, с полной	В процессе работы, с	Раз в несколько месяцев,

топлива	остановкой реактора и вскрытием его корпуса. Каждый тепловыделяющий элемент переставляется внутри реактора трижды до его окончательного извлечения.	помощью специальной перегрузочной машины, позволяющей перезагружать отдельные тепловыделяющие элементы. Каждый тепловыделяющий элемент переставляется внутри реактора несколько раз до его окончательного извлечения.	с полной остановкой реактора.
Наружный отражатель	Наружный металлический корпус.	Графитовая кладка толщиной 65 см. Наружный корпус не обязателен, но желателен по соображениям безопасности	Наружный металлический корпус.

Кипящие реакторы по исполнению могут быть корпусными и канальными

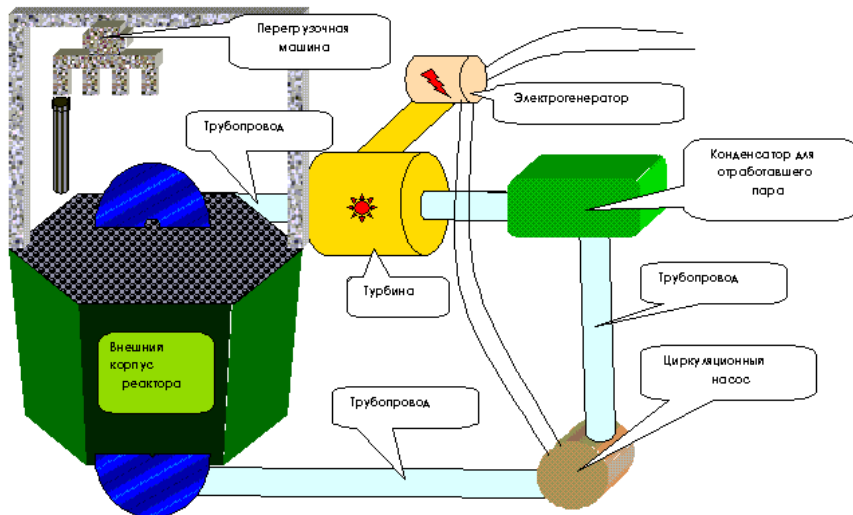


Рис.2 Схема АЭС с одноконтурным канальным реактором типа РБМК.

Разработка ядерного реактора типа РБМК-1000 явилась значительным шагом в развитии атомной энергетики СССР, поскольку такие реакторы позволяют создать крупные АЭС большой мощности.

РБМК - реактор большой мощности канальный. Тепловой одноконтурный энергетический реактор с

кипением теплоносителя в каналах и прямой подачей насыщенного пара в турбины. В роли теплоносителя выступает "легкая" вода, а замедлителем является графит.

Из двух типов реакторов на тепловых нейтронах - корпусных водо-водяных и канальных водографитовых, использовавшихся в атомной энергетике СССР, последние оказались проще освоить и внедрить в жизнь, т.к. изготовление канальных реакторов осуществлялось на общемашиностроительных заводах, причем не требовалось уникального оборудования, необходимого для изготовления корпусов водо-водяных реакторов.

Энергоблоки с РБМК электрической мощностью 1000 МВт (РБМК-1000) составили основу таких атомных электростанций, как Ленинградской, Курской, Чернобыльской, Смоленской АЭС. Они зарекомендовали себя как надежные и безопасные установки с высокими технико-экономическими показателями.

Если их специально не взрывать!

Замечание. Тепловая мощность реактора РБМК-1000 3200 МВт, а электрическая мощность реакторной установки 1000 МВт.

Реактор работает на тепловых нейтронах, в качестве теплоносителя используется обычная вода (гетерогенный реактор).

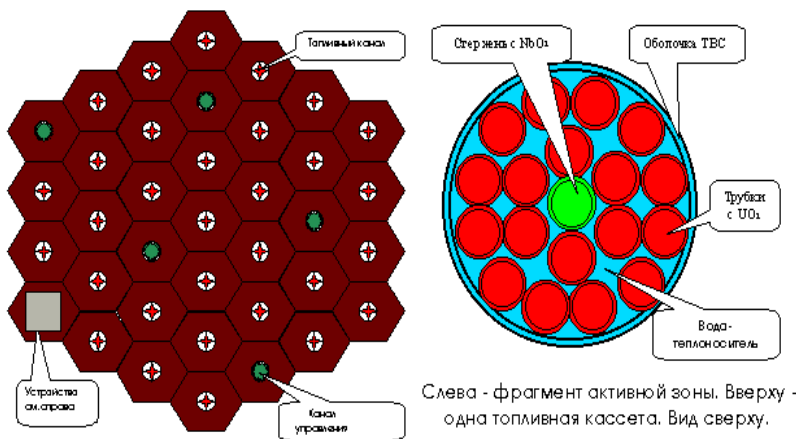


Рис.3. Активная зона реактора РБМК

Реактор с кипящей водой - легководный реактор, в котором вода (теплоноситель) доводится до кипения в активной зоне, а образующийся пар направляется непосредственно на турбину (так

называемая, одноконтурная схема). В западных странах этот тип реактора обозначают BWR.

В одноконтурном канальном энергетическом уран-графитовом реакторе вода при прохождении через активную зону нагревается до температуры кипения. В верхней части активной зоны образуется пар (именно кипение воды в активной зоне реактора принципиально отличает РБМК от ВВЭР). Пароводная смесь поступает в сепаратор, где делится на воду, возвращающуюся на вход реактора, и пар, идущий непосредственно на турбину. Конденсат пара из конденсатора турбины направляют через подогреватели низкого давления в деаэрактор, а затем в реактор. Неконденсирующиеся газы из конденсатора турбины выбрасывают в систему спец. вентиляции или на очистку. Электричество, вырабатываемое турбиной, тратится также на работу циркуляционных насосов.

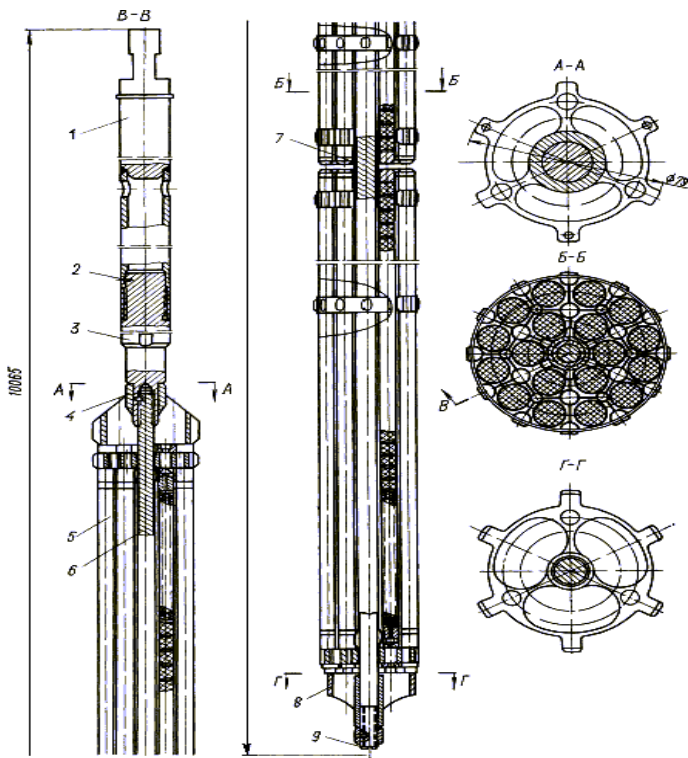
Канальные кипящие реакторы типа РБМК состоят из цилиндрической графитовой кладки замедлителя, размещаемой в бетонной шахте, через которую проходят специальные каналы для органов регулирования и технологические каналы с урановым топливом, охлаждаемым водой. Проходя через технологические каналы, вода сначала подогревается, а затем частично испаряется. Пароводная смесь по индивидуальным трубопроводам направляется в барабан - сепаратор, где пар осушается, а затем транспортируется в турбину. Конденсат пара смешивается с теплоносителем из барабан - сепаратора и циркуляционным насосом возвращается в реактор.

Основные технические характеристики РБМК следующие.

В самом общем виде реактор представляет собой цилиндр составленный из графитовых блоков, помещенный в бетонную шахту. Диаметр, этого цилиндра, около 12 м, а высота около 8 м. Реактор окружен боковой биологической защитой в виде кольцевого бака с водой. Этот цилиндр пронизывают 1693 топливных канала, представляющих собой трубки из сплава циркония диаметром 88 мм и толщиной 4 мм. В топливном канале устанавливается тепловыделяющая сборка (ТВС). Активная зона реактора — вертикальный цилиндр диаметром 11.8 метров и высотой 7 метров. По периферии активной зоны, а также сверху и снизу расположен боковой отражатель - сплошная графитовая кладка толщиной 0.65 метра. Собственно активная зона собрана из графитовых шестигранных колонн (всего их 2488), составленных из блоков сечением 250*250мм. По центру каждого блока сквозь всю колонну проходят сквозные отверстия диаметром 114 мм для размещения технологических каналов и стержней СУЗ. Общее число технологических каналов в активной зоне 1693.

Ядерным топливом служит диоксид урана (UO_2), обогащенный ураном-235 до 2%, в виде таблеток диаметром 11,5 мм запрессованных в ТВЭЛы - трубки из сплава на основе циркония с наружным диаметром 13,6 мм с толщиной стенок 0,9 мм. 18 таких ТВЭЛов смонтированы в одну общую тепловыделяющую сборку (ТВС). ТВС в РБМК состоят из двух частей верхней и нижней. Помимо ТВЭЛов, ТВС содержит крепежные детали из сплава циркония и несущий стержень их оксида ниобия.

Две последовательно соединенных тепловыделяющих сборки, длина каждой из которых (т.е. высота столбика таблеток) 3,5 м образуют тепловыделяющую кассету (Рис.4). Стенки кассеты плотно фиксированы к графитовой кладке. Кассета помещается в вертикально расположенную



5

трубу (технологический канал), по ней прокачивается охлаждающая вода, которая превращается в пар непосредственно в ядерном реакторе.

Рис. 4. Тепловыделяющая кассета РБМК-1000. 1 — подвеска, 2 — штифт, 3 — переходник, 4 — хвостовик, 5 — ТВЭЛ, 6 — несущий стержень, 7 — втулка, 8 — наконечник, 9 — гайки.

В остальных каналах расположены стержни системы управления защитой (179 каналов), которые состоят из поглотителя - бороциркониевого сплава. Стержни СУЗ предназначены для регулирования радиального поля энерговыделения, автоматического регулирования мощности, быстрой остановки реактора и регулирования поля энерговыделения.

По своему назначению стержни делятся на стержни аварийной защиты (таких стержней 24 штуки), стержни автоматического регулирования (12), стержни локального автоматического регулирования (12), стержни ручного регулирования (131), и 32 укороченных стержня поглотителя. Всего имеется 211 стержней. Контроль за энергораспределением по высоте и радиусу активной зоны производится с помощью термометров. Некоторые каналы полностью изолированы от теплоносителя, и в них расположены датчики радиации.



Реактор размещен в бетонной шахте размером 21,6*21,6*25,5 м. Сверху и снизу расположены специальные плиты, обеспечивающими биологическую защиту (во время работы реактора, по его крышке («пятак» реактора) можно ходить (**Рис.5**)). Реактор окружен боковой защитой в виде кольцевого бака с водой, который установлен на опорных конструкциях, крепящихся к бетонному основанию шахты реактора. Нижняя и верхняя плиты соединены между собой герметичным кожухом из листового проката.

Рис. 5. Реакторный зал установки РБМК-1000

Внутри герметичного кожуха реактора на нижней плите установлена графитовая кладка реактора, состоящая из 2488 вертикальных графитовых колонн, собранных из прямоугольных блоков высотой 200, 300, 500 и 600 мм, с основанием 250*250 мм и внутренним отверстием диаметром 114 мм. 1693 колонны предназначены для установки в них топливных каналов, каналов для СУЗ, а остальные являются боковым отражателем. Каналы представляют собой трубчатую

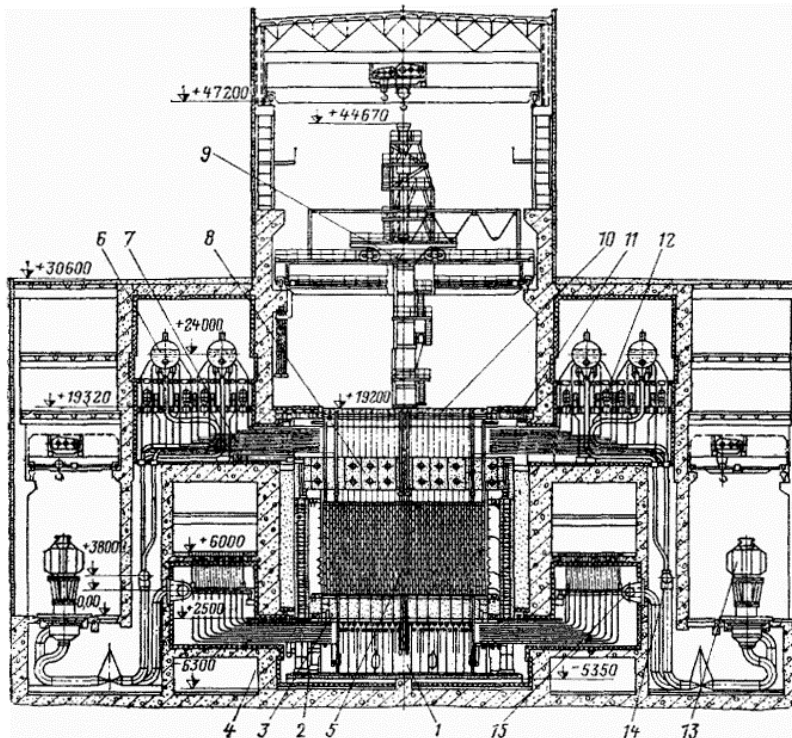
конструкцию, состоящую из центральной, выполненной из циркониевого сплава части на высоте активной зоны и нижней и верхней концевых частей, выполненных из нержавеющей стали. К нижним частям каналов приварены трубопроводы для подвода и отвода теплоносителя. Для кладки реактора используется графит плотностью 1,65 г/см³.

Схема реактора РБМК-1000 представлена на **Рис.7** и, в более наглядном виде, на **Рис.8**. Система теплосъема реактора одноконтурная - вырабатываемый пар под давлением 65 атм и при

температуре 280 °С подается на турбины. Активная зона имеет высоту 7 м, диаметр около 12 м, в ней находится 1690 рабочих каналов, содержащих примерно 200 т урана. Тепловая мощность реактора - 3200 МВт, электрическая - 1000 МВт.

Внутренняя полость реактора заполнена прокачиваемой через кладку азотно-гелиевой смесью с небольшим избыточным давлением, благодаря чему обеспечивается нейтральная атмосфера для находящегося при высокой температуре графита, что предотвращает его выгорание. Газовая среда реактора служит также для вентиляции внутриреакторного пространства и для контроля целостности каналов. Добавка гелия увеличивает теплопроводность газовой смеси и улучшает условия теплоотвода от графитовой кладки к теплоносителю внутри каналов.

Тепловыделяющая сборка (ТВС) и технологический канал - отдельные узлы - индивидуальные тракты подвода и отвода теплоносителя. Загружаемые в каналы ТВС крепятся и



уплотняются в верхней части стояка канала. Поэтому при перегрузке топлива не требуется размыкания тракта теплоносителя, что позволяет осуществлять ее без остановок реактора.

Рис. 6. Схема реактора РБМК-1000:

1 - опорная металлоконструкция; 2 - индивидуальные водяные трубопроводы; 3 - нижняя металлоконструкция; 4 - боковая биологическая защита; 5 - графитовая кладка; 6 - барабан-сепаратор; 7 - индивидуальные пароводяные трубопроводы; 8 - верхняя металлоконструкция; 9 - разгрузочно-загрузочная машина; 10 - верхнее центральное перекрытие; 11 - верхнее боковое перекрытие; 12 - система контроля герметичности оболочек твэлов; 13 - главный циркуляционный насос; 14 - всасывающий коллектор; 15 - напорный коллектор

Одним из преимуществ РБМК пред ВВЭР, является возможность перегрузки выгоревшего топлива без остановки реактора. Загрузка топлива в реактор осуществляется с помощью разгрузочно-загрузочной машины (РЗМ). При перегрузке канала, РЗМ герметично соединяется с верхней часть канала, в ней создается такое же давление, как и в канале, отработанная ТВС извлекается в РЗМ свежая ТВС устанавливается в канал.

Индивидуальные трубопроводы для отвода пароводяной смеси от каналов к сепараторам образуют два ряда перед входом в каждый сепаратор (Рис.9) Между этими рядами установлены специальные короба с биологической защитой, внутри которых перемещаются детекторы контроля герметичности оболочек твэлов. Через определенные интервалы времени детекторы проходят мимо каждого трубопровода с теплоносителем, фиксируя при этом активность теплоносителя в нем. В случае разгерметизации оболочек твэлов в каком-либо канале активность в трубопроводе возрастет, что и зафиксируется системой КГО, которая вырабатывает сигнал, по которому ТВС с дефектными твэлами должна быть извлечена из канала.

Характерная особенность канальных реакторов - возможность регулирования и контроля расхода теплоносителя по каждому каналу. Это позволяет получать на выходе всех каналов примерно одинаковые теплотехнические параметры и иметь минимально необходимый расход теплоносителя через реактор.

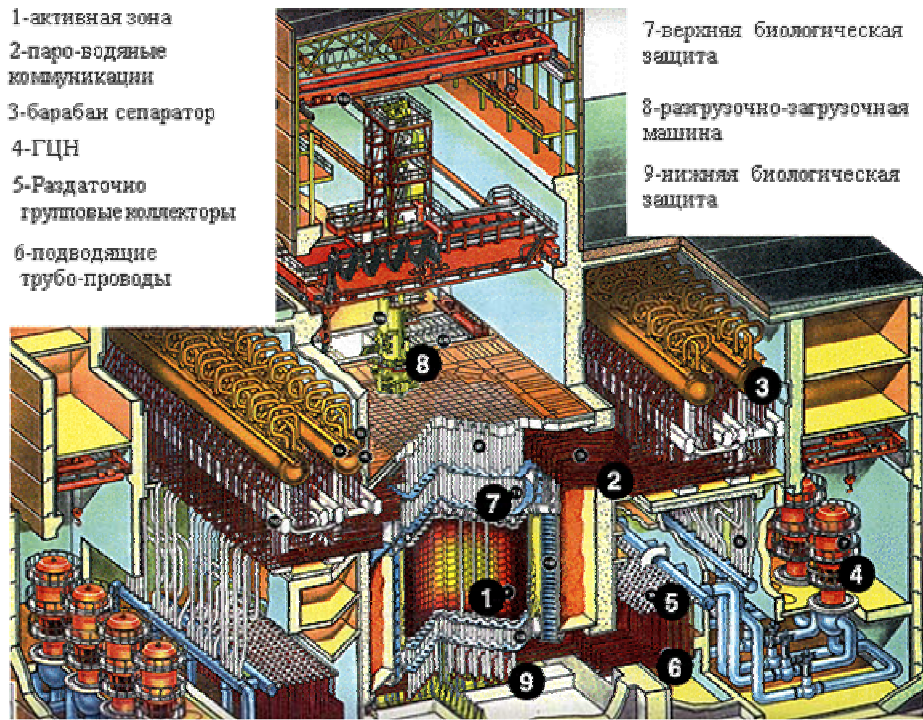


Рис.7 Разрез реактора РБМК-1000

Требуемый для каждого канала расход определяется его мощностью, которая в свою очередь зависит от места нахождения канала в реакторе и от выгорания топлива. В связи с этим мощность, а, следовательно, и необходимый расход теплоносителя в течение кампании постепенно (при перегрузке топлива скачкообразно) изменяются. Регулирование расхода осуществляется с помощью запорно-

регулирующего клапана.

Преимущество одноконтурного реактора – отсутствие теплообменника между первым и вторым контуром, сильно затрудняющего работу реактора ВВВЭР. Однако у РБМК все оборудование функционирует с радиоактивным теплоносителем, что усложняет его эксплуатацию. Все газообразные (летучие) радиоактивные вещества, содержащиеся в паре вместе с другими

неконденсирующимися газами, объем которых довольно велик, отсасываются из конденсатора турбины эжектором и направляются на очистку.

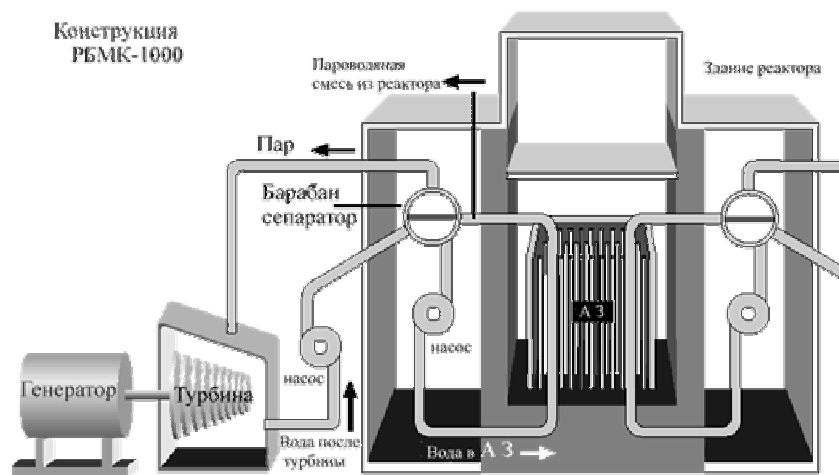


Рис.8 Блок-схема АЭС на базе реактора РБМК-1000

Поскольку реактор является мощным источником ионизирующего излучения, представляющего опасность, как для персонала, так и для оборудования он снабжен

защитой, которая снижает поток излучения до приемлемого уровня и делает возможной нормальную эксплуатацию всей установки в целом. Графитовые блоки, из которых собрана активная зона, располагаются в герметичной полости (реакторном пространстве), образованной нижней и верхней металлоконструкциями и цилиндрическим кожухом (**Рис.9**).

Радиационная защита стального кожуха и компенсаторов от потока быстрых нейтронов осуществляется боковым графитовым отражателем толщиной 100 см. Между торцевыми отражателями, имеющими толщину 50 см, и верхней и нижней металлоконструкциями на каждой графитовой колонне устанавливаются стальные блоки, предназначенные для снижения потока быстрых нейтронов падающего на листы несущих нагрузку металлоконструкций, а также для

уменьшения энерговыделения в них за счет поглощения излучений. Толщина нижних блоков 20 см; верхние блоки выбраны несколько большей толщины. Периферийная часть верхнего перекрытия представляет собой металлические короба высотой 70 см, заполненные смесью чугунной дроби (86% по массе) с серпентинитом. В радиальном направлении за кожухом реактора располагается кольцевой бак с водой, которая снижает потоки излучения на бетон шахты; служит тепловым экраном; способствует охлаждению кожуха реактора; бак одновременно является опорой для верхней металлоконструкции. Пространство между баком и шахтой реактора засыпано обычным песком, что позволило сократить толщину бетона примерно на 75 см.

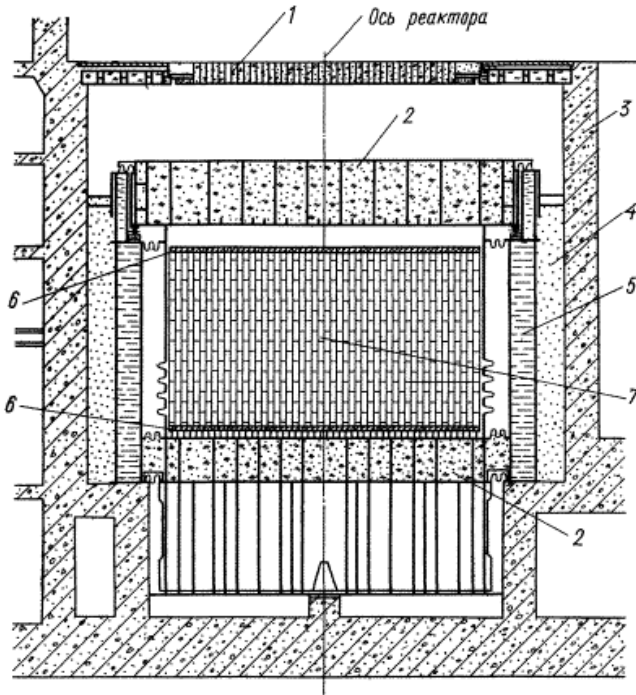


Рис. 9. Защита реактора РБМК: 1 - плитный настил (тяжелый бетон, 4 т/м³); 2 - засыпка серпентинита (1,7 т/м³); 3 - обычный бетон (2,2 т/м³); 4 - песок (1,3 т/м³); 5 - бак водяной защиты; 6 - стальные защитные блоки; 7 - графитовая кладка.

Теплоноситель, вода, движется в каналах с низу в верх, омывая ТВС и снимая тепловую энергию. Подвод теплоносителя осуществляется к каждому каналу, существует возможность регулировать расход воды через канал. В связи особенностями физики реактора тепловая энергия выделяется неравномерно по объему. В каналы с большей мощностью подается большее количество воды. Проходя по каналу часть воды испаряется, в каналах с максимальной мощностью массовое паросодержание на выходе достигает 20 %,

среднее паросодержание на выходе из реактора 14,5 %.

Реакторная установка РБМК-1000 является **одноконтурной** по теплоносителю, поскольку вода пройдя реактор, нагревшись и частично испарившись, в виде пара поступает в турбину и, совершив работу, снова возвращается в реактор. Но в тепловой схеме функционируют **два тепловых контура**, со своими источниками и потребителями тепловой энергии.

Контур многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) Как уже неоднократно упоминалось, в РБМК вода, проходя через активную зону реактора, частично испаряется. На выходе из реактора вода содержит в среднем 15% пара (паросодержание $p = 0.15$). Давление воды в трактах теплоносителя 0.7 МПа (около 70 атм.) при таком давлении температура кипения воды 284 °С. Пароводяная смесь из реактора направляется в барабан сепаратор, который в тепловом контуре выполняет роль потребителя тепловой энергии. В барабане сепараторе из пароводяной смеси забирается пар и добавляется питательная вода, на выходе из барабана сепаратора получаем воду в качестве "холодного" теплоносителя, причем температура практически остается такой же. В качестве способа теплообмена используется вынужденная конвекция, т.е. используется насос для прокачки теплоносителя через активную зону реактора.

Тепловая схема контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) реактора РБМК-1000 приведена на **Рис.10** (ГЦН - главный циркуляционный насос).

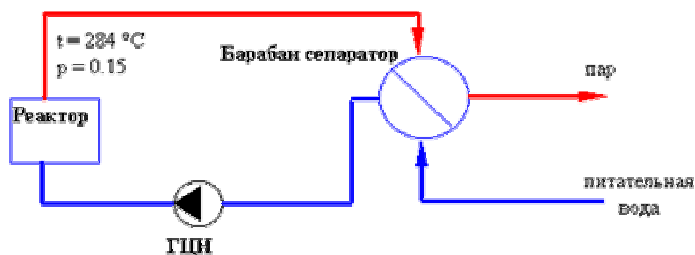


Рис.10. Тепловая схема контура многократной принудительной циркуляции

По известной тепловой мощности реактора, и паросодержанию на выходе из реактора можно определить необходимый расход воды через реактор. Тепловая мощность реактора $Q = 3200 \text{ МВт} = 3200 \cdot 10^6 \text{ Вт}$; Удельная теплота парообразования $R = 1556 \text{ кДж/кг} = 1556 \cdot 10^3 \text{ Дж/кг}$; Паросодержание на выходе из реактора $p = 0.15$ $Q = R \times p \times m$, $m = Q / (R \cdot p) = 3200 \cdot 10^6 / (1556 \cdot 10^3 \cdot 0.15) = 13710 \text{ кг/сек}$

Второй тепловой контур. Барабан сепаратор, забирая тепловую энергию вместе с паром из первого контура, где он является потребителем, отдает ее во второй контур. Следовательно, он является источником тепловой энергии для второго теплового контура. "Горячим" теплоносителем является пар, отделенный от пароводяной смеси в барабане сепараторе. Температура пара $284 \text{ }^\circ\text{C}$, давление $P = 7 \text{ МПа}$. После барабана сепаратора, пар поступает в турбину, где он вращает ротор (происходит преобразование тепловой энергии в механическую), турбина является потребителем тепловой энергии. С ротором турбины жестко связан ротор электрического генератора, вырабатывающий электроэнергию. Параметры пара на выходе из турбины: температура - $30 \text{ }^\circ\text{C}$, давление $P = 0.004 \text{ МПа}$. После турбины пар необходимо перевести в жидкое состояние, то есть превратить воду, этот процесс происходит в конденсаторе. Пар в конденсаторе предает свою тепловую энергию воде, которая поступает из пруда охладителя, конденсатор, таким образом, также является потребителем энергии. На выходе из конденсатора мы получаем воду, с параметрами близким к параметрам пара, которая является "холодным" теплоносителем для второго теплового контура. Эта вода, пройдя через несколько вспомогательных устройств, становится питательной водой и с помощью питательного насоса подается в барабан сепаратор.

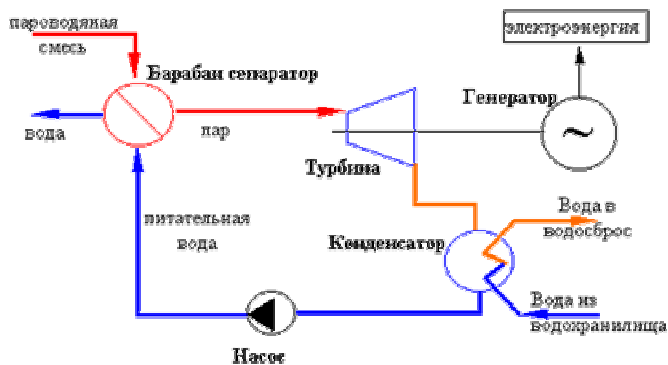


Рис.11 Схема второго теплового контура приведена

Схема второго теплового контура приведена на **Рис.11**. В схеме присутствуют два потребителя тепловой энергии. Первый - турбина преобразует тепловую энергию в механическую, которая в генераторе преобразуется в электрическую, таким образом совершается полезное преобразование энергии.

Второй потребитель (конденсатор) превращает тепловую энергию пара в тепловую энергию воды водохранилища. Тепловая мощность реактора РБМК-1000 3200 МВт , а электрическая мощность реакторной установки 1000 МВт . 2200 МВт тратится на обогрев водохранилища и окружающей среды. Получение незамерзающего зимой водоема с трудно назвать полезным преобразованием энергии, однако обойтись без таких потерь тепловой энергии невозможно. В термодинамике есть теорема о предельном коэффициенте полезного действия для преобразования тепловой энергии в механическую. Но мы и без этой теоремы можем понять необходимость конденсатора в тепловой схеме. В турбине происходит снижение температуры и давления пара за счет совершения работы (вращение ротора), понятно что температуру и давление нельзя снижать бесконечно, поэтому на выходе из турбины мы получаем пар с температурой - $30 \text{ }^\circ\text{C}$, давлением $P = 0.004 \text{ МПа}$ (0.04 атм.). Однако даже такой пар, который нельзя использовать ни для обогрева, ни для вращения ротора турбины, содержит количество тепловой энергии почти в два раза большее чем он отдал проходя через турбину. Эта энергия передается охлаждающей воде в конденсаторе при превращении пара в воду, температура при этом остается $+30^\circ$.

Основные характеристики реактора РБМК-1000 приведены в **Табл.2**.

Табл.2 Основные характеристики реактора РБМК-1000

Мощность

Электрическая	1000
Тепловая	3200
Размеры активной зоны, мм	
Эквивалентный диаметр	11 800
Высота	7 000
Шаг топливных каналов, мм	250
Число топливных каналов	1693
Максимальная мощность теплового канала, кВт	3000
Тип ТВЭЛа	стержневой
Материал оболочки	циркониевый сплав
Паропроизводительность реактора, т/ч	5800
Параметры пара перед турбиной	
Давление, МПа	6.38
Температура, град С	280
Температура теплоносителя в каналах реактора	
Вход	270
Выход	284
Расход воды через реактор, т/ч	37500
Среднее массовое паросодержание на выходе, %	14,5

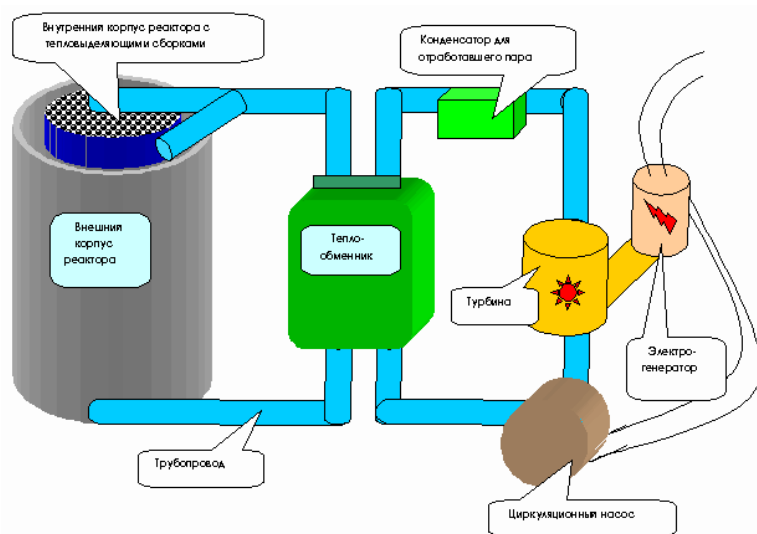
Эффективность канальных реакторов типа РБМК в значительной степени зависит от мощности, снимаемой с каждого канала. Распределение мощности между каналами определяется плотностью потока нейтронов в активной зоне и выгоранием топлива в каналах. При этом существует предельная мощность, которую нельзя превышать ни в одном канале. Это значение мощности определяется условиями теплосъема. Первоначально проект РБМК был разработан на электрическую мощность 1000 МВт, чему при выбранных параметрах соответствовала тепловая мощность реактора 3200 МВт. Путем интенсификации теплообмена удалось увеличить предельно допустимую мощность канала в 1,5 раза до 4500 кВт при одновременном повышении допустимого паросодержания до нескольких десятков процентов. Необходимая интенсификация теплообмена достигнута благодаря разработке ТВС, в конструкции которой предусмотрены интенсификаторы теплообмена. При увеличении допустимой мощности канала до 4500 кВт тепловая мощность реактора РБМК повышена до 4800 МВт, чему соответствует электрическая мощность 1500 МВт. Такие реакторы РБМК-1500 работают на Игналинской АЭС.

2. ВОДО-ВОДЯНОЙ РЕАКТОР, ВВЭР

Реакторы водо-водяного типа с обычной («легкой») водой под давлением нашли широкое развитие в России. Весьма привлекательны дешевизна используемого в них теплоносителя-замедлителя и относительная безопасность в эксплуатации, несмотря на

необходимость использования в этих реакторах обогащенного урана. Реактор ВВЭР-1000 представляет собой второе поколение легководных реакторов большой мощности. Электрическая мощность энергоблоков составляет 1000 МВт. Ядерные реакторы этого типа установлены на Кольской, Калининской, Балаклавской АЭС (Россия), Запорожской, Ровенской, Хмельницкой, Южно-Украинской АЭС (Украина), также на АЭС Болгарии, Чехии, Финляндии.

Реактор с водой под давлением - легководный реактор, в котором вода находится под давлением, достаточным для предотвращения ее закипания и в то же время обеспечивающим высокую температуру теплоносителя (более 300°C). Тепловая энергия, вырабатываемая в активной зоне реактора, передается от твэлов теплоносителю (воде) первого контура. Теплоноситель поступает в теплообменники (парогенераторы), где отдает энергию во второй контур. Образующийся во втором контуре пар приводит в действие турбогенератор. В западных странах этот тип реактора обозначают PWR.



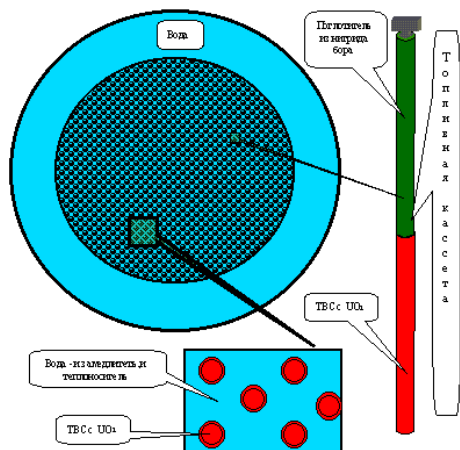
Эксплуатирующиеся в России водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР) относятся к типу реакторов с водой под давлением.

ВВЭР - водо-водяной энергетический реактор. Корпусной энергетический реактор, теплоносителем и замедлителем, в котором служит некипящая вода под давлением.

Рис.12 Блок-схема реактора ВВЭР

В энергетических реакторах корпусного типа ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) в качестве замедлителя нейтронов и теплоносителя используется обычная вода (гетерогенный реактор). Активная зона помещается в один общий корпус, через который прокачивается вода. Используется двухконтурная схема теплоотвода (**Рис.12**). В первом контуре циркулирует вода под давлением 160 атм при температуре на выходе из реактора 325°C . В парогенераторах тепло передается воде второго контура, которая превращается в пар, подаваемый под давлением 60 атм на турбины.

Первый контур, реакторный, полностью изолирован от второго, что уменьшает радиоактивные выбросы в атмосферу. Циркуляционные насосы прокачивают воду через реактор и теплообменник (питание циркуляционных насосов происходит от турбины). Вода реакторного контура находится под повышенным давлением, так что несмотря на ее высокую температуру (293°C - на выходе, 267°C - на входе в реактор) ее закипания не происходит. Вода второго контура находится под обычным давлением, так что в теплообменнике она превращается в пар. В теплообменнике-парогенераторе теплоноситель, циркулирующий по первому контуру, отдает

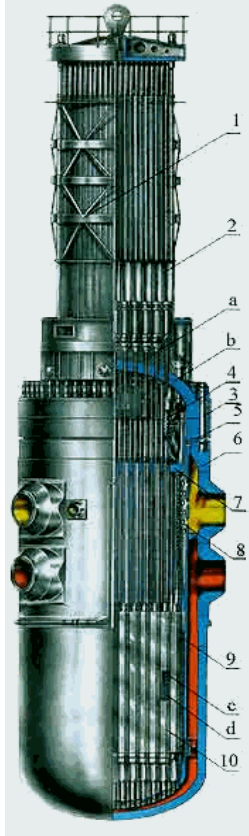


тепло воде второго контура. Пар, генерируемый в парогенераторе, по главным паропроводам второго контура поступает на турбины и, отдав часть своей энергии на вращение турбины, после чего поступает в конденсатор. Конденсатор, охлаждаемый водой циркуляционного контура (так сказать, третий контур), обеспечивает сбор и конденсацию отработанного пара.

Рис.13 Активная зона реактора ВВЭР

Конденсат, пройдя систему подогревателей, подается снова в теплообменник. Диаметр активной зоны 3,12 м, высота 3,5 м, загрузка природного урана 66 т, обогащение ^{235}U до 3-4 %.

В корпусном кипящем реакторе активная зона размещена в высокопрочном, толстостенном стальном баке (Рис.13, 14 и 15). Реактор состоит из корпуса с крышкой и уплотняющими элементами; корзины, в которой размещаются тепловыделяющие сборки (ТВС) с тепловыделяющими элементами (ТВЭлами); теплового экрана; органов системы управления; тепловой и биологической защиты.



Корпус реактора является одним из ответственных конструктивных элементов и должен обеспечить абсолютную надежность и полную герметичность как в обычных условиях работы, так и при возможных аварийных ситуациях. Корпус полностью заполнен водой под высоким давлением (12,5 МПа и более). Корпус должен быть прочным, хорошо противостоять коррозионному и эрозионному воздействию теплоносителя и ионизирующих излучений.

Рис. 14. Разрез реактора ВВЭР-1000.

1 — верхний блок; 2 — привод СУЗ; 3 — шпилька; 4 — труба для загрузки; 5 — уплотнение; 6 — корпус реактора; 7 — блок защитных труб; 8 — шахта; 9 — выгородка; 10 — топливные сборки.
a — теплоизоляция реактора; b — крышка реактора; c — регулирующие стержни; d — топливные стержни.

Уплотнение крышки в корпусе производится с помощью прокладки из никеля или меди, которая укрепляется гайками или шпильками, ввернутыми в корпус. В корпусе реактора устанавливаются тепловые экраны, окружающие активную зону. Их изготавливают из нержавеющей стали в виде коаксиальных цилиндров, которые образуют кольцевые зазоры. Проходящий в зазорах теплоноситель охлаждает корпус реактора и отражает нейтроны. Вода подается в реактор снизу под давлением. Сверху реактор закрыт стальной крышкой, герметизирующей его корпус и являющейся биозащитой. Для предотвращения перегрева топлива в случае обезвоживания активной зоны смонтирована система, позволяющая быстро залить активную зону водным раствором борной кислоты. При этом не только охлаждаемая сама активная зона, но и прекращается цепная реакция деления. Активная зона состоит из 163 ТВС шестигранной формы с ТВЭлами.

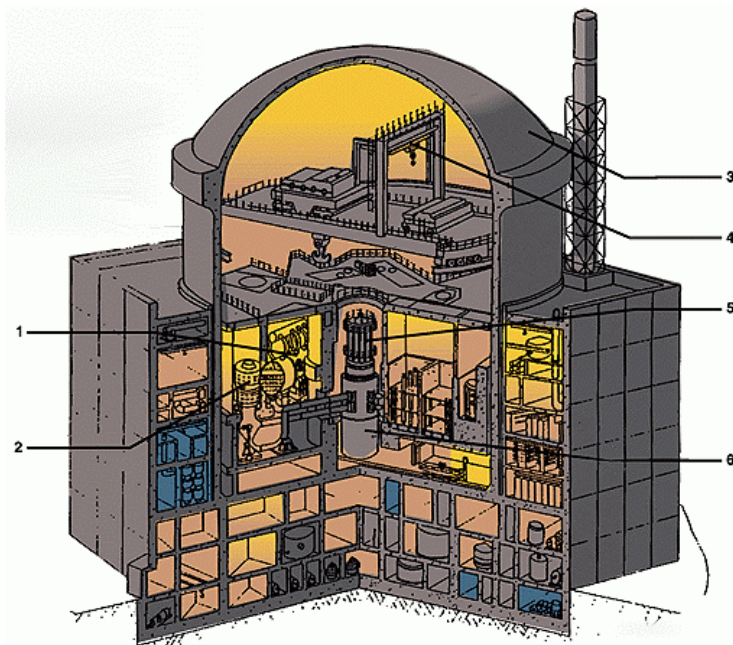


Рис. 15. Разрез герметичной оболочки реакторного отделения.

1 — горизонтальный парогенератор, 2 — главный циркуляционный насос, 3 — железобетонная оболочка, 4 — кран, 5 — верхний блок реактора, 6 — корпус реактора.

ТВЭлы реактора собирают в тепловыделяющие сборки, ТВС (Рис.16 и 17), для удобства их перегрузки и транспортировки. ТВС шестигранной формы (163 штуки) расположены в середине активной зоны с шагом 20 - 25 см. Все ТВС в активной зоне монтируются в корзине. Корзина удерживает ТВС в определенном

положении и распределяет поток теплоносителя через них. Некоторые ТВС дополнены сверху поглотителем из бороциркониевого сплава и нитрида бора и способны находится в активной зоне или бороциркониевой частью, или урановой - таким образом осуществляется регулирование цепной реакции. Между ТВС или твэлами активной зоны размещают устройства, поглощающие нейтроны, - это стержни системы регулирования (в 61 ТВС установлены органы регулирования реактора, каждый из 18 поглощающих элементов).

В реакторе типа ВВЭР передача тепла через поверхность нагрева идет из-за перепада температур между теплоносителем и кипящей водой в парогенераторе. При использовании воды в качестве теплоносителя это требует поддержания в первом контуре более высокого давления, чем давление пара, подаваемого на турбину.



Рис.16. Внешний вид ТВЭС промышленных реакторов.

Рис.17 Разрез ТВЭС реактора ВВЭР

Поэтому все оборудование первого контура работает под более высоким давлением. Этот недостаток отсутствует у одноконтурного РБМК. Зато у ВВЭРа второй контур работает на нерадиоактивном паре, что облегчает эксплуатацию



турбины. Выделение во внешнюю среду радиоактивных веществ у такой станции возможно лишь в первом контуре.

В **Табл. 3** приведены основные технические характеристики ядерного реактора ВВЭР-1000.

Табл.3 Технические характеристики ВВЭР

Параметр	Значение
Мощность тепловая номинальная, МВт	3000
Продолжительность работы между перегрузками топлива, месяц	12
Внутренний диаметр корпуса реактора, м	4,136
Количество насосов первого контура, шт.	4
Давление теплоносителя первого контура, МПа	15,7
Общий расход теплоносителя первого контура, м ³ /час	84800
Температура теплоносителя первого контура на входе в реактор, °С	290
Температура теплоносителя первого контура на выходе из реактора, °С	320
Количество парогенераторов, шт.	4
Давление пара, МПа	6,27
Температура пара, °С	278,5
Паропроизводительность, т/час	1470
Количество гидроемкостей системы аварийного охлаждения, шт.	4
Количество высоконапорных насосов системы аварийного охлаждения, шт.	3
Количество низконапорных насосов системы аварийного охлаждения, шт.	3

ВВЭР и РБМК: сравнительные характеристики.

Начнем с анализа наиболее принципиальных различий: ВВЭР — корпусной реактор (давление держится корпусом реактора); РБМК-- канальный реактор (давление держится независимо в каждом канале); в ВВЭР теплоноситель и замедлитель — одна и та же вода (дополнительный замедлитель не вводится), в РБМК замедлитель — графит, а теплоноситель — вода; в ВВЭР пар образуется во втором корпусе парогенератора, в РБМК пар образуется непосредственно в активной зоне реактора (кипящий реактор) и прямо идет на турбину — нет второго контура. Из-за различного строения активных зон параметры работы у этих реакторов также разные. Для безопасности реактора имеет значение такой параметр, как *коэффициент реактивности* - его можно образно представить как величину, показывающую, как изменения того или иного другого параметра реактора повлияет на интенсивность цепной реакции в нем. Если этот коэффициент положительный, то при увеличении параметра, по которому приводится коэффициент, цепная реакция в реакторе при отсутствии каких-либо других воздействий будет нарастать и в конце станет возможным переход ее в неуправляемую и каскадно нарастающую - произойдет разгон реактора. При разгоне реактора происходит интенсивное тепловыделение, приводящее к расплавлению тепловыделителей, стеканию их расплава в нижнюю часть активной зоны, что может привести к разрушению корпуса реактора и выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду.

В **Табл.4** приведены коэффициенты реактивности для РБМК и ВВЭР.

Табл.4 Коэффициенты реактивности реакторов ВВЭР и РБМК.

Коэффициенты реактивности	ВВЭР	РБМК
Паровой (при наличии пара в активной зоне)	— (при появлении в активной зоне пара реактор гложнет)	+ (при появлении в активной зоне пара реактор разгоняется)
Температуры теплоносителя	— (при повышении температуры теплоносителя реактор гложнет)	+(при повышении температуры теплоносителя реактор разгоняется)
Плотности теплоносителя	— (при снижении плотности теплоносителя, (в частности, при повышении его температуры) реактор гложнет)	+(при снижении плотности теплоносителя, (в частности, при повышении его температуры) реактор разгоняется)

Пояснение.

- В реакторе ВВЭР при появлении в активной зоне пара или при повышении температуры теплоносителя, приводящего к снижению его плотности, падает количество столкновений нейтронов с атомами молекул теплоносителя, уменьшается замедление нейтронов, вследствие чего все они уходят за пределы активной зоны, не реагируя с другими ядрами. Реактор останавливается.
- В реакторе РБМК при вскипании воды или повышении ее температуры, приводящее к снижению ее плотности, уходит ее нейтронопоглощающее действие (замедлитель (графит) в этом реакторе и так уже есть, а у пара коэффициент поглощения нейтронов гораздо ниже, чем у воды). В реакторе нарастает цепная реакция и он разгоняется., что, в свою очередь, приводит к дальнейшему повышению температуры воды и ее вскипанию.

При возникновении нештатных ситуаций работы реактора, сопровождающихся его разгоном, реактор ВВЭР заглохнет, а реактор РБМК продолжит разгон с нарастающей интенсивностью, что может привести к очень интенсивному тепловыделению, результатом которого будет расплавление активной зоны реактора. Данное последствие очень опасно, так как при контакте расплавленных циркониевых оболочек с водой происходит разложение ее на водород и кислород, образующих крайне взрывчатый гремучий газ, при взрыве которого неизбежно разрушение активной зоны и выброс радиоактивных топлива и графита в окружающую среду.

Именно по такому пути развивались события при аварии на Чернобыльской АЭС. Поэтому в реакторе РБМК как нигде важна роль защитных систем, которые будут или предотвращать разгон реактора, или экстренно его охлаждать в случае разгона, гася подъем температуры и вскипание теплоносителя. Современные реакторы типа РБМК оборудованы достаточно эффективными подобными системами, практически сводящими на нет риск развития аварии (*на Чернобыльской АЭС в ночь аварии по преступной халатности в нарушение всех инструкций и запретов были полностью отключены системы аварийной защиты*), но о подобной возможности следует помнить.

Итак, реактор РБМК требует меньшего обогащения топлива, обладает лучшими возможностями по наработке делящегося материала (плутония), имеет непрерывный эксплуатационный цикл, но более потенциально опасен в эксплуатации. Степень этой опасности зависит от качества систем аварийной защиты и квалификации эксплуатационного персонала. Кроме того, вследствие отсутствия второго контура у РБМК больше радиационные выбросы в атмосферу в течение эксплуатации.

3. РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В США венгерским ученым Л.Сцилардом в январе 1943 была высказана идея о расширенном воспроизводстве ядерного горючего. Первый промышленный бридер — экспериментальный реактор 1 (тепловая мощность 0,2 МВт) был введен в действие 20.12.1951 в ядерном центре в Айдахо, США. С 1949 в СССР под руководством А.И.Лейпунского велась многоплановая исследовательская работа по созданию реакторов на быстрых нейтронах. Быстрый реактор введен в эксплуатацию в г.Обнинске в 1955. На данный момент в России эксплуатируются ядерные исследовательские установки (бридеры) расположенные в ФЭИ г.Обнинске (БР-5 мощностью 5 МВт построен в 1957, БР-10 - в 1959, реконструирован в 1982) и в НИИАРе г. Димитровград (БОР-60 запущен в эксплуатацию в 1968) Затем были введены в эксплуатацию и промышленные энергетические реакторы БН-350 и БН-600. В 1956 г. консорциум компаний США приступил к сооружению 65 МВт демонстрационного реактора-бридера «Ферми-1» (г.Детройт). Интерес промышленности США к бридерам упал, после того как в 1966 г. вскоре после пуска реактора «Ферми-1» на нем из-за блокады в натриевом контуре произошла авария с расплавлением активной зоны. Этот бридер был демонтирован. Германия первый бридер построила в 1974 и закрыла в 1994. Реактор большей мощности SNR-2, строительство которого началась еще в начале 70-х XX века, так и не был введен в эксплуатацию после завершения строительства в конце 90-х. Во Франции в 1973 введен в эксплуатацию первый бридер «ФЕНИКС», а в 1985 г. — полномасштабная АЭС с реактором на быстрых нейтронах «СУПЕРФЕНИКС» (Самый мощный реактор в мире на быстрых нейтронах, мощность 1200 МВт), работавший на плутониевом топливе. Он остановлен в 1996 г. Япония в 1977 закончила строительство опытного бридера «Дзёё». Большой демонстрационный реактор на быстрых нейтронах «Мондзю», введенный в эксплуатацию в 1994, в декабре 1995 закрыт после пожара из-за утечки теплоносителя натрия и откроется ли опять неизвестно. В СССР первый промышленный бридер БН-350 был построен на берегу Каспийского моря для снабжения энергией установки опреснения воды. В 2000 реактор остановлен, в настоящее время демонтирован. В России единственный энергетический реактор на быстрых нейтронах работает на Белоярской АЭС — БН-600 (ОК-505). Его строительство было начато в 1966, введен в эксплуатацию в 8.04.1980, а вывод из эксплуатации намечен после 2010. Строится реактор БН-800 (на нитридном топливе), спроектирован реактор, БРЕСТ-1200. Новые типы реакторов, вероятно, будут работать на смешанном уран-плутониевом топливе, способствуя утилизации оружейного плутония.

Внедрение реакторов на быстрых нейтронах (быстрых реакторов-размножителей или реакторов-бридеров) в энергетику могло бы шестидесятикратно (и более) увеличить эффективность использования урана. Этот тип реакторов может работать на плутониевом топливе, произведенном в обычных реакторах, и эксплуатироваться в замкнутом цикле с собственным

заводом по переработке отходов. Каждый такой реактор, загруженный первоначально естественным ураном, очень быстро достигает стадии, когда каждая тонна руды выдает в 60 раз больше энергии, чем в обычном реакторе.

Переход к серийному сооружению АЭС с БН осложнен многими неотработанными в промышленном масштабе технологическими процессами и нерешенными вопросами оптимальной организации ядерного топливного цикла, который должен базироваться на плутонии и может быть только замкнутым с очень коротким (до 1 года) временем внешнего цикла (химическая переработка отработавшего топлива и дистанционно управляемое изготовление свежего топлива). Удельные капиталовложения в АЭС с БН в 1,5 - 2 раза превышают удельные капиталовложения в АЭС с реакторами на тепловых нейтронах. Сдерживающее влияние на развитие БН оказывает также пока благополучное положение в мире с ресурсами относительно дешевого урана. В настоящее время реакторы на быстрых нейтронах широкого распространения не получили, в основном из-за сложности конструкции и проблемы получения устойчивых конструкционных материалов.

Быстрые реакторы (БР) позволяют осуществлять: непрерывное производство энергии безопасным и экологически приемлемым способом; трансмутацию радиационно опасных отходов ядерной энергетики, в том числе экологически наиболее опасных долгоживущих актинидов; БР являются также наиболее эффективными потребителями плутония, в том числе экс-оружейного. Надежность БР, высокий КПД, определяющий меньшее тепловое загрязнение; высокий уровень внутренне присущей ядерной безопасности, низкий уровень радиационного воздействия на персонал и окружающую среду подтверждаются многолетним безаварийным опытом эксплуатации быстрых реакторов с натриевым теплоносителем БР-10, БОР-60, БН-350, БН-600.

Остановимся на описании энергетического реактора БН-600, работающего в составе Белоярской АЭС, несколько подробнее. БН-600 - реактор на быстрых нейтронах с электрической мощностью 600 МВт. Корпусной реактор - размножитель с интегральной компоновкой оборудования. Тепловая схема блока трехконтурная (Рис. 18): в первом и втором контурах теплоносителем является натрий, в третьем - вода и пар.

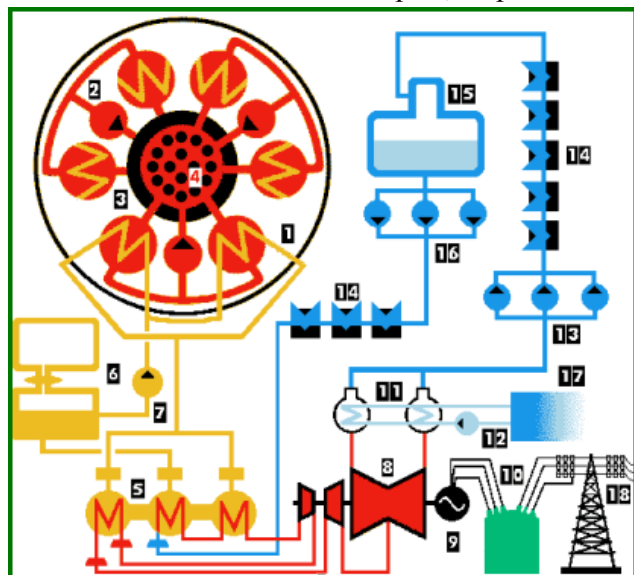


Рис. 18 Тепловая схема энергоблока БН-600

1-Реактор; 2-Главный циркуляционный насос 1 контура; 3-Промежуточный теплообменник; 4-Тепловыделяющие сборки; 5-Парогенератор; 6-Буферная и сборная емкости; 7-Главный циркуляционный насос 2 контура; 8-Турбоустановка; 9-Генератор; 10-Трансформатор; 11-Конденсаторы; 12-Циркуляционные насосы; 13-Конденсатные насосы; 14-Подогреватели; 15-Деаэратор; 16-Питательные насосы; 17-Пруд-охладитель; 18-Отпуск электроэнергии потребителю

Отвод тепла от активной зоны осуществляется тремя независимыми петлями циркуляции, каждая из которых состоит из главного циркуляционного насоса 1 контура, двух промежуточных теплообменников, главного циркуляционного насоса 2 контура с буферной емкостью на входе и с баком аварийного сброса давления, парогенератора, конденсационной турбины со стандартной тепловой схемой и генератора. Использование натриевого теплоносителя обусловило применение ряда таких специальных систем, как: электрообогрев оборудования и трубопроводов, электромагнитных насосов, фильтр-ловушек очистки натрия, диагностики протечек воды в натрий, локализации продуктов взаимодействия натрия с водой при

межконтурных неплотностях парогенератора, пожаротушения натрия, отмывки оборудования и ТВС от натрия, очистки инертного защитного газа аргона.

Ядерный реактор БН-600 выполнен с «интегральной» компоновкой оборудования, при которой активная зона и оборудование первого контура (главные циркуляционные насосы и промежуточные теплообменники) размещены в корпусе реактора (**Рис. 20**). Корпус реактора представляет собой бак цилиндрической формы с эллиптическим днищем и конической верхней крышкой, выполненной с одиннадцатью горловинами - для поворотной пробки, насосов первого контура, промежуточных теплообменников, элеваторов системы перегрузки тепловыделяющих сборок. Цилиндрическая часть корпуса соединена с днищем путем сварки через переходное опорное кольцо, на котором установлен опорный пояс, являющийся основой несущей конструкции внутри корпуса реактора; он образует системой радиальных ребер три сливные камеры для натрия, выходящего из теплообменников.

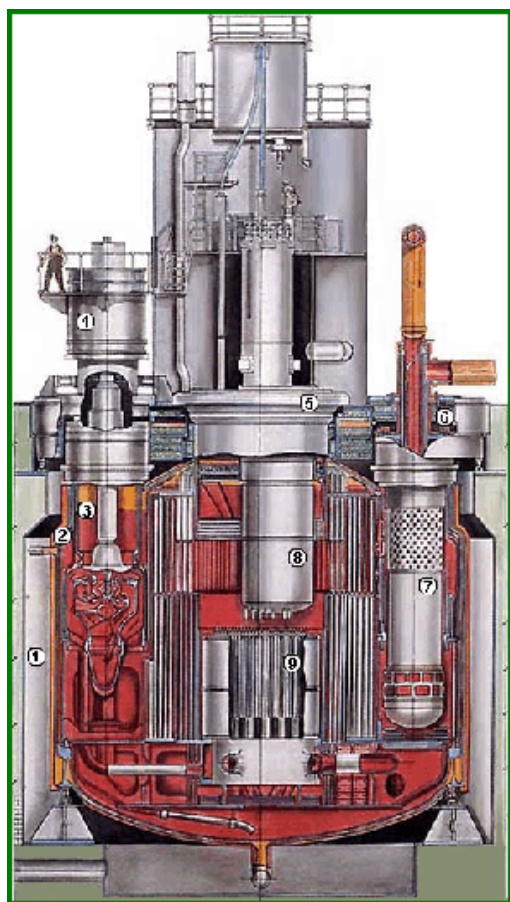


Рис. 20 Конструкция реактора БН-600

1-Шахта; 2-Корпус; 3-Главный циркуляционный насос 1 контура; 4-Электродвигатель насоса; 5-Большая поворотная пробка; 6-Радиационная защита; 7-Теплообменник "натрий-натрий"; 8-Центральная поворотная колонна с механизмами СУЗ; 9-Активная зона.

На опорном поясе смонтировано все внутрикорпусное оборудование: напорная камера с ТВС активной зоны, зоны воспроизводства и внутреннего хранилища ТВС, первичная радиационная защита, промежуточные теплообменники, главные циркуляционные насосы первого контура. Реактор размещен в бетонной шахте диаметром 15 м. В центре верхней части реактора смонтировано поворотное устройство, состоящее из большой и малой поворотных пробок, эксцентричных друг относительно друга, на малой поворотной пробке смонтирована колонна СУЗ, несущая исполнительные механизмы систем управления и защиты, перегрузки ТВС, контроля активной зоны. Корпус реактора заключен в страховочный кожух, исключающий возможность вытекания натрия из реактора даже при разрывах его корпуса. Активная зона и зона воспроизводства собираются из шестигранных ТВС кассетного типа с размерами «под ключ» 96 мм. Тепловыделяющая сборка состоит из ТВЭЛов, кожуха, головки для захвата ТВС при перегрузках и хвостовика, с

помощью которого ТВС устанавливается в гнездо напорного коллектора и поддерживается вертикально. ТВЭЛы соединены между собой элементами крепления и ограждены чехлом, связывающим в единое целое все части ТВС. ТВЭЛы заполнены по длине активной зоны втулками из обогащенной окиси урана (или смеси окиси урана) и окиси плутония, а выше и ниже активной зоны расположены торцевые экраны из брикетов окиси "отвального" урана. ТВЭЛы зоны воспроизводства заполнены брикетами из "отвального" урана. Газовые полости над уровнем натрия в реакторе заполнены аргоном.

Активная зона БН окружена в радиальном и осевом направлениях зонами воспроизводства (бланкетом), заполненными воспроизводящим материалом — обедненным ураном, содержащим 99,7 - 99,8 % ^{238}U (**Рис. 21**).

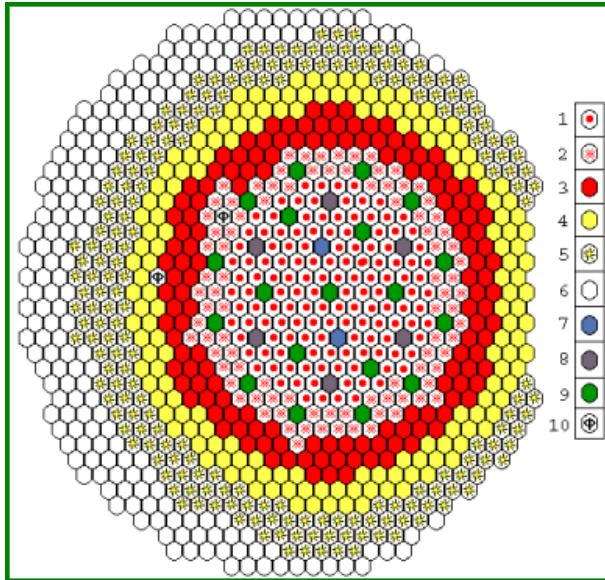


Рис. 21 Картограмма загрузки реактора БН-600 1-ТВС активной зоны с малым обогащением топлива ураном 235; 2-ТВС активной зоны со средним обогащением; 3-ТВС активной зоны с большим обогащением; 4-ТВС внутренней зоны воспроизводства; 5-ТВС внешней зоны воспроизводства; 6-Хранилище отработавших сборок; 7-Стержни автоматического регулирования; 8-Стержни аварийной защиты; 9-Компенсаторы стержни; 10-Фотонейтронный источник.

Главная же особенность использования уран-плутониевого топлива в БН состоит в том, что в его активной зоне процесс деления ядер быстрыми нейтронами сопровождается большим выходом (на 20 - 27 %) вторичных нейтронов, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Это создает основную предпосылку для получения высокого

значения коэффициента воспроизводства и обеспечивает расширенное воспроизводство ядерного топлива в реакторах-размножителях.

С начала эксплуатации на энергоблоке БН-600 выработано более 69 млрд кВт.ч электроэнергии. При этом интегральный коэффициент использования календарного времени составил 77 %, а интегральный коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) 69 %. При проектном КИУМ 80 % максимальное его значение 83% было достигнуто в 1992 году. Энергоблок БН-600 по показателям работы, которые учитывает Всемирная Ассоциация Операторов АЭС, входит в первую половину лучших атомных электростанций мира.

Дальнейшая работа по быстрым реакторам связана с модернизацией существующих и проектированием новых энергоблоков повышенной безопасности с улучшенными экономическими показателями: разрабатывается вариант гибридной активной зоны для действующего реактора БН-600, получена лицензия на реактор БН-800, сооружение которого до 2010 г. предусмотрено Государственной энергетической программой, в перспективе - разработка мощного реактора с нитридной зоной БН-1800.

При разработке реактора БН-800 в проект введены технические решения, позволяющие вывести его на уровень, соответствующий требованиям по безопасности к реакторам нового поколения: пассивные средства воздействия на реактивность, системы аварийного расхолаживания через теплообменники, поддон для сбора расплавленного топлива. Вероятность аварии с расплавлением активной зоны реактора БН-800 на порядок ниже, чем в легководных реакторах.

4. СРАВНЕНИЕ РАЗЛИЧНЫХ ТИПОВ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Основные параметры АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК приведены в **Табл.5**, а с реактором БН – в **Табл.6**.

Табл. 5. Основные параметры АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК

Параметр	Тип реактора			
	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	РБМК-1000	РБМК-1500
Мощность (эл.), МВт	440	1000	1000	1500
Мощность (тепл.), МВт	1375	3000	3200	
Схема, число петель	Петлевая,6	Петлевая,4	Петлевая 7	Петлевая 7
Размер активной зоны:				
Н, м	2,46	3,56	11,8	11,8
D, м	2,88	3,10	18,5(22,3)	18,5

Глубина выгорания топлива, МВт-сут/кг ²³⁵ U	30	40	—	—
Плотность тепловыделения, кВт/л	86	111		
Температура теплоносителя в активной зоне, К, вход/выход	541/569	561/590	553*	553*
Давление в первом контуре (перед турбиной), Мпа	12,5	16	(6,5)	(6,5)
Обогащение ²³⁵ U, %	3,5	3,3-4,4	1,8-2	

*Температура пара перед турбинами.

Табл. 6. Основные параметры АЭС с реакторами БН

Параметр	Тип реактора		
	БН-350	БН-600	БН-1600
Мощность (эл.), МВт	150	600	1600
Мощность (тепл.), МВт	1000	1470	4000
Схема	Петлевая	Интегральная	Интегральная
Размер активной зоны:			
Н. м	1,06	0,75	1,0
V. м ³	2,08	2,57	9,0
Максимальная глубина выгорания, МВтсут/кг ²³⁵ U	55	96	96
Коэффициент воспроизводства	1,4	1,3	1,4
Максимальный нейтронный поток, 10 ¹⁵ нейтр./см ² ·с	8	10	10
Максимальная плотность тепловыделения, кВт/л	730	806	710
Температура теплоносителя в активной зоне, вход, К	773	823	820
Давление пара, Мпа	4,3	14,2	14,2
Температура пара, К	708	778	763

Из приведенного выше рассмотрения конструкций и методов эксплуатации энергетических атомных реакторов разных типов можно сделать следующие выводы.

Реакторы ВВЭР достаточно безопасны в эксплуатации, но требуют высокообогащенного урана. Реакторы РБМК безопасны лишь при правильной их эксплуатации и хорошо разработанных системах защиты, но зато способны использовать малообогащенное топливо или даже отработанное топливо ВВЭР-ов. Реакторы на тяжелой воде хороши, но дорого и экологически не безопасно добывать тяжелую воду. Технология производства реакторов с шаровой засыпкой еще недостаточно разработана, хотя этот тип реакторов наиболее подходит для широкого применения, в частности, из-за отсутствия катастрофических последствий при аварии с разгоном реактора. За реакторами на быстрых нейтронах - будущее производства топлива для ядерной энергетики, эти реакторы наиболее эффективно используют ядерное топливо, но их конструкция очень сложна и пока еще малонадежна.

5. ПРОМЫШЛЕННЫЕ РЕАКТОРЫ

В СССР промышленные (военные) уран-графитовые реакторы с высокими потоками тепловых нейтронов использовались для наработки оружейного плутония и других делящихся нуклидов. Попутно решались ещё две задачи: получение электроэнергии и снабжение теплом близлежащие населенные пункты (В США военные реакторы применяли исключительно для наработки оружейного плутония).

К военным реакторам предъявляются такие требования, как 1) большой коэффициент воспроизводства делящегося материала, 2) высокая энергонапряжённость, 3) короткое время удвоения плутония. Нарботка оружейных радионуклидов и расширенное воспроизводство топлива проводится на реакторах-конверторах и реакторах-размножителях.

Реактор-конвертер - ядерный реактор, в процессе работы которого производится новое по изотопному составу ядерное топливо по сравнению со сжигаемым.

Реактор-размножитель (бридер) – реактор на быстрых нейтронах, в котором коэффициент конверсии превышает 1 и осуществляется расширенное воспроизводство ядерного топлива.

Расширенное воспроизводство ядерного топлива - воспроизводство ядерного топлива с коэффициентом конверсии, большим 1. В этом случае, делящегося материала нарабатывается больше, чем "сгорает" в реакторе.

Воспроизводство - размножение делящегося вторичного топлива из сырьевого (воспроизводящего) материала, т.е. ядерное превращение воспроизводящего материала в делящийся. В ядерном реакторе нейтроны, образующиеся цепной реакции деления, расходуются не только на ее поддержание, но и поглощаются ураном-238 или торием-232 с образованием делящихся нуклидов (например, плутония-239 или урана-233). Вторичным делящимся топливом считают Pu-239 и U-233, материалом воспроизводства - U-238 и Th-232.

Воспроизводящий материал - материал, содержащий один или несколько воспроизводящих нуклидов.

Воспроизводящий нуклид - нуклид, способный прямо или косвенно превращаться в делящийся нуклид за счет захвата нейтронов. В природе существуют два воспроизводящих нуклида - уран-238 и торий-232.

Время удвоения - время, в течение которого количество делящегося материала, первоначально загруженного в реактор, удваивается в процессе расширенного воспроизводства).

Вторичное ядерное топливо - к вторичному ядерному топливу относят плутоний-239 и уран-233, образующиеся в ядерных реакторах соответственно из урана-238 и тория-232 при поглощении нейтронов. Вторичное ядерное топливо является перспективным источником ядерной энергии.

Выгорание ядерного топлива - снижение концентрации любого нуклида в ядерном, топливе, вследствие ядерных превращений этого нуклида при работе реактора.

Глубина выгорания - доля первоначального количества ядер данного типа, которые испытали ядерное превращение в реакторе при воздействии нейтронов (выражается в процентах).

Зона воспроизводства (Blanket) - часть ядерного реактора, содержащая воспроизводящий материал и предназначенная для получения в ней вторичного ядерного топлива.

Коэффициент воспроизводства - отношение числа ядер образовавшегося топлива к числу ядер выгоревшего делящегося топлива. Реакторы на быстрых нейтронах характеризуются расширенным воспроизводством вторичного ядерного топлива, т.е. в них накапливается ядерного топлива больше, чем расходуется.

Коэффициент конверсии - отношение числа ядер нового делящегося материала, образующегося в процессе конверсии (воспроизводства), к числу разделившихся ядер исходного делящегося материала.

Расширенное воспроизводство ядерного топлива - воспроизводство ядерного топлива с коэффициентом конверсии, большим 1. В этом случае, делящегося материала нарабатывается больше, чем "сгорает" в реакторе.

Чтобы получать плутоний в достаточном количестве, нужны сильнейшие нейтронные потоки. В принципе, любой атомный реактор является источником нейтронов, но для промышленного производства плутония используется специально разработанный для этого. Первым в мире промышленным реактором по производству плутония был реактор В в Хэнфорде (США). Заработал он 26 сентября 1944, мощность - 250 МВт, производительность - 6 кг плутония в месяц. Он содержал около 200 тонн металлического урана, 1200 тонн графита и охлаждался водой со скоростью 5 кубометров/мин.

Общую меру облученности (отработанности) топливного элемента выражают в мегаватт-днях/тонну (МВт-день/т). Плутоний оружейного качества получается из элементов, с небольшим количеством МВт-день/т, в нем образуется меньше побочных изотопов. Топливные элементы в современных водо-водяных реакторах достигают уровня в 33 000 МВт-день/т. Типичная экспозиция в оружейном бридере (с расширенным воспроизводством ядерного горючего) реакторе 1000 МВт-день/т. Плутоний в Хэнфордских реакторах с графитовым замедлителем облучается до 600 МВт-день/т, в Саванне на реакторе на тяжелой воде производится плутоний такого же качества при 1000 МВт-день/т (возможно из-за того, что часть нейтронов уходит на образование трития). Во время Манхэттенского проекта топливо из природного урана получало всего 100 МВт-день/т, таким образом, получался очень высококачественный плутоний-239 (всего 0.9-1% Pu-240, остальные изотопы еще в меньших количествах).

5.1 Графитовые тепловые реакторы

Исторически первыми промышленными реакторами – наработчиками плутония – были каналные реакторы на тепловых нейтронах с графитовым замедлителем и прямым проточным водным охлаждением (Аналогом такого реактора является реактор энергетический РБМК, чернобыльского типа). В СССР первый такой реактор А-1 («Аннушка») мощностью 100 МВт пущен 19.05.1948 в Челябинске-40 (Химический комбинат «Маяк», г.Озёрск Челябинской области). Вторым уран-графитовый реактор-наработчик плутония АВ-1 мощностью около 1000 МВт введён в строй в июле 1950. Третий подобный реактор АВ-2 мощностью 300 МВт пущен в марте 1951. Позднее его мощность была увеличена до 1400 МВт. В декабре 1951 запущен исследовательский уран-графитовый реактор АИ, предназначенный для испытаний тепловыделяющих элементов, а в октябре 1952 запущен четвертый уран-графитовый реактор-наработчик плутония АВ-3 мощностью 1000 МВт. Всего на комбинате «Маяк» в разные годы были введены в эксплуатацию 10 реакторов разной модификации, 8 из которых остановлены до 1991 года. (Реактор АИ остановлен в мае 1987, А-1 – в июне 1987, АВ-1 – в августе 1989, АВ-2 – в июле 1990, АВ-3 – в ноябре 1990).

Вторым предприятием, на котором были построены реакторы-наработчики оружейного плутония был Сибирский химический комбинат (СХК, г.Северск, Челябинской области). Промышленные урано-графитовые реакторы, предназначенные для наработки плутония, выработки электроэнергии и теплоснабжения Северска и Томска. Реакторы были запущены, соответственно, в 1955, 1958, 1961, 1964, 1965. Три из них заглушены, соответственно, в 1990, 1991, 1992 гг. Два реактора АДЭ-4, 5 продолжают функционировать в настоящее время. Сроки эксплуатации АДЭ-4 и АДЭ-5 продлены до 2020, с переводом их на малообогащенный уран и снижением мощности на 20%. Пониженная мощность ведет к меньшему выделению тепла и снижает вероятность деформации графитовых стержней.

Третьим заводом, на котором построены реакторы по наработке плутония, был Красноярский горно-химический комбинат (Железногорск, Красноярск-26). Первый уран-графитовый реактор введен в эксплуатацию в 1958 (эксплуатировался 33 года), второй - в 1961 (эксплуатировался 35 лет). Эти реакторы работали в проточном режиме, со сбросом охлаждающей воды в реку Енисей. Проточные реакторы выведены из эксплуатации. Третий реактор, АДЭ-2 с замкнутым контуром, пущен в эксплуатацию в 1964. Тепло с этого атомного реактора используется для выработки электрической энергии и нагрева сетевой воды, которая с 1966 подается для горячего водоснабжения и отопления жилого массива, школ, больниц, промышленных предприятий Железногорска. Реактор работает до сих пор, хотя его мощность снижена на 20%

В год реакторы АДЭ-2, АДЭ-4 и АДЭ-5 вместе нарабатывают 1500 кг плутония.

5.2 Легководные реакторы

Существуют и промышленные реакторы – наработчики плутония, функционирующие на обычной воде (правда глубоко очищенной от примесей). Примером может служить реактор «Руслан», пущенный на «Маяке» в 1985.. По конструкции это реактор бассейнового типа, в котором теплоносителем и замедлителем одновременно является обычная (легкая) вода высокой степени очистки (бидистиллят). Отвод тепла осуществляется по двухконтурной схеме. Реактор используется для наработки плутония и радиоактивных изотопов. Работает в режиме кампаний. По окончании каждой кампании производится перегрузка топлива, а в течение кампании делается несколько остановок (8-10) для перегрузки поглотителей и выполнения ремонтных работ. До настоящего времени реактор работает стабильно.

5.3 Тяжёловодные реакторы

Наработка плутония первоначально проводилась на уран-графитовых реакторах, но впоследствии к ним подключились мощные реакторы на тяжелой воде. Два таких реактора, предназначенные для одновременной наработки плутония и трития, были пущены на «Маяке». Реактор ОК-180 представлял собой первый в стране промышленный тяжеловодный реактор,

предназначенный для получения плутония и ряда изотопов. Строительство реактора было начато 6 июня 1949 и закончено 23.09.1951. 3.03.1966 он был остановлен. Реактор ОК-190 представлял собой естественное продолжение и развитие реактора ОК-180. Строительство реактора ОК-190 было начато 6.10.1953 г. и закончено 29.10.1955. Физический пуск реактора был осуществлен 27.12.1955 8.10.1965 реактор ОК-190 был остановлен. Третий реактор ОК-190М пущен в апреле 1966. Уникальные параметры этого реактора позволяли кроме плутония получать различные радиоактивные изотопы, используемые в народном хозяйстве и идущие на экспорт. 16.04.86. реактор ОК-190М был заглушен и выведен из эксплуатации.

Реактор «Людмила» был очередным тяжеловодным реактором с двухконтурной схемой охлаждения. Пущен 31 декабря 1967. Подбором оптимальной величины "ph" удалось снизить температуру оболочки блоков, что позволило превысить проектный уровень мощности более чем на 15% без превышения регламентированных параметров. В отличие от своих предшественников, реактор имеет стальной корпус, который работает без замечаний. Работает до сих пор.

В настоящее время (2003) в соответствии с межправительственным соглашением, Россия-США, закрыты все российские и американские реакторы по наработке оружейного плутония. Работают лишь три последних уран-графитовых реактора АДЭ-4, АДЭ-5 (г. Северск, Томская обл., пущены в 1964 и 1965) и АДЭ-2 (г. Железногорск, Красноярский край, АДЭ-2, пущен в эксплуатацию в 1964). Причина уважительная: помимо плутония, они вырабатывают еще и тепло- и электроэнергию для населения больших городов (В Железногорске, к примеру, проживает 150 тысяч человек). Реактор АДЭ-2 вырабатывает 1 млрд киловатт-часов электроэнергии и 1 млн гигакалорий. Для остановки этих реакторов необходимо введение замещающих мощностей (например, строительства двух ТЭЦ, работающих на угле). Для обеспечения безопасной эксплуатации этих реакторов разработана программа их модернизации, которая, впрочем, не ведет к продлению срока службы реактора. Оружейные реакторы АДЭ будут работать до 2010 года. И столько же лет будет продолжаться вынужденная наработка оружейного плутония.

6. ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

Под исследовательским реактором подразумевается ядерный реактор, предназначенный для получения и использования нейтронов и ионизирующего излучения в исследовательских и других целях, для чего на нем могут применяться экспериментальные устройства.

Исследовательские и испытательные реакторы всегда являлись важным элементом советской ядерной программы. Ранние типы этих реакторов (графитовый реактор Ф-1 в Курчатовском институте и тяжеловодный реактор ТВР в Институте теоретической и экспериментальной физики в Москве) служили прототипами первых советских реакторов для получения плутония и трития. Они были также важным средством для накопления ядерной информации, такой как данные о сечениях, данные о нейтронных спектрах, параметры реакторов, свойства перспективных реакторных материалов. Советские ученые энергично преследовали цель создания мощных исследовательских реакторов, способных на прямое тестирование топливных элементов и других реакторных материалов для использования их в новых реакторных системах, включая генераторы для производства энергии и силовые установки для морских судов и космических кораблей.

Однако стало очевидным, что ученые нуждаются в простых системах, спроектированных специально для проведения основных физических экспериментов и обучения персонала. Корпусный реактор, который использует легкую воду в качестве замедлителя, отражатель, охладитель и верхний защитный экран, стал системой, которой было отдано предпочтение именно для такого применения, и обычно их строили в научно-исследовательских центрах как в СССР, так и в других странах. В таких реакторах активная зона с топливом размещена в нижней части бассейна (обычно это алюминиевый бак) под слоем воды глубиной в несколько метров. Охлаждающая вода проходит через корпус реактора, чтобы удалить тепло. Реакторы оснащены

нейтронно-лучевыми трубками, которые достигают активной зоны, а также специальными каналами и контурами для облучения.

Первый реактор такого типа ВВР-2, был построен в Курчатовском институте в 1952-1953 годах. Он производил 300 киловатт энергии и был полезен для общих исследований в области физики нейтронов и исследований различных материалов и конфигураций защитных экранов. На основе опыта, достигнутого с помощью реактора ВВР-2, советские ученые разработали и построили реактор ВВР-С мощностью 2 мегаватта, который был впоследствии сооружен в научно-исследовательских центрах в Советском Союзе и в нескольких государствах Восточной Европы. Этот реактор был предназначен для широкого диапазона работ в области ядерной физики, радиохимии и биологии. Он служил также для мелкомасштабного производства изотопов. Мощность некоторых реакторов ВВР-С была позднее увеличена путем перевода их на топливо с более высоким уровнем обогащения ураном. Другие типы ВВР-реакторов более высокой мощности были спроектированы в конце 50-х годов и начале 60-х годов. Реактор ВВР-М мощностью 10 мегаватт предназначался для производства изотопов высокой активности, проведения экспериментов в области физики нейтронов и исследований процессов облучения материалов. Реакторы ВВР-М были построены в Санкт-Петербурге (1959 года) и Киеве (1960 года). Реактор ВВР-Т мощностью 10-20 мегаватт (который был построен в Алматы и в других местах) был спроектирован для исследований в радиационной химии и в других областях. Реактор типа ИРТ, который был впервые построен в 1957 году, - это другое основное направление создания исследовательских реакторов в Советском Союзе. Первоначально реакторы типа ИРТ были спроектированы на уровень мощности 1 мегаватт, затем их модифицировали, повысив мощность до 2-5 мегаватт и более. ИРТ-реакторы очень просты по конструкции, имеют низкую стоимость и ими легко управлять. Благодаря этим качествам, они стали широко использоваться для общих исследований на реакторах и для обучения персонала.

В российских (советских) реакторах использовалось топливо трех различных поколений. Степень обогащения повышалась, чтобы достигнуть большей мощности и больших потоков нейтронов. Например, реактор ИРТ-М в Институте физики в Тбилиси (Грузия), созданный в 1959, был первоначально загружен 10%-ным урановым топливом. Когда мощность реактора возросла с 2 до 8 мегаватт, был осуществлен переход на более современное 90%-ное урановое топливо. Плотность топлива также увеличивалась, а геометрия топливных элементов исследовательских реакторов развивалась в направлении увеличения площади поверхности. В большинстве реакторов первоначально использовались топливные стержни. В настоящее время большая часть топливных сборок состоит из топливных элементов в форме трубок и стержней. Существует более 10 видов топлива для исследовательских реакторов (они отличаются по составу, числу элементов и вариантам сборки). Различного вида топливо было произведено для реакторов МР, ИРТ, ВВР-М, ВВР-К, ИВВ-2М, ИР-8, БР-10, ИБР-30, ИР-НИИАР. Различные топливные элементы и сборки отличаются своей геометрией и степенью загрузки ураном. Топливные композиции также существенно отличаются друг от друга. Большинство реакторов используют топливо UO_2+Al . Более мощные реакторы (СМ-3, РБТ, ПИК) используют или спроектированы для использования топлива UO_2+Si . Используется также топливо на основе урановых сплавов. Плотности топлива достаточно низкие (1-1,5 г U/cm^3). (В 1980-1985 было разработано топливо более высокой плотности, 2,5 г U/cm^3 , оно было загружено в ташкентский реактор ВВР-СМ, чешский реактор ЛВР-15, южно-корейский реактор ИРТ-ДПРК и др.). Российские институты, включая ФЭИ, ВНИИНМ, Новосибирский завод по производству топлива и НИИАР, проводят исследования топлива более высокой плотности (3-5 и до 5 г U/cm^3) на основе сплава урана с молибденом.

Критический стенд - это сборка ядерного реактора, геометрические и физические свойства которой позволяют осуществлять управляемую цепную реакцию деления ядер в заданных условиях. Критическая сборка отличается незначительной мощностью (обычно максимум несколько киловатт), не требующей специально организованного теплоотвода. Критсборка не должна содержать продуктов деления в количествах, опасных для персонала и населения.

Подкритический стенд - это устройство для проведения экспериментальных исследований, содержащее размножающую нейтроны среду, состав и геометрия которой обеспечивает затухание цепной реакции в отсутствии посторонних источников нейтронов. В подкритической сборке не должна осуществляться самоподдерживающаяся цепная реакция деления.

В России большинство исследовательских реакторов, критических и подкритических стендов было построено и эксплуатируются с конца 50-х - начала 60-х годов и отличаются как разнообразием типов, так и значительным интервалом мощности (от нескольких ватт до 100 МВт).

Исследовательские реакторы мощностью до 100 МВт предназначены главным образом для испытаний материалов и оборудования для атомной энергетики; исследовательские реакторы мощностью до 20 МВт., предназначены для учебных целей, фундаментальных физических исследований и производства радиоактивных изотопов; исследовательские реакторы мощностью до 1 МВт., критические и подкритические стенды практически нулевой мощности, не требующие систем принудительного обычно работают в импульсном режиме.

В Табл. 7 дается перечень ИЯР России, их принадлежность к научно-техническим центрам, основные параметры, показатели по радиационной безопасности и накопленным радиоактивным отходам.



Рис.22 Ядерный исследовательский реактор ИРТ-Т МИФИ

Табл. 7. Исследовательские реакторы мощностью до 20 МВт, предназначенные для физических исследований, учебных целей и производства радиоактивных изотопов.

Наименование	Предприятие	Место расположения	Год ввода	Мощность МВт	Примечание
1. ВК-50	НИИАР	Димитровград	1965	220	
2. БОР-60	НИИАР	Димитровград	1968	60	
3. МИР	НИИАР	Димитровград	1966	100	Реконстр. в 1975, работает на 50%
4. СМ-3	НИИАР	Димитровград	1961	100	Реконстр. в 1993
5. БР-10	ФЭИ	Обнинск	1959	8	Реконстр. в 1982
6. АМ-1	ФЭИ	Обнинск	1954	10	Реконстр. в 1987
7. ИВВ-2	НИКИЭТ	Заречный	1966	15	Реконстр. в 1976
8. МР	ИАЭ	Москва	1963	40	Останов в 1992
9. 27/ВМ	ФЭИ	Обнинск	1956	70	Снимается с эксплуатации
10. 27/ВТ	ФЭИ	Обнинск	1959	70	Снимается с эксплуатации
11. Арбус-АСТ1	НИИАР	Димитровград	1963	12	Снимается с эксплуатации

12. РБТ-10-1	НИИАР	Димитровград	1982	10	Реконстр. в 1988
13. РБТ-10-2	НИИАР	Димитровград	1984	10	
14. РБТ-6	НИИАР	Димитровград	1975	6	
15. ИР-8	ИАЭ	Москва	1957	8	Реконстр. в 1981
16. ТВР	ИТЭФ	Москва	1949	2,5	Остановлен
17. ВВР-3	ИАЭ	Москва	1954	2	Снимается с эксплуатации
18. ТИБР-1М	НИИП	Лыткарино	1976	8 кВт	Импульс-й мощность в имп
19. БАРС-2	НИИП	Лыткарино	1971	2 кВт	1.7*10 ⁴ кВт
20. БАРС-3	НИИП	Лыткарино	1992	2кВт	Импульс-й в имп 7*10 ⁴ кВт
21. БАРС-4	НИИП	Лыткарино	1984	2 кВт	Импульс-й в имп 2,3*10 ⁴ кВт
22. ИРВ-1-М1	НИИП	Лыткарино	1975	0,2	Импульс-й в имп 1.4*10 ⁵
23. ИНН-3М	НИИП	Лыткарино	1972	Имп.	реконстр.
24. ИР-50	НИКИЭТ	Москва	1961	0,05	Реконструкция
25. Ф-1	ИАЭ	Москва	1946	0,024	Снят с эксплуатации
26. Аргус	ИАЭ	Москва	1981	0,05	
27. Гидра	ИАЭ	Москва	1972	Имп	
28. Гамма	ИАЭ	Москва	1982	0,125	
29. ОР	ИАЭ	Москва	1954	0,3	
30. Ромашка	ИАЭ	Москва	1964	0,04	
31. У-3	НИИ Крылова	С.-Петербург	1964	0,05	Реконстр. 1985 Снят с эксплуатации Остановлен

В качестве примера, упомянем исследовательские реакторы, работающие в НИИ Атомных реакторов («НИАР»).

Реактор СМ представляет собой корпусной водо-водяной реактор с максимальной плотностью потока тепловых нейтронов $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ и предназначен для ускоренного облучения образцов материалов, используемых в конструкциях активных зон ядерных энергетических установок (ЯЭУ), испытания экспериментальных твэлов и ТВС в номинальных и аварийных условиях, накопления трансурановых элементов и радионуклидов с высокой удельной активностью. Реактор МИР по совокупности своих экспериментальных возможностей - один из наиболее крупных исследовательских реакторов в мире, который используется для петлевых испытаний топливных сборок и других компонентов активных зон энергетических реакторов в обоснование проектных решений и безопасности. На реакторе имеются семь петлевых установок с одиннадцатью петлевыми испытательными каналами. Для облучения конструкционных материалов и получения изотопной продукции имеются различные облучательные устройства.

В НИАРе эксплуатируются три исследовательских реактора бассейнового типа (РБТ), которые используются для исследований, не требующих большого темпа набора нейтронного флюенса, но с возможностью проведения долговременных экспериментов при высокой стабильности параметров. Первый из реакторов этой серии, РБТ-6, используется в основном в качестве источника излучений для специализированного стенда КОРПУС, который позволяет размещать у одной из боковых граней активной зоны ампулы с образцами корпусных и других материалов ЯЭУ и облучать их, имитируя условия в реальных энергетических установках по температуре, плотности потока и спектру нейтронов, либо проводить ускоренные испытания материалов. Реакторы РБТ-10/1 и РБТ-10/2 используются для проведения экспериментов в области реакторного материаловедения и для наработки радиоактивных изотопов.

Реактор БОР-60 – опытный реактор на быстрых нейтронах, смонтированный в Институте атомных реакторов (г. Димитровград, 1969). Реактор является уникальной многоцелевой установкой, предназначенной для решения проблем реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и ядерных энергетических установок других типов, в том числе с термоядерными реакторами, а также для проведения исследований, необходимых в различных областях науки и техники. Бор-60 используется для испытания твэлов на основе различных топливных композиций,

включающих плутоний, облучения конструкционных материалов ядерных реакторов и материалов термоядерных реакторов в жестком спектре нейтронов в диапазоне температур 300-1000°C, а также для проведения исследований по проблемам безопасности и в обоснование проектов реакторов на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением.

Табл.8 Основные технические характеристики реактора БОР-60

Тепловая мощность	60 МВт
Электрическая мощность	10 МВт
Макс. плотность нейтронного потока	$3,7 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$
Макс. плотность теплового потока	1100 кВт/л
Средняя энергия нейтронов	0,45 Мэв
Топливо	UO ₂ - PuO ₂
Обогащение по ²³⁵ U	45 - 90 %
Теплоноситель	натрий
Температура теплоносителя на выходе из реактора	до 530 °С

В настоящее время в Петербургском институте ядерной физики им. Б.П.Константинова заканчивается строительство исследовательского реактора ПИК. Высокопоточный пучковый исследовательский реактор ПИК мощностью 100 МВт с потоком тепловых нейтронов в тяжеловодном отражателе $10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ предназначен для проведения исследований в различных областях фундаментальной науки, а также для решения широкого круга прикладных проблем.

Нейтронное излучение является универсальным инструментом научных исследований в физике, химии, биологии, геологии, материаловедении, медицине, технологии производства полупроводниковых материалов, промышленности и т.д. Расширяются как сферы применения - от изучения фундаментальных свойств самого нейтрона и его взаимодействия с ядрами и веществом, до нейтронной терапии, так и характер работ - от чисто научных исследований до современных методов технологического контроля.

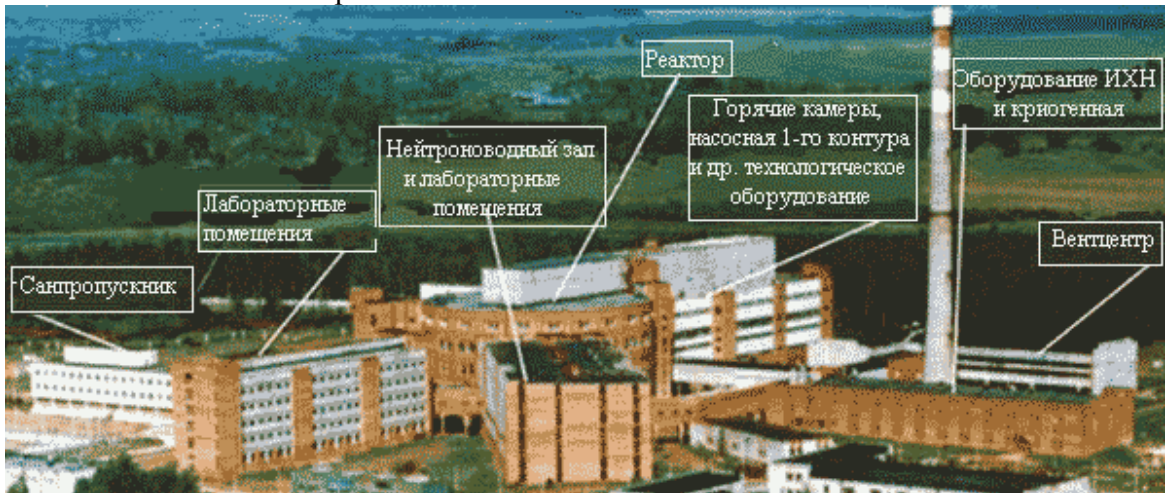


Рис.23 Комплекс реактора ПИК

Экспериментальные возможности реактора ПИК определяются не только высокой интенсивностью нейтронных пучков, которая приблизительно на порядок выше, чем на ныне действующих реакторах средней мощности, но также наличием источников горячих, холодных и ультрахолодных нейтронов. ПИК предоставит уникальные возможности как для углубления исследований, проводимых сейчас в стране с использованием нейтронов, так и для проведения

новых исследований, недоступных в настоящее время на отечественных исследовательских реакторах.

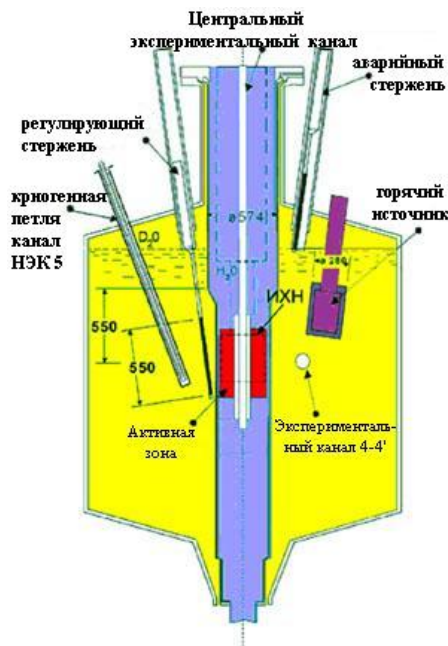


Рис.24 Вертикальный разрез реактора ПИК (на рисунке дейтериевый источник холодных нейтронов находится в баке отражателя за активной зоной, изображен штриховой линией).

Активная зона реактора объемом около 50 л помещена в тяжеловодный отражатель и представляет собой компактный интенсивный источник нейтронов деления мощностью 100 МВт. Тяжеловодный отражатель обеспечивает наилучшее отношение потока тепловых нейтронов к мощности при малом фоне γ -квантов. Поток тепловых нейтронов в тяжеловодном отражателе превышает 10^{15} н/см²·с, а в легководной ловушке (центральный экспериментальный канал) составляет $4,5 \cdot 10^{15}$ н/см²·с. Сменный корпус позволяет варьировать параметры активной зоны в широких пределах.

Лучший в мире высокопоточный исследовательский реактор Международного института Лауэ-Ланжевена (ИЛЛ) вот уже три десятилетия успешно эксплуатируется. Реактор ПИК по своим параметрам не уступает этому реактору, а по некоторым характеристикам (максимальный поток нейтронов, число позиций на пучках и др.) превосходит его. Параметры нейтронных пучков и экспериментальные возможности реактора ПИК являются уникальными, и в ближайшие 10-15 лет нигде в мире подобные реакторы созданы не будут.

Табл.9 Параметры реактора ПИК

Мощность	100 МВт
Максимальная удельная мощность	6 МВт/л
Объем активной зоны	51 л
Диаметр активной зоны	390 мм
Высота активной зоны	500 мм
Твэлы типа ПИК:	
- обогащение - 90%	
- топливо UO ₂ в медно-бериллиевой матрице	
- плотность урана в матрице - 1,5 г/см ³	
- плакировка - нержавеющая сталь толщиной 0,16 мм	
- концентрация топлива по урану 235 - 600 г/л	
Отражатель - D₂O:	
- диаметр - 2,5 м	
- высота - 2 м	
Контур охлаждения:	
- теплоноситель - H ₂ O	
- давление - 50 ат	
- расход - 2400 м ³ /час	
- температура вход/выход - 50/70°C	

Реактор оборудован горизонтальными, наклонными и вертикальными экспериментальными каналами. В баке отражателя берут свое начало один радиальный, три сквозных, один V-образный и три касательных горизонтальных экспериментальных канала.

ПРИЛОЖЕНИЕ. Некоторые термины, принятые в реакторостроении

Приведем разъяснение некоторых терминов, используемых в данной лекции:

Барaban-сепаратор - специальный сосуд для отделения пара от капелек воды, уносимых при бурном кипении вместе с потоком пара из активной зоны реактора (на атомной станции с реактором РБМК).

Бассейн-хранилище - установка, размещаемая на реакторной площадке атомной станции для временного хранения отработавшего ядерного топлива под слоем воды с целью снижения радиоактивности и остаточного тепловыделения.

ГТУ - газотурбинная установка.

ГЦН - главный циркуляционный насос.

Деаэратор - устройство, предназначенное для удаления растворенных в воде кислорода и агрессивных газов (CO_2 , HNO_3 и др.), способствующих интенсивной коррозии стенок парогенераторов, трубопроводов, теплообменников и прочего оборудования АЭС.

Защитная оболочка реактора - техническое средство, предусмотренное для предотвращения выхода недопустимых количеств радиоактивных веществ из ядерного реактора в окружающую среду даже при аварии.

Конденсатор - служит для конденсации отработанного пара турбины при заданном вакууме. Поддерживает минимальную температуру термодинамического цикла преобразования энергии. Процесс конденсации осуществляется в поверхностном теплообменнике, охлаждаемом технической водой.

САОЗ - система аварийного охлаждения активной зоны реактора. Обеспечивает отвод теплоты из активной зоны реактора в случае аварии с потерей теплоносителя из циркуляционного контура. Для реактора РБМК пользуются термином САОР.

СВО - специальная водоочистка. Поддерживает нормируемые значения основных показателей водного режима реакторной установки.

Сепаратор - устройство осушения пара, необходимое для обеспечения высокого качества пара в парогенераторах с организованной или неорганизованной циркуляцией, которое ограничивает вынос капелек влаги в пар и понижает содержание примесей в уносимой влаге.

Система аварийного охлаждения реактора - система, обеспечивающая отвод остаточного тепловыделения из активной зоны после выхода из строя штатной системы охлаждения (например, при аварии с потерей теплоносителя).

Система аварийного расхолаживания - предназначена для снижения интенсивности тепловыделения реактора до уровня при котором не произойдет недопустимого перегрева наиболее ответственных внутриреакторных элементов конструкций в случае, если отвод тепла от АЗ невозможен посредством устройств нормальной эксплуатации ЯЭУ. Система аварийного расхолаживания должна удовлетворять следующим требованиям: обеспечивать отвод остаточного тепловыделения в активной зоне реактора; в необходимых случаях частично или полностью компенсировать утечку теплоносителя из первого контура в начальный момент аварии (если теплоносителем является вода); для повышения надежности иметь двух- или более кратное резервирование; иметь автономные источники энергии для привода собственных циркуляционных устройств.

Системы безопасности - системы, предназначенные для выполнения действий по предотвращению аварий или ограничению их последствий.

Система компенсации объема - необходима только для реакторов, охлаждаемых водой под давлением (ВВЭР), и предназначена для компенсации температурных изменений объема воды, заполняющей контур, а также для создания давления при пуске реактора, поддержания давления в эксплуатации и ограничения давления в аварийных режимах.

Система контроля герметичности оболочек твэлов (КГО) - осуществляется по активности пароводяной смеси в ПВК у входа их в барабаны-сепараторы. Контроль ведется непрерывно в процессе эксплуатации реактора РБМК и в периоды перегрузки в реакторах ВВЭР.

Система контроля целостности технологических каналов (КЦТК) - осуществляет контроль влажности и температуры в области между кладкой и технологическими каналами (ТК) реактора РБМК. При обнаружении аварии реактор останавливают и заменяют аварийный канал.

Система перегрузки топлива - предназначена для извлечения из активной зоны ТВС с выгоревшим топливом, выгоревших органов СУЗ, некоторых внутрикорпусных элементов и установки на их место новых. Перегрузка топлива в принципе возможна как на работающем на мощности реакторе, так и на остановленном и расхоложенном реакторе. В современных корпусных энергетических реакторах, работающих при достаточно высоких параметрах теплоносителя, перегрузку осуществляют, как правило, после остановки реактора, полного или частичного его расхоложивания и сброса давления теплоносителя, если это необходимо. Конструкция канальных реакторов позволяет проводить перегрузку отдельного рабочего канала на работающем на номинальной мощности реакторе. Системы перегрузки топлива энергетических реакторов могут быть классифицированы следующим образом: с механизмами перегрузки, перемещающимися по центральному залу и осуществляющими перегрузку при снятой крышке реактора (водоохлаждаемые корпусные реакторы); с разгрузочно-загрузочными машинами (РЗМ), перемещающимися по центральному залу и обеспечивающими герметичное подключение к внутриреакторному объему и автономное охлаждение выгружаемой ТВС (РБМК, БОР-60); с манипулированием ТВС под крышкой реактора с последующей (обычно после достаточного расхоложивания) выгрузкой их из корпуса (БН-350, БН-600, "Суперфеникс", газоохлаждаемые реакторы на быстрых нейтронах в корпусах из предварительно напряженного железобетона); системы непрерывной перегрузки (ВТГР с шаровыми твэлами, реакторы с жидким или газофазным топливом).

- **СУЗ** - система управления защитой. В основном состоит из нейтропоглощающих стержней

И.Н.Бекман

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 14. ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

Содержание

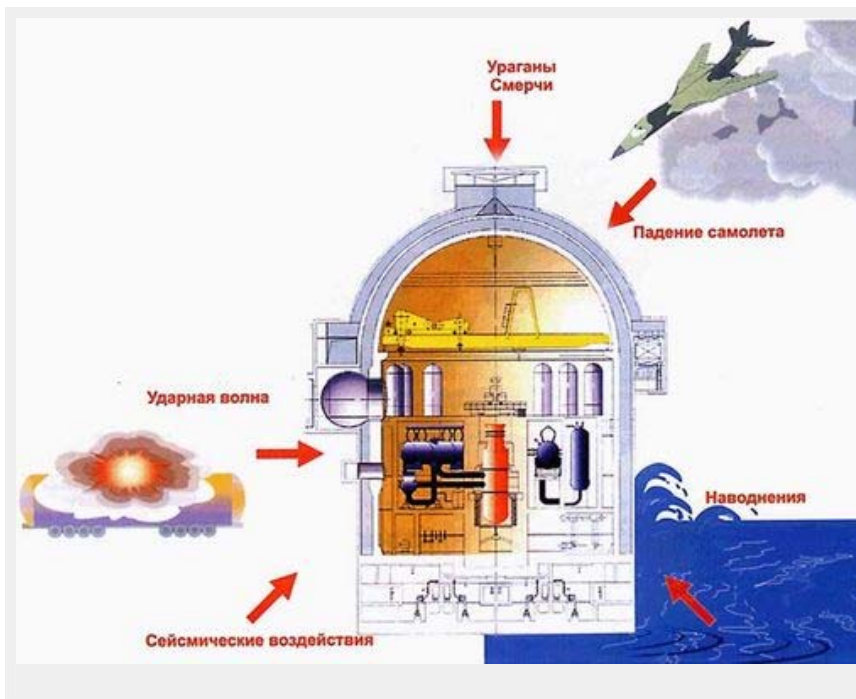
1. МОДЕРНИЗИРОВАННЫЕ РЕАКТОРЫ	1
2. РЕАКТОРЫ ТРЕТЬЕГО ПОКОЛЕНИЯ	3
2.1 ВВЭР-1500	3
2.2 Многопетлевой кипящий энергетический реактор МКЭР-800	3
2.3 Тяжеловодные каналльно-корпусные реакторы ТР-1000 и МТР-500 повышенной безопасности	4
3. ПРОЕКТИРУЕМЫЕ РЕАКТОРЫ	4
3.1 Докритический реактор (Бустер)	5
3.2 Неводные теплоносители	6
3.3 Усовершенствованный реактор на быстрых нейтронах, БРЕСТ	7
3.4 Безопасный быстрый реактор РБЕЦ	10
3.5 «Вечный» реактор	14
3.6 Простой и безопасный реактор США	14
4. РЕАКТОРЫ С ВНУТРЕННЕЙ (ФИЗИЧЕСКОЙ) БЕЗОПАСНОСТЬЮ	15
4.1 Дисковый реактор	15
4.2 Реактор на быстрых нейтронах с внутренней безопасностью.	15
4.3 Реактор, устойчивый к нарушению теплосъема	18
4.4 Тепловой реактор с внутренней безопасностью	19
4.5 Комбинированный реактор	20
4.6 Гибридный реактор	21
4.6.1 Быстрый реактор и ускоритель	21
4.6.2 Тепловой реактор и термояд	23
4.7 Погружающийся реактор	24
4.8 Гелиевый реактор	24
5. РЕАКТОРЫ СРЕДНЕЙ МОЩНОСТИ	28
5.1 Корпусной реактор ПРБЭР-600 с интегральной компоновкой	28
5.2 ВВЭР-640 (В-407)	29
6. МАЛЫЕ РЕАКТОРЫ	29
6.1 Капсулированный реактор	29
6.2 СВБР-75	30
6.3 АРГУС	30
6.4 Мастер	31
6.5 Rapid	31

Вопрос безопасности один из актуальнейших вопросов в ядерной энергетике. Поэтому строящиеся сейчас реакторы 3-го поколения, и тем более – проектируемые реакторы 4-го поколения становятся всё более безопасными в эксплуатации, более надёжными, более ресурсосберегающими, более экологически чистыми и более экономичными. В данной лекции мы рассмотрим пути развития атомного реакторостроения.

1. МОДЕРНИЗИРОВАННЫЕ РЕАКТОРЫ

При той же мощности, реакторы нового поколения для Российских АЭС отличаются повышенной безопасностью. Первой АЭС с модернизированным реактором ВВЭР-1000 будет атомная станция нового поколения АЭС-92 на базе реактора ВВЭР-1000, которая в настоящее время строится на площадке 2-й очереди Нововоронежской атомной станции. АЭС III поколения обладает более совершенной технологией по обеспечению безопасности применительно к ныне функционирующим реакторам легководного типа. При разработке проекта атомной

электростанции проектировщики ориентировались на максимальное снижение роли человеческого фактора. Как показали аварии на АЭС "Три-майл-айленд" и в Чернобыле, для существенного повышения безопасности эксплуатации ядерного реактора необходимо учитывать принципы взаимодействия "человек-машина" (оператор-реактор) и заложить в саму конструкцию станции противодействие возможным ошибкам операторов. Именно на это направлены технические новинки, примененные в усовершенствованном проекте АЭС-92. В проект включены пассивные системы безопасности. Под этим термином понимаются системы, работающие практически без подвода энергии извне и не требующие вмешательства оператора. Реализована концепция двойного назначения активных систем безопасности, значительно уменьшающая вероятность необнаруженных отказов. Для предотвращения неуправляемой цепной реакции в реакторе используются специальные регулирующие стержни из нейтронопоглощающих материалов. Ввод их в активную зону приводит к немедленному гашению ядерной реакции.



В реакторе ВВЭР-1000 проекта АЭС-92 для повышения надежности аварийной защиты количество регулирующих стержней увеличено.

Рис.1 Устойчивость АЭС-92 к внешним воздействиям

Аварийная защита настолько эффективна, что в случае аварии полностью глушит реактор и, в отличие от предыдущего поколения реакторов, поддерживает его в заглушенном состоянии без применения растворов борной кислоты. Тем не менее, в проекте АЭС-92 предусмотрена дополнительная пассивная аварийная система защиты

(быстрый ввод борного раствора), которая способна заменить систему аварийной защиты реактора с использованием поглощающих стержней.

Основные функции безопасности выполняются независимо друг от друга двумя различными по принципу работы системами. Наличие двойной защитной оболочки (контейнмента) предотвращает аварийный выход наружу радиоактивных продуктов и обеспечивает защиту реактора от таких внешних воздействий, как взрывная волна или падение самолета. Все это в совокупности с увеличением надежности систем, снижением вероятности отказа и уменьшением роли человеческого фактора повышает уровень безопасности АЭС.

Развитием идей АЭС-92 явилось создание реакторной установки ВВЭР-1000 (В-392). Тепловая мощность 3000 МВт. Главное отличие этого проекта от других проектов ВВЭР большой мощности - применение усовершенствованного оборудования и внедрение дополнительных пассивных систем безопасности в сочетании с активными и традиционными пассивными системами, что повышает надежность оборудования реакторной установки и позволяет более эффективно предотвращать и смягчать последствия проектных и запроектных аварий. В проекте применен эволюционный подход к проектированию, т.е. в основном

применяются отработанные технологии, узлы, системы и опыт проектирования, изготовления и эксплуатации предыдущего поколения АЭС с ВВЭР. В-392 рассчитана на сейсмическое воздействие при проектном землетрясении в 7 баллов по шкале MSK 64 и при максимальном расчетном землетрясении в 8 баллов по шкале MSK 64.

В проекте В-392 применены: усовершенствованный реактор ВВЭР-1000, включая применение усовершенствованной, более экономичной и надежной активной зоны, исключаяющей положительные эффекты реактивности из-за обратных связей по параметрам; усовершенствованный парогенератор; главный циркуляционный насос с усовершенствованной конструкцией уплотнений; система пассивного отвода тепла; дополнительная система залива активной зоны реактора; пассивная система быстрого ввода бора; АСУ, включая комплекс систем диагностики; концепция «течь перед разрушением».

2. РЕАКТОРЫ ТРЕТЬЕГО ПОКОЛЕНИЯ

2.1 ВВЭР-1500

Реакторы РБМК-1000 были успешно модернизированы в реакторы РБМК-1500 (1500 МВт электрической мощности), которые были установлены и успешно эксплуатируются на Игналинской АЭС (Литва). В последние годы был разработан проект увеличения мощности реактора ВВЭР-1000, путем превращения его в реактор ВВЭР-1500. Этот реактор предназначен для энергоблоков АЭС нового поколения.

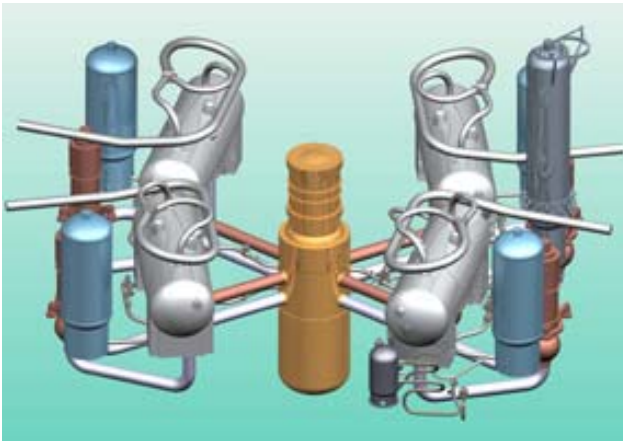


Рис.2 Схема АЭС на базе реактора ВВЭР-1500

Основные технические решения: увеличенный размер корпуса реактора; сниженная энергонапряженность активной зоны по сравнению с ВВЭР-1000; увеличенная высота обогреваемой части активной зоны; ПГ

горизонтального типа ПГВ-1000М; пассивные системы безопасности рассчитаны на работу в течение не менее 24 часов; технические средства управления тяжелыми авариями; назначенный срок службы основного оборудования 50 лет, корпуса реактора - 60 лет. Тепловая мощность 4250 МВт, Длительность кампании 6 лет, Обогащение топлива подпитки 4,4%.

Вновь создаваемые АЭС с энергоблоками ВВЭР-1500 предусматривается разместить на площадках Смоленской АЭС-2 и Ленинградской АЭС-2. Создание отечественных АЭС с энергоблоками ВВЭР-1500 позволит увеличить производство электроэнергии в России, причем с существенным ростом доли АЭС в балансе электроэнергетики страны. Характеристики АЭС с энергоблоками ВВЭР-1500 позволят обеспечить преимущество АЭС перед альтернативными энергоисточниками на органическом топливе в регионах перспективного роста энергопотребления и достичь экономических показателей, соответствующих лучшим зарубежным АЭС. Создание мощных АЭС с энергоблоками ВВЭР-1500 (а опыт ведущих мировых фирм указывает на экономическую целесообразность развития атомной энергетики на основе энергоблоков мощностью более 1300 МВт) повысит конкурентоспособность отечественных АЭС.

2.2 Многопетлевой кипящий энергетический реактор МКЭР-800

Развитием канальных реакторов является многопетлевой кипящий энергетический реактор электрической мощностью 800 МВт (МКЭР-800). Его конструкционные особенности:

- предусмотрена глубоко эшелонированная защита, основанная на применении нескольких барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в

окружающую среду. Система барьеров включает топливную матрицу; оболочки ТВЭЛов; границу контура циркуляции, охлаждающего активную зону; герметичный кожух, ограничивающий реакторное пространство; герметичное охлаждение локализирующей системы безопасности;

- многопетлевая (16 петель) модульная конструкция реактора допускает без превышения максимального проектного предела повреждения ТВЭЛов разрыв любого конструктивного элемента циркуляционного контура, включая наиболее крупный сосуд этого контура - корпус сепаратора пара;

- охлаждение активной зоны осуществляется за счет естественной циркуляции теплоносителя, интенсифицируемой работой водоструйных насосов (инжекторов), что повышает безопасность реактора в нормальных и аварийных режимах, связанных с отказом главных циркуляционных насосов и обслуживающих систем. Наряду с этим облегчается эксплуатация реактора, так как упрощаются оборудование и схемы и сокращается количество технологических систем;

- для обеспечения надежного охлаждения активной зоны при авариях с разрывами в системах трубопроводной обвязки оборудования и при длительном полном обесточивании реактор снабжен системой расхолаживания, основанной на пассивном принципе работы и способной расхолаживать реактор без подвода энергии больше 72 ч;

- в системе контроля, управления и защиты реактора предусмотрены две независимые системы аварийной защиты, каждая из которых переводит реактор из любого рабочего состояния в подкритическое. Одна из этих систем - стержневая, другая - жидкостная. По сигналу аварийной защиты стержни движутся сверху вниз, а в каналы жидкостной системы снизу вверх подается поглощающий нейтроны концентрированный раствор соли гадолиния;

- АСУТП обеспечивает контроль параметров, характеризующих работу энергоблока в нормальных эксплуатационных и аварийных режимах, а также управление системами нормальной эксплуатации и системами безопасности;

- система аварийного отвода пара из реакторного пространства обеспечивает целостность конструкции реактора при одновременном разрушении труб примерно 100 топливных каналов, т.е. всех каналов одной циркуляционной петли;

- проект МКЭР-800 выполнен с учетом максимального проектного землетрясения интенсивностью до 8 баллов по шкале MKS-64;

- реакторная установка рассчитана на эксплуатацию в течение 50 лет.

2.3 Тяжеловодные канально-корпусные реакторы ТР-1000 и МТР-500 повышенной безопасности

В течение ряда лет в Московском институте теоретической и экспериментальной физики (ИТЭФ) разрабатываются тяжеловодные канально-корпусные реакторы ТР-1000 и МТР-500 повышенной безопасности. Реактор ТР-1000 является ЯЭУ с природным металлическим ураном, тяжелой водой в качестве замедлителя и углекислым газом в качестве теплоносителя. Реактор МТР-500 является ЯЭУ со слабообогащенным (1,3 %) двуоксидом урана и тяжелой водой в качестве замедлителя и теплоносителя. По своей конструкции ТР-1000 - канально-корпусной реактор, прототипом которого является реактор КС-150, эксплуатировавшийся в бывшей Чехословакии в течение 5 лет. Реактор МТР-500 будет использован главным образом как источник тепловой энергии для атомных станций теплоснабжения (АСТ).

3. ПРОЕКТИРУЕМЫЕ РЕАКТОРЫ

В настоящее время функционирует Международный проект «Generation IV» в рамках программы «Ядерно-энергетические системы IV поколения» направленный на разработку реакторов IV поколения.

Настоящий этап развития ядерной энергетики характеризуется приоритетной задачей повышения безопасности действующих АЭС и создания реакторов повышенной безопасности для АЭС 4-го поколения. Перспектива развития ядерной энергетики однозначно определяется возможностью гарантированной безопасности населения и окружающей среды. Высокий уровень безопасности достигается за счет совершенствования активных, введения пассивных защитных и локализирующих систем, а также последовательной реализации концепции внутренне присущей безопасности. Создание реакторов нового поколения, обладающих свойством самозащищенности, позволяет обеспечить устойчивость к отказам оборудования и ошибкам персонала, ограничить радиационные последствия самых тяжелых аварий, исключить необходимость эвакуации населения. Значительное упрощение систем за счет использования пассивных систем безопасности, применение экономических топливных циклов и высокие ресурсные характеристики оборудования дают возможность улучшить экономические показатели АЭС с реакторами повышенной безопасности.

Разработка водо-водяного реактора на ториевом топливе (ВВЭР-Т) – ближайший шаг по реализации вовлечения тория в ядерную энергетику. Значительное место занимают эксперименты по отработке ключевых положений конструкции и технологии ТВС ВВЭР-Т. Э

3.1 Докритический реактор (Бустер).

В настоящее время серьезное внимание уделяется разработке методов производства ядерной энергии на установках с повышенными свойствами безопасности работающих в **подкритическом режиме**, и предназначенные для уничтожения отходов ядерной энергетики, а также избытков накопленных ядерных материалов. К таким установкам относятся так называемые **электроядерные системы** (Accelerator-Driven Systems – ADS) – подкритические системы с внешними источниками нейтронов. Назначение ADS - утилизация отработавшего топлива или оружейного плутония, уничтожение трансураниевых элементов и некоторых продуктов деления, уменьшение количеств радиоактивных отходов перед их окончательным захоронением в геологических формациях.

Частным случаем такого импульсного реактора является бустер.

Бустеры — подкритические реакторы (коэффициент размножения нейтронов $k < 1$), в которых импульс мощности инициируется начальным импульсом нейтронов от внешнего источника, размножение нейтронов в активной зоне гасится при затухании цепной реакции деления после выключения источника.

Длительность нейтронного импульса в бустере больше длительности внешнего источника на величину порядка $t/(1-k)$, где t — время жизни мгновенных нейтронов, k — эффективный коэффициент размножения. Количество нейтронов, генерированное в импульсе в $1/(1-k)$ раз, превышает число нейтронов источника. В качестве внешнего источника используют фотонейтроны из мишеней импульсных *сильноточных ускорителей* электронов с энергией 30—100 МэВ (на 100 электронов в мишени рождается приблизительно 1 нейтрон). Более эффективны протоны с энергией ~1 ГэВ. В бустерах удаётся получить наиб. короткие импульсы (~1 мкс), однако при более низкой мощности.

В США проектируется ADS с бланкетом на быстрых нейтронах, в котором расплавленная эвтектика свинец-висмут служит мишенным материалом, и одновременно выполняет роль теплоносителя. В Японии предлагается конструкция бланкета на быстрых нейтронах с вольфрамовой мишенью и натриевым теплоносителем. Широко известен проект Rubbia с бланкетом на быстрых нейтронах, охлаждаемым свинцом-висмутом, с использованием топлива на основе ториевого цикла.

В России в Физико-энергетическом институте (г.Обнинск) разработана общая концепция ADS с двумя областями бланкета - внутренний бланкет с быстрым спектром нейтронов (F-бланкет) и внешний – с тепловым спектром нейтронов (Т-бланкет). Стальная стенка F- бланкета из нержавеющей стали и внутренняя стенка Т-бланкета создают отражатель быстрых нейтронов для F-бланкета и структурную компоненту (вместе с внутренним тяжеловодным отражателем),

обеспечивающую одностороннюю нейтронную связь. Из-за присутствия быстро-нейтронной размножающей части blankets, полная система может работать при низком уровне подкритичности ($1-K$) (коэффициент умножения K около 0.99) что приводит к низким значениям тока протонного пучка при условиях безопасности, соответствующих намного более высокой подкритичности основной, тепловой части blankets ($K \approx 0.95$). Предварительные оценки показали, что система высотой 0.8-1.0 м. и диаметром 1-1.5 м. с быстрой частью blankets, имеющего массу тяжелых нуклидов 0.7-1.0 тонн (обогащение 20-30 %) и тепловая часть blankets, имеющего массу тяжелых нуклидов около 2 тонн (обогащение 2-8 %) может использоваться для моделирования 2-секционных подкритических систем, питаемых внешними источниками. Внешний источник нейтронов - электронный ускоритель Микротрон.

Данная ADS с низкой мощностью ускорителя при хороших условиях безопасности отвечает требованиям подавления нежелательных реакций системы на эффекты реактивности. ADS с быстрой и тепловой частями blankets отвечают многим задачам обращения с радиоактивными отходами, включая использование Pu, его преобразование в ^{233}U в Pu-Th топливном цикле, уничтожение основных опасных продуктов деления (как например ^{99}Tc , ^{129}I). Предполагается создание пилотной AD установки с током ускорителя 1-5 мА, тепловой мощностью blankets 50 – 100 МВт.

Как уже упоминалось, основная идея электроядерной энергетики заключается в комбинации подкритического (неспособного самостоятельно поддерживать цепную реакцию) ядерного реактора с ускорителем частиц. Топливом может быть уран, но по некоторым важным причинам сейчас в основном рассматривается торий. Пучок частиц будет расщеплять ядра тория, рождать нарастающую лавину вторичных частиц, которые в свою очередь будут бомбардировать ядра тория. Выделяющейся при этом энергии вполне хватит на компенсацию энергозатрат ускорителя, «сжигания» осколков деления ядер и образование «излишка», который пойдет на производство электроэнергии.

Чрезвычайно важная особенность такого реактора в том, что достаточно выключить электропитание ускорителя, и реактор сразу «затухнет». Трагедии типа чернойбыльской, когда реактор сам может пойти «в разнос», здесь произойти не может. Не менее важно, что в реакторе на ториевом топливе практически не образуется плутония, который используется для создания атомных бомб. С точки зрения нераспространения ядерного оружия такие реакторы выглядят весьма привлекательно.

В настоящее время ГНЦ РФ Научно-исследовательский институт атомных реакторов в г. Димитровграде совместно с бельгийским ядерным центром SCK CEN в рамках проекта МИРРА разрабатывает многоцелевой исследовательский ядерный реактор нового типа. Его принципиальная особенность заключается в том, что быстрое выключение пучка элементарных частиц - протонов, мгновенно прерывает цепную реакцию, делая невозможным возникновение в реакторе ядерных аварий. Реактор МИРРА должен решить актуальную проблему современной атомной энергетики - проблему уничтожения радиоактивных отходов, в которых присутствуют высокоактивные долгоживущие изотопы, образующиеся в результате работы ядерного реактора.

3.2 Неводные теплоносители

Одним из основных вредных факторов воздействие АЭС (как и обычных тепловых станций) на окружающую среду является тепловое загрязнение. Действительно, сброс тепловой воды способствует зарастанию водоемов сине-зелеными водорослями и гибели рыбы. Поэтому следует отказаться от воды как носителя. Перспективны высокотемпературные охлаждаемые специально подобранной газовой смесью (в том числе - способной к химическим превращениям) ядерные реакторы. Основное препятствие их развитию - отсутствие конструкционных материалов, способных выдержать высокие температуры в реакторной зоне может быть преодолено путем использования тепловых насосов. Построение ядерной энергетической

установки по схеме реактор - тепловой насос-турбина позволяет избежать сверхвысоких температур в реакторе. В результате могут быть созданы компактные газовые реакторы высокой мощности. Предлагается использовать в первом контуре расплавленные металлы, а во втором - газы и газовую турбину. Такие АЭС можно строить в регионах, характеризующихся недостатком пресной воды (пустыни, морские побережья). Ядерно-водородный ракетный двигатель испытывается сейчас для полета человека на Марс.

В США начата разработка АЭС с модульным высокотемпературным реактором (тепловая мощность 600 МВт) с гелиевым теплоносителем и усовершенствованной газотурбинной установкой, характеризующийся высокой надежностью с точки зрения расплавления активной зоны и термическим КПД реактора 50% (вместо 32% у обычных реакторов). Значительным достоинством АЭС является использование в качестве топлива урана и плутония оружейной чистоты. При эксплуатации реактора будет сжигаться до 95% плутониевого топлива.

3.3 Усовершенствованный реактор на быстрых нейтронах, БРЕСТ

В настоящее время в России разработан (институт энерготехники им. Н.А.Доллежаля) проект быстрого реактора естественной безопасности и экономичности с топливом UN-PuN и со свинцовым теплоносителем «БРЕСТ» с пристанционным топливным циклом для крупномасштабной энергетики будущего. Электрическая мощность 300 и 1200 МВт.

БРЕСТ - энергоблок с быстрым реактором со свинцовым теплоносителем и монокридридным уран-плутониевым топливом с двухконтурной схемой отвода тепла к турбине с закритическими параметрами пара.

Преимущества реакторной установки: естественная радиационная безопасность при любых возможных авариях по внутренним и внешним причинам, включая диверсии, не требующая эвакуации населения; долговременная (практически неограниченная во времени) обеспеченность топливными ресурсами за счет эффективного использования природного урана; нераспространение ядерного оружия за счет исключения наработки плутония оружейного качества и пристанционной реализации технологии сухой переработки топлива без разделения урана и плутония; экологичность производства энергии и утилизации отходов за счет замыкания топливного цикла с трансмутацией и сжиганием в реакторе актиноидов, трансмутацией долгоживущих продуктов деления, очисткой РАО от актиноидов, выдержкой и захоронением РАО без нарушения природного радиационного равновесия; экономическая конкурентоспособность за счет естественной безопасности АЭС и технологий топливного цикла, отказа от сложных инженерных систем безопасности, подпитки реактора только ^{238}U , высоких параметров свинца, обеспечивающих закритические параметры паротурбинного контура и высокий КПД термодинамического цикла, удешевления строительства.

Естественная радиационная безопасность обеспечена:

- использованием высококипящего ($T_{\text{кип}}=2024\text{K}$), радиационно стойкого и слабо активируемого свинцового теплоносителя, химически пассивного при контакте с водой и воздухом, что позволяет осуществлять теплоотвод при низком давлении и исключает пожары, химические и тепловые взрывы при разгерметизации контура, течах парогенератора и любых перегревах теплоносителя;

- использованием плотного ($\rho=14,3 \text{ г/см}^3$) и теплопроводного монокридридного топлива, работающего при низких температурах ($T_{\text{max}}<1150\text{K}$ при $T_{\text{пл}}=3100\text{K}$), что обеспечивает малые величины радиационного распухания ($\sim 1\%$ на 1% выгорания) и выход газовых продуктов ($<10\%$ от образовавшихся), тем самым исключается контактное воздействие топлива на оболочку, нагружая ее лишь к концу кампании избыточным газовым давлением $< 2 \text{ МПа}$;

- использованием бесчеловых ТВС с широкой решеткой твэлов в активной зоне умеренной энергонапряженности (максимальная $\sim 200 \text{ МВт/м}^3$), исключая потерю теплоотвода при локальном перекрытии проходного сечения в ТВС, обеспечивающим высокий уровень естественной циркуляции теплоносителя;

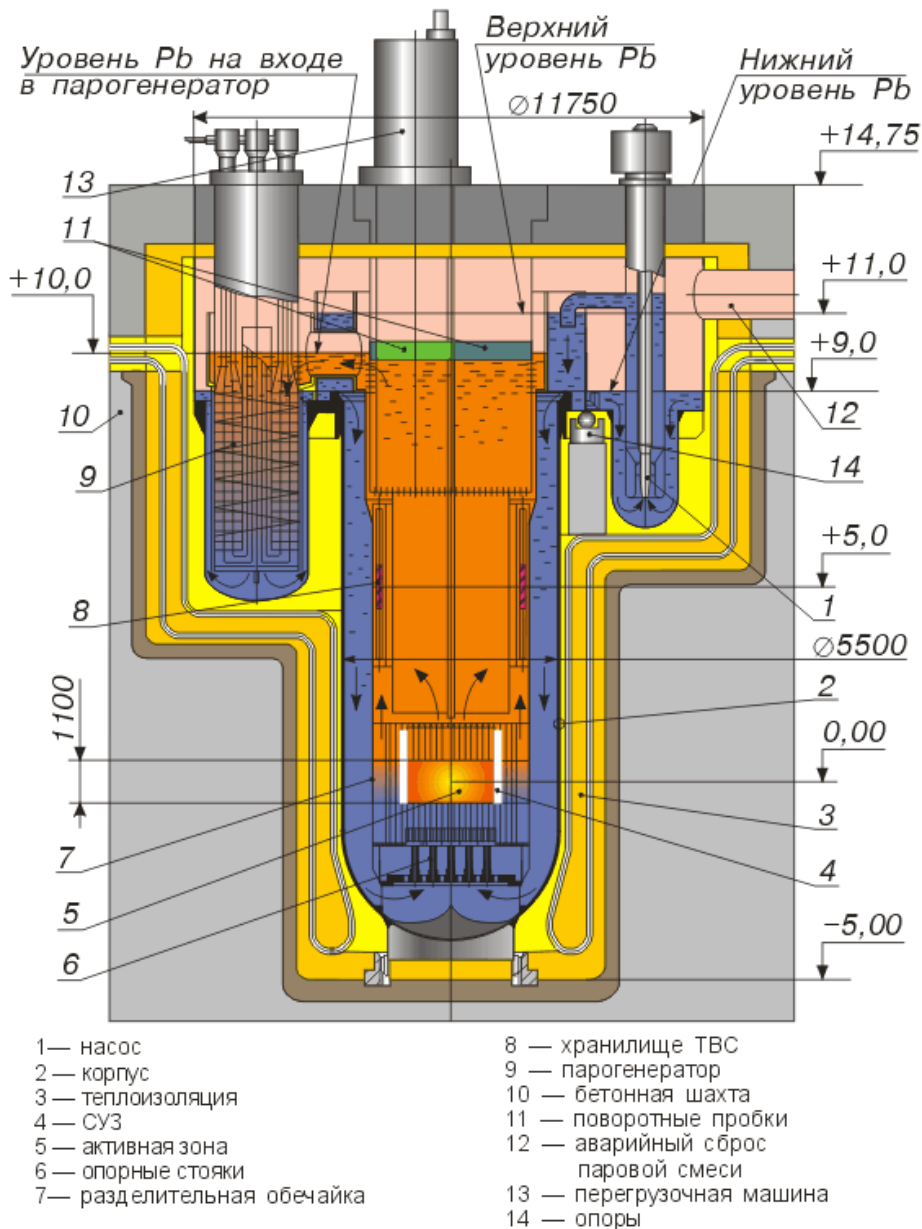


Рис.3 Безопасный реактор на быстрых нейтронах БРЕСТ-300

- выбором конструкции активной зоны со свинцовым отражателем, состав и геометрия которых обеспечивают полное воспроизводство топлива ($K_{\text{ВА}} \sim 1$), небольшие по величине и отрицательные мощностной, температурный и пустотный эффекты реактивности, небольшой суммарный запас реактивности, исключающий неконтролируемый разгон реактора на мгновенных нейтронах при несанкционированном взводе всех органов регулирования в любом состоянии реактора;
- использованием пассивных систем защиты реактора прямого действия по расходу и температуре теплоносителя на входе и выходе из активной зоны;
- использованием пассивной системы внешнего воздушного аварийного охлаждения реактора через корпус;

- конструкцией контура охлаждения с наличием разных уровней в опускной и подъемной ветвях, что обеспечивает плавный переход к естественной циркуляции при аварийном отключении принудительной;
- высокой теплоаккумулирующей способностью свинцового контура.

Сочетание природных свойств свинцового теплоносителя, монокридного топлива, физических характеристик быстрого реактора, конструкторских решений активной зоны и контуров охлаждения выводит БРЕСТ на качественно новый уровень естественной безопасности и обеспечивает его устойчивость без срабатывания активных средств аварийной защиты в крайне тяжелых авариях, непреодолимых ни одним из существующих и проектируемых реакторов. Даже предельные аварии диверсионного происхождения с разрушением внешних барьеров (здания реактора, крышки корпуса и др.) не приводят к радиоактивным выбросам, требующим эвакуации населения и длительного отчуждения земли.

Планируется сооружение блока на площадке Белоярской АЭС к 2010. На основе опыта «БРЕСТ-300» к 2030 намечено и сооружение отдельной АЭС этого типа.

Реактор БРЕСТ отличается от эксплуатируемых в настоящее время аппаратов в конструктивном плане. Реактор относится к установкам бассейнового типа, то есть в шахту из теплоизоляционного бетона залит свинец, в который "вставлены" активная зона, парогенератор, насос и другие системы обеспечения. Свинец как теплоноситель предпочтителен для реакторов с умеренными нагрузками, так как не вступает во взаимодействие с водой и воздухом, не горюч, радиационно стоек, слабо активируем. Циркуляция свинца в контуре осуществляется за счет создаваемой насосами разности уровней нагретого и «охлажденного» вещества. К особенностям реактора следует также отнести конструкцию ТВЭЛов. Если традиционно выравнивание тепловыделения по радиусу реактора достигается за счет изменения обогащения урана в ТВЭлах, то в реакторе с полным воспроизводством плутония в активной зоне выгодно применять ТВЭлы различного диаметра (9,1 мм, 9,6 мм, 10,4 мм). В качестве топлива используется монокридная композиция уран-плутония и минорных актиноидов. Реактор способен за одну кампанию "сжигать" до 80 кг как "собственных" актиноидов, так и полученных из облученного ядерного топлива тепловых АЭС.

Другой особенностью проекта является примыкание комплекса по переработке облученного топлива непосредственно к реактору. Это дает возможность передавать топливо из газового пространства реактора на передел, исключая дорогостоящую и небезопасную дальнюю его транспортировку. Сочетание природных свойств свинцового теплоносителя, монокридного топлива, физических характеристик быстрого реактора, конструкторских решений активной зоны и контуров охлаждения выводит БРЕСТ на качественно новый уровень безопасности и обеспечивает его устойчивость без срабатывания активных средств аварийной защиты в крайне тяжелых авариях. Анализ возможных вариантов развития событий, даже таких тяжелых, как ввод полного запаса реактивности или отключение всех насосов при одновременном отказе органов защиты, позволяет сделать вывод: энергоблок БРЕСТ обладает высоким уровнем безопасности. Выполненные экономические оценки и сравнения подтверждают возможность снижения капитальных затрат на АЭС и стоимости производимой электроэнергии по сравнению с АЭС с реактором типа ВВЭР. Учитывая высокий уровень безопасности АЭС с реакторами БРЕСТ, их можно располагать недалеко от городов, используя не только как АЭС, но и как АТЭЦ.

Табл.1 Технические характеристики реакторов БРЕСТ-300 и БРЕСТ-1200

Характеристика	Брест-300	Брест-1200
Тепловая мощность, МВт	700	2800
Электрическая мощность, МВт	300	1200
Число ТВС в активной зоне, шт	185	332

Диаметр активной зоны, мм	2300	4755
Высота активной зоны, мм	1100	1100
Диаметр твэла, мм	9,1; 9,6; 10,4	9,1; 9,6; 10,4
Топливо активной зоны	UN+PuN	UN+PuN
Топливная загрузка, (U+Pu)N, т	16	63,9
Загрузка Pu/(Pu ²³⁹ +Pu ²⁴¹), т	2,1/1,5	8,56/6,06
Кампания топлива, лет	5	5-6
КВА	~1	~1
Температура входа/выхода свинца, °С	420/540	420/540

Существует, однако, не мало «узких мест», связанных с использованием свинцовой технологии на быстрых реакторах: в большом объеме интегральной схемы «БРЕСТ» не обеспечивается равномерность поддержания кислородного потенциала в узком разрешенном диапазоне. Чтобы обеспечить работоспособность тепловыделяющих элементов, необходимо найти оптимальное для заданного уровня и диапазона изменения температур содержание кислорода в теплоносителе и стабильно поддерживать его на этом уровне в течение всего срока эксплуатации реакторной установки; не известна работоспособность конструкционных материалов в свинце при принятой температуре и при высоком облучении нейтронами; не изучено влияние облучения в реальных реакторных условиях на поведение в свинце тепловыделяющих элементов и топливной композиции. Сама по себе проблема смешанного нитридного топлива требует значительных усилий и времени для ее разрешения.

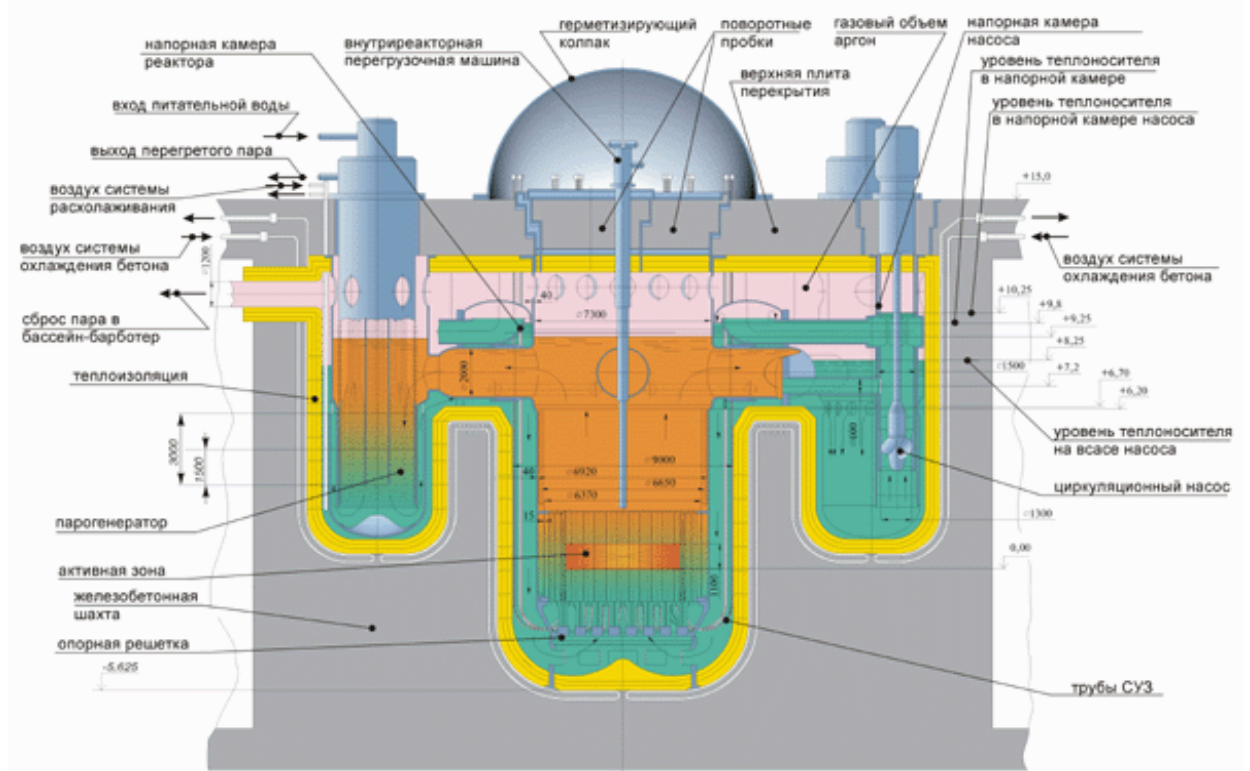


Рис.4. Реактор БРЕСТ-1200

3.4 Безопасный быстрый реактор РБЕЦ

Поиск безопасного и экономичного быстрого реактора-бридера – одна из важнейших задач при разработке и оптимизации структуры будущей крупномасштабной ядерной энергетики.

В качестве шага к повышению безопасности быстрого реактора, Курчатовский институт разработал концепцию активной зоны для быстрого натриевого реактора с расширенным воспроизводством ядерного топлива и с рядом модификаций, включая: широкую решетку твэл; тепловыделяющие сборки (ТВС) без чехла; низкое гидравлическое сопротивление активной зоны; низкий подогрев теплоносителя (100-150°C); гетерогенную компоновку U-Pu активной зоны с коэффициентом воспроизводства (КВА) близким к 1 и др. ТВС с внутрикассетной гетерогенностью, сохраняет мощность по кампании за счет перераспределения энерговыделения от топливных элементов к воспроизводящим элементам. Проект обещает лучшие параметры нейтронного баланса и безопасности по сравнению с традиционными быстрыми натриевыми реакторами.

Известные недостатки натрия стимулировали поиск новых теплоносителей, которые позволили бы в большей степени реализовать позитивные качества быстрых реакторов-размножителей, а также приблизить их размещение к потребителю для использования не только электричества, но и тепла, производимого АЭС. Был выбран свинцово-висмутовый теплоноситель. Основными проблемами, требующими решения для реактора с Pb-Bi теплоносителем, являются высокая коррозионная и эрозионная активность теплоносителей на основе свинца по отношению к конструкционным материалам, а также высокий удельный вес, затрудняющий надежное дистанционирование твэл, обеспечение сейсмической устойчивости АЭС и ограничивающий скорость теплоносителя. Для практического решения проблемы коррозии выбран способ управления содержанием кислорода в теплоносителе для создания на поверхности конструкционных материалов защитного оксидного слоя Fe_3O_4 . Концентрация кислорода в теплоносителе должна поддерживаться в довольно узком интервале для того, чтобы одновременно не допустить диссоциации защитной окисной пленки на оболочках твэл и предотвратить блокировку холодных каналов выпадающими в осадок окислами.

Минимизация запаса реактивности на выгорание в течение всей кампании была выбрана как одна из принципиальных характеристик перспективных быстрых реакторов, которая значительно повышает безопасность реактора. Выгорание и воспроизводство топлива в активной зоне сбалансировано, т.е. коэффициент воспроизводства в активной зоне (КВА) близок к 1 и, таким образом, минимизируется положительная реактивность, которая может быть несанкционированно введена в активную зону. Малый запас реактивности на выгорание топлива позволяет минимизировать вес системы управления реактивностью и, таким образом, выровнять поля энерговыделения и температуры в активной зоне по кампании по сравнению с традиционным натриевым реактором.

Снижение удельной энергонапряженности активной зоны – другая важная черта перспективных быстрых реакторов, которая вытекает из отказа от требования минимизации времени удвоения плутония в быстрых реакторах. Удельная энергонапряженность активной зоны перспективных быстрого реактора с тяжелометаллическим теплоносителем выбирается значительно ниже по сравнению с традиционными натриевыми реакторами. Уменьшение энергии, запасенной в топливе, приводит к повышению безопасности, позволяющему значительно понизить максимальные температуры топлива и оболочки в нормальных и аварийных режимах. Данная модификация позволяет улучшить параметры эксплуатации и безопасности путем увеличения отношения шага решетки к диаметру твэлов без ухудшения характеристик воспроизводства по отношению к традиционным натриевым реакторам. Например, переход в РБЕЦ на более широкую решетку по сравнению с традиционной тесной решеткой натриевого реактора улучшил пустотный, плотностной, температурный и мощностной эффект реактивности, уменьшила запасенную в топливе энергию и понизило температуру в активной зоне, уменьшил подогрев теплоносителя в активной зоне, привел к более равномерному распределению нейтронного потока и поля температур с активной зоне, увеличил естественную

циркуляцию и т.д. Коррозионностойкая хромо-кремниевая сталь ферритно-мартенситного класса для топливных оболочек в комбинации с системой контроля и поддержания концентрации кислорода в теплоносителе первого контура принята в реакторе с тяжелометаллическим теплоносителем в качестве основного решения проблемы коррозии.

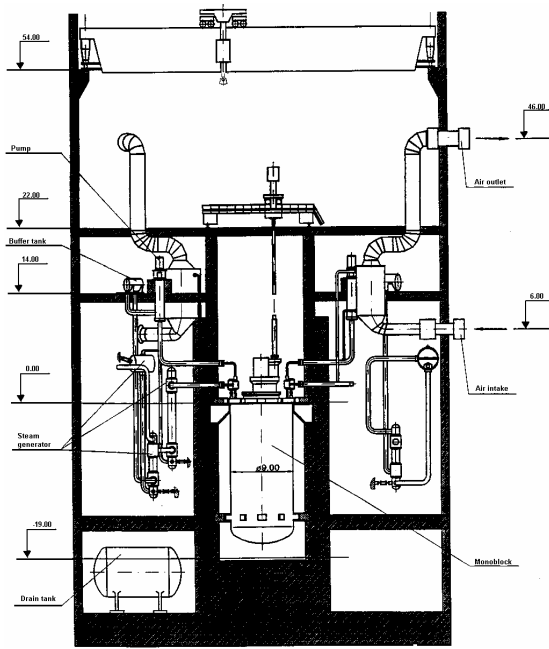
Большое отношение шага решетки к диаметру твэл обеспечивает большую площадь проходного сечения для потока теплоносителя и малое гидравлическое сопротивление активной зоны. Бесчехловые топливные сборки позволяют уменьшить долю конструкционных материалов в активной зоне и улучшить нейтронный баланс, параметры воспроизводства и уменьшить пустотный эффект. Внутрикассетная гетерогенность с применением традиционного МОХ топлива и воспроизводящих элементов из UC или UN предлагается для достижения полного воспроизводства Pu в активной зоне, т.е. КВА близкого к 1, и для минимизации запаса реактивности на выгорание.

В проекте РБЕЦ мощностью 900 МВт(т), 340 МВт(э), реализована трехконтурная схема охлаждения. РБЕЦ состоит из следующих основных систем (**Рис.4**: система первого контура, конструкционно выполненная в виде моноблока (теплоноситель Pb-Bi, температура 500°C, давления гелия 0.09 МПа); система второго (промежуточного) контура (теплоноситель Pb-Bi, температура 380°C); система паротурбинного контура (теплоноситель – вода, температура воды, 260°C, температура пара 460°C, давление пара 15 МПа); система аварийного воздушного охлаждения; система перегрузки; система газового разогрева или аварийного охлаждения корпуса моноблока; система электрического подогрева промежуточного контура; системы заполнения и дренирования первого и промежуточного контуров; система контроля герметичности оболочек твэл; системы технологии теплоносителя первого и промежуточного контуров; системы управления и защиты, автоматического регулирования и др.

Табл.2 Основные характеристики установки РБЕЦ

Первый контур	
Теплоноситель	Pb-Bi
Тепловая мощность, МВт	900
Электрическая мощность, МВт	340
Число петель	6
Входная/выходная температуры, °С	400/500
Давление теплоносителя в активной зоне, МПа	2
Давление He над уровнем теплоносителя первого и промежуточного контуров, МПа	0.09
Общая масса Pb-Bi, т	6500
Сейсмоустойчивость (MSK-64)	8
Длительность топливного цикла, лет	4
Ежегодная (292 эфф. суток) наработка топлива, кг	160
Промежуточный контур	
Теплоноситель	Pb-Bi
Число промежуточных теплообменников	12
Температура входа/выхода теплоносителя промежуточного теплообменника, °С	480/380
Паротурбинный контур	
Теплоноситель	вода
Температура питательной воды, °С	260
Давление пара, МПа	15
Температура пара, °С	460

Габаритные характеристики основного оборудования, в частности корпуса и других составных частей моноблока, ограничены пределами, которые позволяют изготовить это оборудование в



погружения защитной оболочки, соответствующая “нулевому” уровню опорных конструкций моноблока.

Рис.5. Общий вид реактора РБЕЦ

Длительность топливного цикла 4 года, наработка топлива 160 кг.

В активной зоне РБЕЦ используется внутрикассетная гетерогенность: гексагональная бесчехловая ТВС содержит 78 топливных элемента из смешанного уран-плутониевого оксидного топлива и 42 воспроизводящих элемента из карбида обедненного урана, установленных с шагом 15,3 мм (**Рис.5**).

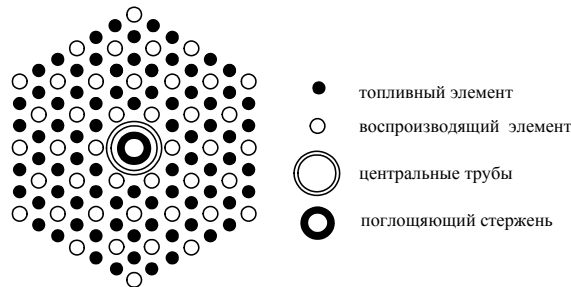


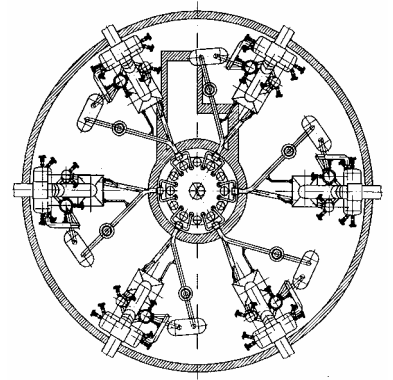
Рис.6 ТВС реактора РБЕЦ

Активная зона реактора РБЕЦ (**Рис.6**) состоит из 253 гексагональных бесчехловых ТВС. Для радиального профилирования поля энерговыделения в топливных элементах используется два вида МОХ топлива с различным содержанием плутония. Центральная зона низкого содержания состоит из 121 ТВС с 28,5%-ым содержанием плутония в топливных твэл. Зона высокого содержания состоит из 132 ТВС с 37,1%-ым содержанием плутония в топливных твэл. Активная зона окружена 126 сборками бокового экрана с воспроизводящими твэл из карбида обедненного урана. 192 сборки нейтронного отражателя установлены вокруг активной зоны.

Топливная таблетка с центральным отверстием диаметром 1,2 мм и с внешним диаметром 7,9 мм состоит из смешанного уран-плутониевого оксидного топлива с плотностью 9,03 г/см³. Оболочка твэл изготавливается из стали ЭП-823 (12%Cr-Si). Внешний диаметр оболочки – 9,0 мм, толщина – 0,45 мм. Высота активной части твэл выбрана равной 1500 мм для достижения значения КВА, близкого к единице. Таблетка из карбида низкообогащенного урана с плотностью

заводских условиях и транспортировать к месту монтажа железнодорожным транспортом, водным или автотранспортом. Сейсмостойкость установки обеспечена до сейсмических

воздействий в 8 баллов. Установка помещается в герметичную железобетонную защитную оболочку, которая может быть частично или полностью углублена в землю для повышения сейсмоустойчивости оборудования и для создания наиболее оптимальных условий для локализации и исключения последствий гипотетических аварий. На основе оценки сейсмоустойчивости корпуса моноблока, в данном проекте принята глубина



12,4 г/см³ имеет внешний диаметр 10,7 мм. Внутреннее отверстие отсутствует. Таблетки из карбида бора, В₄С, с плотностью 2,1 г/см³ и с 80%-м обогащением по ¹⁰В и имеют внешний диаметр 20 мм и отверстие с диаметром 14 мм.

Ядерная безопасность реактора РБЕЦ обеспечивается следующими характеристиками:

- 1) Отрицательные и высокие по значению мощностной и температурный эффекты и коэффициенты реактивности;
- 2) Выгорание и воспроизводство топлива в активной зоне сбалансированы, таким образом, минимизирована величина запасенной реактивности, которая может быть введена в реактор;

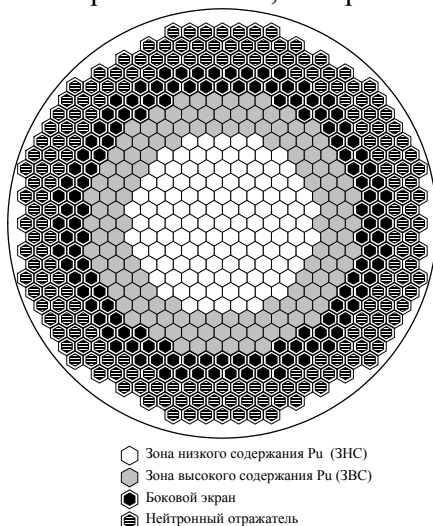


Рис.7 Активная зона РБЕЦ.

- 3) Использование двух независимых систем управления реактивностью: активной и пассивной, каждой из которых достаточно для приведения и удержания реактора в подкритическом состоянии при любых нормальных и аварийных условиях, в предположении о несрабатывании наиболее эффективного органа регулирования.

Анализ риска ядерного распространения позволяет утверждать, что в ближайшие десятилетия максимальный риск скрытого изготовления ядерных боеприпасов (вследствие, более высокой доступности и низкой возможности контроля) возможен в тех случаях, когда потенциальный террорист будет ориентироваться на использование в качестве исходного материала низкообогащенный уран. Концепция многокомпонентной ядерной энергетики с реакторами на быстрых нейтронах, покрывающими потребности реакторов остальных типов в подпитке плутонием или ²³³U за счет их наработки в воспроизводящих экранах выглядит достаточно привлекательно с точки зрения режима нераспространения. В этом случае нет необходимости расширять добычу урана и его обогащение, то есть те элементы ядерного топливного цикла, которые приносят в проблему нераспространения наибольший риск.

3.5 «Вечный» реактор

В США спроектирован ядерный реактор, не требующий остановок для перезарядки топлива. Топливо в таком реакторе выполнено в виде бильярдных шаров, циркулирующих через установку. Эти шары по мере выгорания топлива будут постепенно заменяться, так что реактор никогда не придется останавливать на перезарядку. К тому же теплонапряженность такой конструкции в 10 раз меньше, что полностью устраняет опасность перегрева.

3.6 Простой и безопасный реактор США

Инженеры фирмы "Вестингауз" (США) спроектировали реактор, который имеет на 60% меньше движущихся элементов, чем прежние - меньше насосов, проводов и труб, что удешевляет строительство и снижает вероятность аварий. Обслуживание такого реактора также гораздо проще, что облегчает работу постаревшего за последние годы обслуживающего персонала.

4. РЕАКТОРЫ С ВНУТРЕННЕЙ (ФИЗИЧЕСКОЙ) БЕЗОПАСНОСТЬЮ

На раннем этапе развития атомной энергетики на первый план выдвигалась экономия активно делящихся материалов, их оборачиваемость и, следовательно, предельно напряженная по энерговыделению активная зона. Сегодня картина обратная: происходит затоваривание ураном, как по причине разоружения, так и из-за резкого спада ядерно-энергетической программы. Актуальными становятся совсем другие приоритеты, и главный из них – безопасность.

Выполнение трех требований является обязательным условием безопасности ядерного реактора: недопустимость несанкционированного перехода через верхнее критическое состояние, недопустимость разгерметизации твэлов (или реактора в целом) при полном отказе теплосъема, недопустимость накопления радиоактивных веществ.

Рассмотрим возможные подходы к созданию безопасного по указанным трем критериям ядерно-топливного цикла.

Существующие в настоящее время реакторы не удовлетворяют требованию внутренней безопасности. Между тем, в физике реактора заключены многочисленные потенциалы, пока невостребованные. Они позволяют выполнить главное правило безопасности: рабочее состояние реактора – выделенное, наиболее хорошо организованное (низкоэнтропийное), всякое отклонение от выделенности ведет к замиранию реакции, прекращению тепловыделения.

Коротко остановимся на некоторых возможных подходах к созданию внутренне безопасного ядерного реактора, который ни при каких условиях, в том числе и аварийных, не может перейти через критическое состояние, когда возможен «ядерный взрыв».

4.1 Дисковый реактор

Конструкция импульсного реактора на быстрых нейтронах состоит из подвижной и неподвижной частей. При их соединении на короткое время возникает слабая надкритичность и развивается в дозированном количестве цепная реакция. Теперь представим себе, что таких урановых дисков сто штук. Все диски вращаются с кратными частотами: 1 Гц, 2 Гц и так далее до 100 Гц. Тогда один раз в 100 с они сойдутся и образуют слегка (на 1%) надкритическую систему в виде цилиндра, способную к импульсному энерговыделению. Всякое нарушение синхронизации даже для одного из дисков сделает устройство подкритичным. Реактор становится ядерно-безопасным с точки зрения внешних воздействий: любое вмешательство террориста приведет к затуханию реактора.

Данная схема реактора существенно снижает опасность аварии по причине отказа контура теплосъема. Действительно, основное время диски находятся в раздвинутом состоянии с сильно развитой поверхностью. Этим обстоятельством можно воспользоваться для их охлаждения (радиационного, воздушного, водяного). Чрезвычайно выгодная ситуация с точки зрения нейтронного баланса и выгорания топлива, так как тепловыделение и теплосброс оказались разделенными во времени и пространстве. В моменты горения активная зона содержит минимум замедляющих, поглощающих посторонних материалов, а в процессе теплосъема, наоборот, используют наиболее удобные из них.

4.2 Реактор на быстрых нейтронах с внутренней безопасностью.

В реакторе на быстрых нейтронах не допускается сколько-нибудь заметного количества легких элементов, способных к эффективному замедлению нейтронов (в частности, не используется в качестве теплоносителя вода). Быстрый реактор во всех отношениях (по капитальным затратам, эксплуатации) уступает тепловому, кроме одного, ради которого он и придуман: в нем коэффициент воспроизводства, КВ, больше единицы, и он может служить размножителем активно делящихся атомов, способным питать делящимися материалами другие реакторы.

При обсуждении ситуации с быстрыми реакторами возможно некоторое недоумение: с одной стороны – они размножители, с другой – они построены на выгорании активной зоны. Так накапливают они делящийся материал или выжигают?

И то и другое утверждение правильно. Это можно понять, если вспомнить, что быстрый реактор разделен на две зоны – центральную с большей концентрацией активного материала, где происходит реакция деления, и периферийную, состоящую из урана-238, где накапливается плутоний. В активной зоне КВ, отнесенный к этой части реактора, в самом деле меньше единицы, но с учетом плутония, возникшего в зоне воспроизводства, то есть по отношению к реактору в целом, КВ больше единицы. Твэлы обеих зон после извлечения из реактора будут подвергаться переработке на химическом комбинате. Выделенный плутоний и уран вновь поступят в реактор.

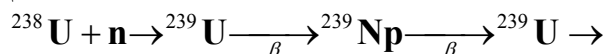
Наблюдается странная картина: проделав по кругу путь, плутоний через пять лет возвращается в исходную точку, в свой же реактор. Зачем? Ведь гораздо проще и выгоднее сжечь его на месте, не теряя времени на перевозку и переработку.

Существуют предложения заменить две зоны быстрого реактора одной, смешав их в такой пропорции, чтобы была обеспечена и критичность, и воспроизводящая функция. Недостаток такого решения очевиден: резко возрастет критическая масса топлива и тем больше, чем сильнее разбавлены ^{235}U и ^{239}Pu изотопом ^{238}U . Зато предоставленная сама себе подобная система не может перейти через критическое состояние, несмотря на то, что равновесная концентрация плутония стремится к величине, большей критического значения.

Смешение зон дает следующие преимущества:

- 1) Организация замкнутого цикла внутри реактора, без обращения к заводам для его переработки.
- 2) Отсутствие необходимости в начальной надкритичности, которая во всех существующих реакторах подавляется стержнями управления. Достаточно такой реактор довести до критического состояния, и он сам, автоматически, будет стремиться увеличить число делящихся атомов.

Для пояснения сделанных утверждений, напомним, что в описании развития нейтронных цепей и кинетики превращения одних элементов в другие фигурируют два времени. В быстром реакторе рожденный при делении плутония нейтрон исчезает через среднее время его жизни $t_n=10^{-6}$ сек. На месте погибшего атома плутония возникает новый (после поглощения ^{238}U нейтрона) через $t_{1/2}=2,5$ дня, т.е. с задержкой, диктуемой периодами полураспада элементов при β -процессах в цепочке реакций:



Два временных параметра t_n и $t_{1/2}$ сильно различаются по масштабу, а ход развития событий определяется всегда длинным временем. Если реактор годами находится в рабочем состоянии, то задержка в появлении плутония, выражаемая днями, значения не имеет. Другое дело, если система внезапно, в силу каких-то причин, обрела сверхкритичность. Излишки плутония, вызвавшие надкритичность, исчезнут со временем t_n и система вернется в прежнее (критическое) состояние. Дополнительные нейтроны вызовут появление дополнительного плутония, но спустя дни и растянуто во времени.

В общую цепь исчезновения и возникновения атома плутония вошло новое время $t_{1/2}$, которое по своему содержанию напоминает минутное время запаздывающих нейтронов, когда не достигнуто верхнее критсостояние. Можно сказать, что в нашем случае, поскольку накопление плутония идет «снизу», характерное время возрастет до многих дней, что вносит важнейший элемент безопасности.

То обстоятельство, что концентрация плутония стремится к равновесной концентрации (равновесная концентрация плутония для быстрого и теплового реактора соответственно равна

10 и 0,25%), но не может стать больше критической, приводит к тому, что критическое состояние поддерживается автоматически. Другими словами, не требуется регулировка управляющими стержнями и вмешательство оператора. Если такой реактор будет предоставлен самому себе, то в нем поначалу будет происходить нарастание мощности (нейтронного потока), а затем вместе с выгоранием урана-238 – затухание. Можно сказать, что в таком «самостоятельном» реакторе «взрыв» развивается много дней (при $KB=1,5$ время сгорания составляет $10t_{1/2}$, т.е. около месяца) и поэтому легко преодолевается средствами защиты. Конец реакции наступает, поскольку равновесная концентрация плутония пропорциональна количеству ^{238}U и рано или поздно KB становится меньше единицы, а равновесная концентрация плутония ниже критической. Но происходит это при весьма значительном выгорании топлива, масштаба 50%. Глубокое выгорание топлива – еще одно преимущество реактора. Эффективное выгорание ослабляет проблемы, связанные с нехваткой топлива, и позволяет, по крайней мере на первых порах, отказаться от регенерации топлива, т.е. работать в открытом цикле.

Однако переменность мощности реактора, а также темп энерговыделения могут оказаться технически неприемлемыми. В стандартном реакторе топливо в год сгорает на 1%, а в обсуждаемом здесь – в месяц на десятки процентов. Происходит это вследствие чересчур быстрого накопления плутония. Подавить его быстрое появление можно не только выжиганием, но и разбавлением.

Пусть по достижении некоторой мощности начинается подмена материала введением в активную зону инертного ^{238}U и изъятие старого с плутонием. Большая скорость подмены понизит усредненную концентрацию плутония, и реакция затухнет. Следовательно, есть такой темп смены твэлов, при котором можно стабилизировать мощность энерговыделения на произвольном уровне. Более того, при некотором запасе ($KB \geq 1,5$) оказывается возможен выход на стационарный режим, при котором на «вход» реактора равномерно по времени подается свежий урановый твэл, а на «выходе» вынимается старый с остатками урана, плутония, осколками. Можно показать, что если скорость смены твэлов выбрана так, что время «жизни» твэла в реакторе существенно больше $t_{1/2}$, то скорость смены и определяет темп энерговыделения. Возможность существования делительной волны доказывает возможность создания замкнутой системы энергопроизводства, при которой потребляется только природный уран (или ^{238}U).

Описанная регулировка реактора не должна отождествляться с прежней системой управления реактора, так как не несет предохранительной функции. Этот способ регулировки может быть предоставлен компьютеру, поскольку возможные ошибки не ведут к аварии (в меру ошибки колеблется лишь мощность реактора, которая может быть скорректирована простейшей обратной связью). Заметим, что если подавать на вход не чистый уран-238, а вместе с тем плутонием, который извлекли и очистили от осколков, то стационарный режим облегчается и становится возможным при $KB \geq 1$.

Подобные реакторы можно использовать для эффективного и экономного использования военных высокообогащенных ^{235}U и ^{239}Pu , извлекаемых из ядерного горючего. В реакторе осуществляется глубокое выгорание топлива, так что он не рассчитан на поддержку плутонием других реакторов. По этой причине топливо может не подвергаться химической регенерации (открытый цикл) или, если перерабатывается, то – частично с разделением тяжелых и легких (осколки) фракций только для собственных нужд. Отсутствие необходимости в выделении плутония или его изотопного обогащение – важное преимущество обсуждаемого здесь типа реактора.

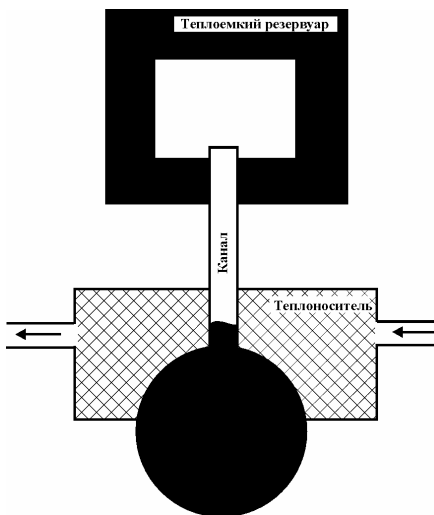
Замечание 1. В 1980 г. США прекратили развитие и строительство быстрых реакторов, поскольку бридеры выполнили свою функцию (производство ядерного оружия) и начали снабжать топливом другие реакторы, включая тепловые АЭС. Потребовалась мощная сеть химических заводов, извлекающих из отработанного топлива плутоний. В ежегодное обращение между предприятиями

атомной промышленности должно поступать огромное количество плутония, сравнимое с тем, какое было изготовлено за десятилетия для военных целей. Возникла угроза неконтролируемого распространения плутония и вместе с ним ядерного оружия. Поэтому быстрые реакторы предпочли запретить. В рассматриваемом здесь типе быстрого реактора подобных проблем не существует.

Замечание 2. Преимущество реактора проявляется в открыто цикле, т.е. в отсутствии регенерации топлива. Однако, как уже упоминалось выше, при этом в несколько раз возрастает КПД выгорания. Это заставляет уменьшить мощность АЭС тоже в несколько раз с целью уменьшения объемного энерговыделения. Это плохо как с точки зрения термодинамики, так и экономики. Но нет худа без добра: станция меньшей мощности будет работать весь срок эксплуатации (30-50 лет) без смены твэлов (предусмотрена лишь добавка природного урана). Это обстоятельство чрезвычайно выгодно, с точки зрения безопасности станции, для ее эксплуатационных служб, вспомогательных помещений, транспорта и т.п. При снижении удельной мощности реактора достигается другое важнейшее конструктивное преимущество: при отказе контура теплосяема мощность остаточного радиоактивного тепловыделения падает настолько, что не способна расплавить твэлы даже при полном отсутствии охладителя.

4.3 Реактор, устойчивый к нарушению теплосяема

Возможность инцидентов аварийного типа связано не только с неконтролируемым развитием цепной ядерной реакции, но и с нарушениями теплосяема, приводящими к быстрому перегреву реактора. Необходимо добиться, чтобы при внезапном (аварийном) прекращении поступления теплоносителя произошел не перегрев, а охлаждение стенки реактора. Один из подходов к созданию безопасного с точки зрения нарушений системы охлаждения реактора основан на



использовании кипящей активной зоны. Представим себе пустотелый шар (Рис.4), на дне которого размещено необходимое для возбуждения цепной реакции количество урана и плутония в виде подходящего химического соединения, скажем UF_4 . По мере энерговыделения температура взятого соединения повышается: сначала до температуры плавления ($T_{пл}=1000^{\circ}C$), а затем до температуры кипения ($T_{кип}=1500^{\circ}C$). Пары поднимаются и оседают на стенке, температура которой поддерживается наружным теплоносителем в диапазоне между $T_{пл} < T < T_{кип}$. Капли конденсирующейся жидкости скатываются вниз, вновь попадая в активную зону реактора.

Рис. 8. Возможная схема реактора с кипящей активной зоной

Уровень жидкости на дне и темп испарения можно подобрать таким образом, чтобы критическое состояние поддерживалось автоматически, а мощность определялась отводом тепла. Предположим теперь, что теплосяем несколько изменился (например, увеличился). Тогда стенка остынет, и на ней станет больше оседать металла. Следовательно, должен увеличиться темп испарения, концентрация урана в реакторе уменьшится и реактор начнет остывать. В стационарном режиме количество испаряемого металла и возвращаемого в точности равны друг другу, уровень же неиспаренного металла такой, при котором точно выдерживается критсостояние.

Резервуар, стенки которого обладают высокой теплоемкостью, не влияет на работу реактора в нормальных режимах (пары UF_4 оседают на охлаждаемых стенках соединительного канала, не доходя до резервуара), а служит для обеспечения безопасности в случае аварийного отключения подачи теплоносителя.

Остановка реактора происходит при подаче холодного ($T < T_{пл}$) теплоносителя, при этом температура стенки опускается ниже $T_{пл}$, уран оседает на ней, не попадая более в активную зону. Прекращение поступления урана в реактивную зону автоматически закончит энерговыделение.

При запуске происходит обратный процесс: горячий теплоноситель с $T > T_{пл}$ прогревает стенки и “растаявший” уран стекает на дно, создавая там необходимую критическую массу. Таким образом, в случае аварийного отключения подачи теплоносителя процесс деления автоматически прекратится, если реактор снабдить дополнительным резервуаром с высокой теплоемкостью стенок, в котором осядет часть металла, испарившегося при перегреве реактора. При правильном выборе конструкции введение такого устройства не должно сказываться на работе реактора в нормальном режиме.

Схема с кипящей активной зоной выгодна для реактора с накоплением плутония и эффективным выгоранием урана.

4.4 Тепловой реактор с внутренней безопасностью

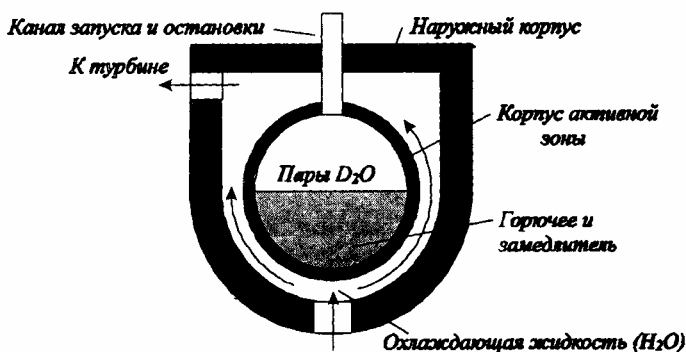
Наилучший ядерный цикл осуществляется в реакторах на быстрых нейтронах. Обращение к тепловым реакторам оправдано их хорошей освоенностью. Из всех известных тепловых реакторов лучшим нейтронным балансом обладает тяжеловодный (D_2O) реактор типа канадского «Candu», использующий в качестве топлива природный (необогащенный) уран. На его примере поясним одну идею физической регулировки мощности, отличную от принудительной регулировки стержнями управления в стандартном реакторе).

Введем понятие относительной концентрации урана $\delta = N_{D_2O}/N_U$. Расчеты показывают, что коэффициент размножения нейтронов превышает единицу, т.е. $k > 1$ (лишь при этом условии может существовать стационарный реактор), в области разбавления $10 < \delta < 1000$ (Максимальное значение k достигается при $\delta = 200$). При более высоких значениях δ , k начинает падать из-за слабого, но все же конечного поглощения нейтронов в тяжелой воде. При значениях $\delta < 10$, k также падает из-за изменения спектра нейтронов: спектр ужесточается и уходит в область резонансного поглощения в ^{238}U .

Предположим, что реактор приведен в рабочее состояние в точке с концентрацией на левой ветви интервала $10 < \delta < 100$. Начинается горение и вместе с ним изменение компонент топлива: постепенно исчезает ^{235}U , появляется ^{239}Pu , осколки. Размножающие свойства активной зоны в **тяжеловодном** реакторе вначале нарастают (в обычном тепловом реакторе они падают), т.к. накопление плутония идет быстрее, чем убывание, вследствие выгорания ^{235}U , т.е. $KB \geq 1$. В неизменных условиях процесс нарастания активности вскоре прекратился бы, т.к. равновесная концентрация плутония в реакторе на тепловых нейтронах равная 0,25% заметно меньше, чем содержание ^{235}U (0,7%) в исходном топливе. (Именно по этому выгорание в реакторе «Candu» невелико, на уровне первоначального содержания ^{235}U в природном уране). В новой конструкции тяжеловодного реактора предлагается сделать активную зону кипящей. Капли сконденсированной жидкости, скатываясь вниз, вновь попадают в активную зону. Критическое состояние поддерживается автоматически, темп энерговыделения диктуется теплосъемом.

Отличительной чертой модифицированного реактора является замкнутый объем с открытой водяной поверхностью и переносом тепла внутри реактора посредством свободной конвекции паров воды и теплосъемом вне активной зоны (**Рис.8**). На первых порах вследствие повышения концентрации активных атомов усилится выделение тепла, увеличится испарение воды, изменится вылет и спектр нейтронов. Из-за снижения разбавленности δ и включения

резонансов равновесная концентрация плутония увеличится, и процесс накопления будет продолжаться. Спустя некоторое время, в горении будет принимать участие почти исключительно плутоний (из урана-238), что в несколько раз увеличивает выгорание (экономия в пересчете на природный уран



составляет четыре раза по сравнению с ВВЭР).

Рис.9. Схема реактора

Самым важным качеством предлагаемой конструкции всякой системы управления. Функционирование реактора обладает физической безопасностью. Независимо от причин, случайное повышение тепловыделения приведет к дополнительному испарению замедлителя и немедленному прекращению реакции, как за счет ужесточения спектра нейтронов, так и за счет их вылета. Разделение зон энерговыделения и энергосъема обеспечивает возможность использования в первом контуре обычной воды. В реакторе темп теплосъема регулирует тепловыделения (мощность): повышение мощности теплосъема приводит к усилению охлаждения реактора, к более интенсивной концентрации паров тяжелой воды и, следовательно, к большому тепловыделению.

Рассмотрим теперь самый тяжелый случай аварии – полное прекращение теплосъема. Ничего страшного! Авария будет развиваться очень медленно, потребуются десятки минут, чтобы вода полностью испарилась. А фактически намного дольше, так как вскоре цепная реакция оборвется из-за роста концентрации урана в тяжелой воде. Повышенное давление паров может быть сброшено через односторонний клапан во вспомогательный клапан раз и навсегда.

4.5 Комбинированный реактор

Комбинированный двухкаскадный реактор (реактор в реакторе) состоит из внутренней центральной части, представляющей собой быстрый, но маломощный **критический** реактор, и окружающей его внешней оболочки (бланкета), представляющей собой внешний **подкритический** реактор (в качестве замедлителя используется тяжелая вода). Внутренний реактор строится в рамках концепции физической безопасности, в нем критическое состояние поддерживается автоматически. Его энерговыделение мало (мощность быстрого реактора составляет 10-15% от общей, необходимой для достижения высокого КПД выгорания основного теплового blankets), и поэтому собственное тепло может использоваться с небольшим КПД или даже вовсе сброшено. Наружный подкритический, а следовательно, неуправляемый, blanket имеет высокое выгорание из-за вовлечения в процесс деления ^{238}U . Внутренний реактор подпитывает нейтронами наружный, т.е. выполняет вспомогательную функцию поставщика нейтронов, а не энергетическую функцию. Составы отдельных частей выбираются из расчета, чтобы коэффициент воспроизводства в них был $K_{\text{В}} \approx 1$, в том числе в тепловом blanketе – учетом нейтронов внутреннего реактора. Вследствие этого возникает большое выгорание ^{238}U (десятки процентов в быстрой части и 2-5% в тепловой). Выгоревшее топливо содержит набор тяжелых элементов, в том числе – активных в плане деления. Такое топливо можно повторно использовать без какого-либо дополнительного изотопного обогащения, и без выделения плутония! Вся радиохимическая обработка топлива сводится к его разделению на две фракции: смесь тяжелых элементов (уран, плутоний, трансураны), которая без изменения повторно используется в том же реакторе, и смесь легких элементов (осколки, элементы твэлов и др.), которая поступает на захоронение.

Принимаются меры для организации односторонних нейтронных потоков (наружу) и подавлению обратных (внутри), только тогда система устойчива, имеет минимум элементов автоматики. Управление реактором отслеживает лишь медленные (годы) изменения активной зоны, вызванные ее выгоранием. Стержни управления содержат ^{238}U , который поглощает нейтроны, а затем возвращает их в цикл в виде ^{239}Pu . Отсутствие управления основным реактором благоприятно отражается на безопасности станции, кроме того, улучшает нейтронный баланс (уменьшает k).

Большое выгорание топлива создает необходимые предпосылки (возможно в сочетании с некоторым снижением удельной мощности реактора) для того, чтобы станция работала без смены топлива весь срок эксплуатации – десятки лет.

Двухуровневая схема упрощает эксплуатацию реактора. Ввиду того, что подавляющая доля энергии выделяется в тяжеловодном blankets, большого значения не имеет, как используется энергия центрального реактора в общем тепловом балансе. Даже если она полностью будет сброшена, это слабо отразится на КПД станции. Следовательно, по отношению к быстрому реактору, как к поставщику нейтронов, а не энергии, может быть применена упрощенная схема съема энергии. По теплосъему, обеспечению безопасности предложенная комбинированная схема может оказаться проще и доступней, чем у стандартного теплового реактора, несмотря на казалось бы внешнюю сложность построения.

Замечание. Мы рассмотрели типичный уран-плутониевый цикл. Ранее мы уже упоминали, что в настоящее время интенсивно рассматривается ториево-урановый цикл, как не приводящий к образованию плутония и трансплутониевых элементов. Поскольку для теплового ториевого реактора на тяжелой воде КВ может быть больше единицы, то к нему может быть применена рассматриваемая здесь идеология, с той поправкой, что выгорание не очень велико из-за отравления сильно поглощающими осколками. Отметим, что для ^{232}Th - ^{233}U – смеси $\tau_{1/2}=27$ дней, т.е. выход на аварийное сверхкритическое состояние будет продолжаться 3 месяца (для уран-плутониевого цикла – 1 месяц), что обеспечивает благоприятную возможность для осуществления мер безопасности.

4.6 Гибридный реактор.

Развитие идеи комбинированного реактора привело к созданию концепции гибридного реактора, сочетающего источник нейтронов и подкритический реактор. Источником нейтронов может быть смесь альфа-излучателя с берриллием, ускоритель (протонов, дейтронов, электронов и т.п.), плазменная или термоядерная установка.

4.6.1 Быстрый реактор и ускоритель

Принципиальная суть ядерного реактора - управляемая цепная реакция деления ^{235}U и ^{239}Pu . Ее протекание зависит от наличия нейтронного потока (для расщепления ядра ^{235}U требует один нейтрон, а после его расщепления производится в среднем 2.43 нейтронов). Однако, без наличия такого остаточного нейтронного потока, ядерная реакция может быть поддержана внешним вводом нейтронов, произведенных, например, при расщеплении мишени из тяжелых элементов, бомбардируемых протонами в ускорителе высоких энергий. Если такая мишень будет окружена блоком ядерного топлива, типа делящихся изотопов урана или плутония (или тория, который может превращаться в ^{233}U), то появится возможность поддержки цепной реакции деления. Эти устройства называют «управляемые ускорителем системы» или гибридные реакторы. В таком «подкритическом» ядерном реакторе нейтроны, произведенные облучением мишени, используются для поддержания реакции расщепления в топливе, и "помогают" нейтронам, являющимися результатом такого расщепления. Гибридный ядерный реактор можно выключить просто остановкой протонного пучка без необходимости введения в активную зону специальных поглощающих нейтроны стержней. Топливо в таких реакторах может быть смешано с долгоживущими отходами от обычных реакторов.

Другая функция гибридного реактора - разрушение тяжелых изотопов. Ядра нечетных изотопов, более тяжелых чем ^{232}Th , имеют высокую вероятность поглощения нейтронов с последующим процессом деления и выделения энергии. Ядра четных изотопов могут поглотить нейтрон с последующим бета-распадом и расщеплением. Этот процесс преобразования долгоживущих изотопов в расщепляющиеся называют «бридинг» (размножение). Поэтому подкритический ядерный реактор может преобразовывать долгоживущие трансураниевые элементы в недолговечные продукты деления и при этом еще и выдавать некоторую энергию. Но главное его достоинство состоит в возможности более простой и менее дорогой утилизации высокоактивных отходов от обычных ядерных реакторов. Однако, наибольший интерес к

гибридным реакторам состоит в потенциальной возможности их использования для сжигания оружейного плутония, как альтернативы его использования в смешанном оксидном топливе для обычных реакторов.

Гибридная ядерная система строится по принципу: ускоритель-мишень-бланкет. В настоящее время идет интенсивная работа по изучению и оптимизации физических характеристик таких систем. Рассматриваются различные варианты установок, различающихся по целевому назначению, типу ускорителя, виду ядерного топлива и мишенных материалов, виду теплоносителя и замедлителя, спектру нейтронов, топливному циклу, конструктивному исполнению.

Наиболее перспективно сочетание быстрого реактора, находящегося в подкритическом состоянии, с ускорителем, выдающим на мишень пучок релятивистских протонов. Подобные энергетические установки можно использовать для производства энергии мощностью по 500 Мвт (тепловой). Подкритический реактор работает на уране, находящимся в виде нитрида урана, UN (эффективная плотностью $11,6 \text{ г/см}^3$), или диоксида урана, UO_2 (эффективная плотность $9,5 \text{ г/см}^3$). Для выравнивания распределения мощности по радиусу бланкета обычно применяется трехзонное профилирование обогащением топлива по урану-235 – обогащение растет от центра к периферии активной зоны.

В реакциях взаимодействия пучка ускоренных до высоких энергий протонов с веществом мишени нарабатываются нейтроны «скалывания»-«spallation» (иногда их называют нейтронами расщепления). Ускоритель, таким образом, работает как интенсивный источник быстрых нейтронов.

Ускоритель должен обеспечить ускорение протонов до энергий 600 – 1500 Мэв (в исключительных случаях – до 5000 МэВ). При взаимодействии таких протонов с мишенью происходят ядерные реакции скалывания, т.е. реакции внутриядерного каскада, включающие в себя прямые нуклон-нуклонные реакции, фрагментацию ядра, высокоэнергетическое деление и фазу «испарения» возбужденного компаунд-ядра. В результате в объеме мишени нарабатываются нейтроны с энергиями 1 - 12 МэВ. Максимум производства нейтронов достигается на тяжелых элементах. В качестве материалов для мишеней, в которых можно получить значительный поток нейтронов, рассматриваются свинец, сплав свинца-висмута, ртуть, вольфрам, тантал и др. Число нейтронов, образующихся на один протон существенно зависит от энергии протона. Например, в случае сплава свинец-висмут при энергии протона 800 МэВ на один протон рождается 18 нейтронов с максимальной энергией 0,12 МэВ, то при энергии 5000 МэВ рождается 92 нейтрона максимальной энергией которых 0,36 МэВ.

Рассматриваемую здесь энергетическую гибридную ядерную систему можно рассматривать как аналог реактора на быстрых нейтронах. Как уже упоминалось, быстрый реактор работает на жидкометаллическом теплоносителе: сплаве свинец-висмут или натрия. Поэтому эти элементы и выбираются для производства мишени ускорителя. В условиях России возможны два типа установок: 1) свинцово-висмутовая мишень (цилиндр, заполненный расплавленным сплавом Pb-Bi, радиусом 10 см и длиной 60 см) и бланкет, представляющий собой тепловыделяющую сборку (ТВС), взятую от стандартного быстрого реактора с теплоносителем свинец-висмут; 2) вольфрамовая мишень, охлаждаемая расплавленным натрием, и бланкет, также охлаждаемый натрием, представляющий собой ТВС от быстрого энергетического реактора БН-800. Вольфрамовая мишень состоит из цилиндрических дисков с радиусом 10 см и толщиной 2 см, разделенных слоями натрия толщиной 4 см, общая длина мишени 60 см, радиус 10 см.

При оптимизации конструкции таких установок, выходными параметрами являются: выход нейтронов «скалывания» в мишени, их спектры, коэффициент умножения нейтронов в

бланкете, мощность нейтронного источника, требуемая сила тока в пучке протонов для достижения заданной мощности реактора и др.

Расчёты показали, что применение в упомянутых выше типах бланкетов более плотного ядерного топлива, каким является мононитрид урана UN, дает заметный выигрыш в требуемом токе пучка протонов по сравнению с традиционным оксидом урана UO₂. Зависимость требуемой мощности пучка протонов от их энергии в диапазоне энергий 800-1500 МэВ довольно слабая. Поэтому этот параметр может быть определен из требований эффективной работы специализированных ускорителей. Гибридная ядерная система с натриевым теплоносителем имеет преимущество перед установкой с охлаждением сплавом свинец-висмут по величине требуемого тока пучка протонов. Однако в управлении эта установка более трудна, так как требуемый для ее работы диапазон изменения силы тока значительно больше, чем для системы с теплоносителем Pb-Bi.

4.6.2 Тепловой реактор и термояд

Источником нейтронов может быть установка, в которой протекает реакция термоядерного синтеза. Целесообразность использования термоядерной энергии определяется величиной коэффициента усиления, т.е. отношением выделившейся энергии к энергии, затраченной на возбуждение термоядерной реакции. В комбинированном реакторе термоядерный источник нейтронов, относительно малой мощности, окружен размножающим бланкетом, который близок к обычному реактору на тепловых нейтронах, с той существенной разницей, что в исходном состоянии является подкритическим. При уровне подкритичности 0,9-0,95, вполне обеспечивающим безопасность реактора без управления, на один нейтрон с энергией 14 МэВ приходится 20 нейтронов деления или происходит десять делений ядер, при соотношении энергии деления к термоядерной, как 200:1, т.е. затраты на природный уран почти 10 раз меньше, чем в стандартных медленных реакторах ВВЭР и РБМК.

При такой композиции термоядерный источник выполняет не экономическую функцию, а исключительно управленческую. Для этой цели, в принципе, пригоден любой источник термоядерных нейтронов (непрерывный типа «Токомак» или импульсный, основанный на горении маленьких шариков – мишеней, разжигаемых лазерными лучами). Перспективным нейтронным источником может быть горение DT-газа, разжигаемого в центральной камере с помощью лазера. Лазер вместе с его энергетикой находится от реактора на расстоянии в несколько десятков метров. Связь осуществляется только через узкие каналы для подачи света в мишенную камеру небольших размеров. Лазер и реактор конструктивно развязаны.

Возможен двухкаскадный вариант гибридного реактора, состоящий из быстрого внутреннего предусилителя и наружного теплового бланкета. Термоядерные нейтроны сначала размножаются во внутреннем каскаде, затем поступают в наружный, где замедляются и еще раз размножаются. Осуществляется поток нейтронов от центра к периферии, причем обратный поток тепловых нейтронов на внутренний каскад предельно подавлен в силу выбранной геометрии и наличия поглотителя тепловых нейтронов между каскадами. В результате такого «вентильного» эффекта удастся, сохраняя приемлемую подкритичность (0,95), безопасно многократно повысить размножение нейтронов за счет ядерных делений. Суммарный коэффициент, выражающий отношение делительной энергии к термоядерной, достигает значения 5000, что, естественно, благоприятно отражается на требованиях к нейтронному источнику, т.е. лазеру. Для реактора мощностью 300 Мвт (100 МВт электрических) нейтронный источник должен иметь выход 10^{16} нейтронов в секунду. К сожалению, лазера с энергией 300 кДж и частотой импульса 1 Гц пока (2001 г.) не существует.

Замечание. В гибридной схеме, в которой организован преимущественно односторонний поток нейтронов от центра реактора наружу с подавлением воздействия нейтронов из периферийной области на центральную, основная энергия – делительная, лазер усложняет конструкцию, но вместе с тем придает реактору высокую степень безопасности, простоту управления, большое выгорание и экономию

топлива. В реакторе удастся достигнуть очень высокого энергетического коэффициента (отношение общей энергии к термоядерной) на уровне 10000. При этом сохраняется безопасный уровень подкритичности установки в целом, $k=0,9-0,95$.

4.7 Погружающийся реактор

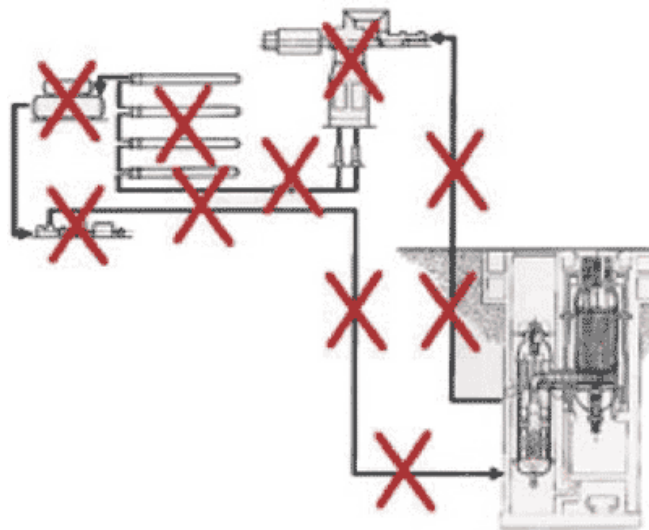
Автоматический режим поддержания критического состояния создает предпосылки для экзотических проектов. Поскольку уран – металл тяжелый, нетрудно вообразить себе реактор с удельным весом, превышающим средний удельный вес пород у поверхности Земли. Тогда, предоставленный самому себе он станет погружаться вглубь нее в том случае, если сможет развить температуру выше температуры плавления окружающих пород.

Варьируя форму и размеры такого реактора, можно достичь приемлемой скорости погружения в землю (примерно километр в год). Тогда на месте погружения образуется обширная область (порядка $0,1 \text{ км}^3$) разогретой земли, из которой можно черпать тепло, как на геотермальных станциях. Важно, что земные породы слабо активируются нейтронами реактора, а возникающие все же радиоактивные изотопы имеют короткий период полураспада. Быть может, на этом пути удастся решить одну из основных проблем атомной энергетики – захоронение радиоактивных отходов.

4.8 Гелиевый реактор

Высокотемпературный гелиевый реактор (ВТГР) - источник тепла с уникально высокой температурой - около 1000°C , поэтому его использование позволяет значительно расширить сферу экономически эффективного применения ядерной энергии.

Первое предложение использования гелия в реакторах сделали С.М. Фейнберг и В.С. Фурсов в 1947, проектов ВТГР с шаровыми и призматическими твэлами начали разрабатываться в 1974, с 1998 осуществляется создание модульного высокотемпературного гелиевого реактора с газовой турбиной. Достижения в технологии газовых турбин, электромагнитных подшипников, высокоэффективного теплообменного оборудования сделали реальной разработку



инновационного проекта гелиевого ВТГР с газовой турбомашинной для прямого преобразования энергии с КПД $\sim 50\%$ (цикл Брайтона). Эта концепция легла в основу Международного проекта ГТ-МГР (Gas Turbine - Modular Helium Cooled Reactor - GT-MHR) – «Газовая турбина — модульный гелиевый реактор» — ГТ-МГР.

Рис.10. Новая схема АЭС типа ГТ-МГР устраняет из её конструкции множество прежних систем. А так как узлов меньше, то и надёжность выше.

Принципиальными особенностями ГТ-МГР являются: высокая эффективность производства электроэнергии (к.п.д. $\sim 50\%$);

возможность использования высокотемпературного тепла для технологических производств; повышенная безопасность, обусловленная самозащищенностью и невозможностью плавления активной зоны при тяжелых авариях; обеспечение гарантий нераспространения; эффективное использование ядерного топлива и возможность реализации различных вариантов топливного цикла (уран, плутоний, торий); снижение теплового и радиационного воздействия на окружающую среду.

В конце 20-го века в России разработан ряд проектов ВТГР различного назначения и уровня мощности: опытно-промышленный реактор ВГ-400 для комбинированной выработки технологического тепла и электроэнергии в паротурбинном цикле, реакторная установка ВГ-400ГТ с прямым газотурбинным циклом преобразования энергии, модульный реактор ВГМ для производства технологического тепла с температурой $\sim 900^\circ\text{C}$ и электроэнергии, атомная станция ВГМ-П для энергоснабжения типового нефтеперерабатывающего комбината.

Энергетическая установка ГТ-МГР (Тепловая мощность ГТ-МГР 600 МВт, электрическая - 285 МВт, расчетный срок службы реактора - 60 лет) состоит из связанных воедино двух блоков: модульного высокотемпературного реактора (МГР) и газотурбинного преобразователя энергии прямого цикла (ГТ). Ядерный реактор обладает внутренне присущей безопасностью (то есть – чем сильнее нагрев – тем слабее реакция, просто исходя из «физики» реактора, вплоть до остановки естественным путём, без всякого участия системы управления). Реактор размещается в закрытых капсулах под землёй. В основе концепции МГР лежит использование активной зоны с графитовым замедлителем, топливом в виде микросфер с многослойными керамическими покрытиями и гелием в качестве теплоносителя. В активной зоне полностью отсутствуют металлоконструкции. Это позволяет иметь температуру гелия на выходе из реактора 850°C и более, что обеспечивает высокую эффективность производства электроэнергии в прямом газотурбинном цикле, а также возможность использовать МГР как источник промышленного высокотемпературного тепла. Кратчайшее преобразование энергии горячего гелия в электричество осуществляется с помощью газовой турбины так называемого замкнутого цикла Брайтона. Устройство АЭС сильно упрощается. Никаких промежуточных теплоносителей, меняющих фазу (жидкость-пар), никаких громоздких теплообменников, почти – никаких путей для возможной утечки чего-нибудь радиоактивного.

Всё капсулировано. При этом даже отказ системы управления не ведёт к расплавлению топлива. Всё автоматически затухает и медленно остывает за счёт рассеивания тепла в грунт, окружающий станцию. Топливо для станции – это оксид и карбид урана или оксид плутония, выполненные в виде шариков диаметром всего 0,2 миллиметра и покрытые несколькими слоями различной термостойкой керамики. Шарики «насыпаются» в стержни, те формируют сборку и так далее. Физические (масса конструкции, условия протекания реакции) и геометрические параметры реактора таковы (сравнительно низкая плотность энергии, например), что при любом развитии событий, даже полной потери теплоносителя, эти шарики не расплавятся.

Активная зона реактора кольцевого типа содержит гексагональные топливные блоки, собранные в 102 топливные колонны по 10 блоков в каждой. Каждый топливный блок имеет 202 канала для топливных компактов (15 топливных компактов по высоте), 108 каналов для прохода теплоносителя и 14 каналов для стержней выгорающего поглотителя (15 компактов выгорающего поглотителя по высоте), расположенных по треугольной решетке с шагом 19 мм. В 12 топливных колоннах первого внутреннего ряда активной зоны расположены каналы для стержней аварийной защиты диаметром 130 мм. В 18 топливных колоннах второго и третьего рядов расположены каналы под резервную систему останова, содержащие маленькие поглощающие шарики на основе карбида бора. Кольцевая кладка активной зоны окружена внутренним, наружным, нижним и верхним заменяемыми отражателями. Сменный отражатель содержит 163 колонны с 13 блоками в каждой, из которых 102 колонны приходятся на внешний и 61 – на внутренний отражатели. Блоки в 36 колоннах внешнего отражателя имеют каналы под стержни компенсации реактивности. Основные характеристики активной зоны представлены в **Табл.2.**

Топливные блоки активной зоны содержат стержни выгорающего поглотителя на основе окиси эрбия (Er_2O_3) с естественным содержанием изотопов. Поглотитель служит для двух целей: компенсации запаса реактивности и обеспечение отрицательного температурного коэффициента

реактивности. Топливо в ГТ-МГР используется в виде частиц с многослойным покрытием. Двоокись топлива в виде ядер (диаметр ~ 200 мкм) покрыта пористым буферным слоем графита, плотным слоем пирографита, затем слоем карбида кремния и еще одним слоем пирографита. Наружный диаметр топливной частицы ~ 600 мкм. Частицы перемешиваются с графитовой матрицей и формируются в цилиндрические топливные компакты в виде стерженька диаметром 12,5 мм высотой 50,0 мм. Они, в свою очередь, загружаются в гексагональные призматические графитовые топливные блоки высотой 0,8 м и размером под ключ 0,36 м. Основные характеристики реактора ГТ-МГР приведены в **Табл. .**

ГТ-МГР характеризуется повышенной безопасностью. Присущие ГТ-МГР свойства внутренней безопасности исключают плавление активной зоны в случае тяжелых аварий реактивностного типа и при потере теплоносителя. Свойства безопасности и конструкционные характеристики делают ГТ-МГР устойчивым к ошибкам оператора.

В ГТ-МГР можно использовать различные варианты ядерного топливного цикла (уран, плутоний, торий), в том числе в нем можно эффективно утилизировать оружейный плутоний. Эффективное использование топлива обеспечивается в цикле с его однократным прохождением через реактор без необходимости переработки и повторного использования. Состав и форма отработавшего топлива ГТ-МГР обеспечивают гарантии нераспространения. Переработка ядерного топлива в форму микротопливных частиц может осуществляться заранее, что будет способствовать повышению гарантий нераспространения.

Стандартный модуль установки ГТ-МГР включает активную зону реактора тепловой мощностью 600 МВт, объединенную с блоком преобразования энергии, который включает газовую турбину прямого цикла с гелиевым охлаждением. Активная зона реактора заключена в стальном корпусе высокого давления, который через соединительный корпус соединен с корпусом преобразования энергии. Реакторный модуль установки ГТ-МГР размещается в заглубленной герметичной защитной конструкции высокого давления, обладающей типичными характеристиками защитных сооружений, используемых в проектах современных легководных реакторов.

Блок преобразования энергии, действие которого основано на прямом цикле Брайтона, включает турбомашину, состоящую из генератора, газовой турбины и двух компрессорных секций, установленных вертикально на одном валу, подвешенном на магнитных подшипниках. Система преобразования энергии включает три компактных теплообменника: высокоэффективный рекуператор, промежуточный охладитель и концевой охладитель.

Замкнутый газотурбинный цикл в ГТ-МГР реализуется следующим образом: рабочее тело-гелий подвергается двухступенчатому сжатию в компрессоре и промежуточному охлаждению; предварительный нагрев гелия высокого давления (перед входом в реактор) происходит в рекуператоре, который использует энергию гелия на выходе из турбины; в реакторе осуществляется ввод тепловой энергии в цикл и нагрев гелия до рабочей температуры; горячий гелий высокого давления расширяется затем в турбине, которая приводит в действие компрессор и электрогенератор; гелий низкого давления с выхода турбины направляется в рекуператор, где подогревает гелий высокого давления после компрессора; сбросное тепло из цикла отводится в концевом холодильнике контуром оборотной воды.

Концепция проекта ГТ-МГР основывается на четырех современных технологиях: модульных гелиевых реакторах с характерным для них высоким уровнем естественной безопасности; высокоэффективных газовых турбинах, разработанных для авиации и электростанций; электромагнитных подшипниках; высокоэффективных компактных пластинчатых проточных оребренных теплообменниках.

Прямой замкнутый газотурбинный цикл преобразования энергии, по отношению к другим типам АЭС с паровым циклом, обеспечивают значительное упрощение и сокращение количества необходимого оборудования и систем, в том числе систем безопасности, а также полное

исключение из состава станции паротурбинного контура (паропроводов, конденсатора, деаэратора и др.). Данное упрощение станции в совокупности с модульностью конструкции ГТ-МГР обуславливают снижение капитальных затрат на строительство, эксплуатацию и техническое обслуживание, что дает предпосылки к высокой экономической эффективности АЭС с ГТ-МГР.

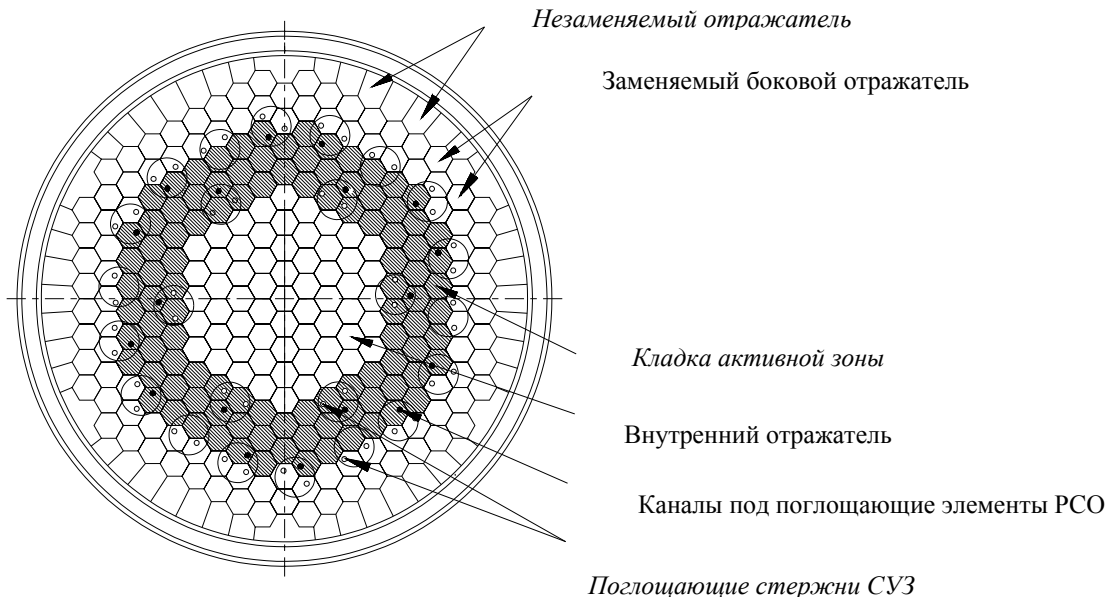


Рис.11 Активная зона гелиевого реактора

Табл.3 Основные характеристики реактора ГТ-МГР

Тепловая мощность, МВт	600
К.п.д. производства электроэнергии, Нетто, %	47,2
Температура теплоносителя-гелия (вход/выход) реактора, °С	490/850
Давление гелия на входе в реактор, МПа	~7,15
Свежая загрузка P_u , кг	~ 700
Среднее выгорание, МВт.сут/кг	720
Загружаемый P_u , кг/год	~ 240
Допустимая температура топлива, °С	≤1600

«Стратегия развития атомной энергетики России...» предусматривает сооружение головной АЭС ГТ-МГР и установки по производству топлива для нее на Сибирском химическом комбинате к 2010, а к 2012-2015 - создание и ввод в эксплуатацию первой четырехмодульной АЭС ГТ-МГР. Установки ГТ-МГР по своим техническим характеристикам, уровню безопасности и экономичности приближается к требованиям, предъявляемым к перспективным реакторным технологиям XXI века.

Фирма Eskom разработала модульный, охлаждаемый гелием, реактор с шаровыми ТВЭлами (Pebble Bed Modular Reactor – RBMR) мощностью 114 МВт. Особенности реактора: внутренне присущая безопасность, небольшие габариты, экономичность, что привлекательно как для развивающихся, так и для промышленно развитых стран, где имеется потребность в небольших реакторах специального назначения, которые можно строить в районах с отсутствием охлаждающей воды. Конструкция реактора RBMR с активной зоной с засыпкой шаровых ТВЭлов аналогична реактору AVR мощностью 15 МВт, который успешно эксплуатировался в течение 22 лет в Германии. Активная зона реактора RBMR состоит из 440 тыс. сферических графитовых элементов диаметром 60 мм. Из них 310 тыс. содержат обогащенный гранулированный диоксид урана (4–8%) с оболочкой из графита и карбида кремния. Остальные 130 тыс. элементов – чисто

графитовые. За срок службы реактора будет осуществляться 10–15 перегрузок активной зоны. Твэлы непрерывно выводятся из реактора снизу активной зоны. После автоматизированного измерения глубины выгорания они либо возвращаются в соответствующую область активной зоны, либо выгружаются на установку для хранения отработавшего топлива. Обычно твэлы возвращаются в цикл около 10 раз, что обеспечивает высокое выгорание делящегося материала. Этот аспект вместе с большими техническими трудностями выделения остаточного делящегося материала из отработавших твэлов обеспечивает хорошие возможности предотвращения распространения ядерных материалов. Нейтронно-физические характеристики системы обеспечивают внутренне присущую безопасность путем автоматического выключения реактора при возникновении аварийных ситуаций. Большая теплоемкость активной зоны и окружающего графита препятствует быстрому разогреву при авариях с потерей теплоносителя, кроме того, отвод остаточной теплоты может осуществляться за счет поглощения теплового излучения материалом стального корпуса реактора.

5. РЕАКТОРЫ СРЕДНЕЙ МОЩНОСТИ

5.1 Корпусной реактор ПРБЭР-600 с интегральной компоновкой

Интегральная компоновка реакторной установки (РУ) привносит дополнительные, качественно новые возможности для повышения безопасности АС, которых нет в двух других схемах, но ее применение оправдано только при высокой надежности, отработанности внутрореакторного оборудования. Примером интегральной компоновки может служить реактор ВПБЭР.

Задача создания реактора повышенной по существу предельно достижимой безопасности успешно решена применительно к РУ для атомных станций теплоснабжения АСТ-500, высокая безопасность которой подтверждена независимой экспертизой МАГАТЭ. Решения по безопасности АСТ, такие, как интегральная компоновка реактора, применение страховочного корпуса, пассивные системы безопасности разного типа действия с глубоким резервированием и самосрабатыванием, легли в основу проекта энергетического реактора повышенной безопасности электрической мощностью 630 МВт **ВПБЭР-600**.

ВПБЭР-600 представляет собой двухконтурную установку с водо-водяным корпусным реактором интегрального типа. Реактор заключен в страховочный корпус для локализации аварий, связанных с разгерметизацией трубопроводов вспомогательных систем первого контура или корпуса. Интегральное исполнение характеризуется размещением в одном корпусе активной зоны с рабочими органами системы управления защитой (СУЗ), теплообменной поверхности парогенератора и парогазового компенсатора давления, функцию которого выполняет верхний объем корпуса реактора над уровнем теплоносителя.

Первый контур вмещает в себя основной контур циркуляции, размещенный внутри корпуса реактора, а также системы компенсации давления, очистки теплоносителя и введения жидкого поглотителя. Этот контур обслуживается системами водоподготовки, заполнения и подпитки, отбора проб, воздухоудаления и дренажа. Второй контур состоит из 12 независимых секций парогенератора (ПГ) с индивидуальным подводом питательной воды и выводом пара за пределы страховочного корпуса. Далее секции ПГ объединяются в 4 петли, по которым пар подается в паротурбинную установку, откуда возвращается питательная вода. Плановое расхолаживание осуществляется за счет циркуляции питательной воды через ПГ со сбросом пара в специальный технологический конденсатор.

Основная концепция безопасности ВПБЭР-600 - сочетание внутренне присущей самозащищенности и пассивных систем безопасности. Система непрерывного отвода тепла постоянно находится в работе и поэтому не требуется срабатывание каких-либо устройств при необходимости аварийного расхолаживания реактора, выполненная аналогичным образом пассивная система отвода тепла с самовскрытием гарантирует высокую надежность

аварийного теплоотвода. Интегральная компоновка принципиально исключает классы аварий больших и средних течей при разрыве трубопроводов первого контура. Размещение реактора в прочном страховочном корпусе обеспечивает сохранение активной зоны под водой при любом разрыве 1-го контура, что исключает плавление топлива. Страховочный корпус служит дополнительным пассивным барьером локализации радиоактивных продуктов. Привлекательное свойство ВПБЭР-600 - самообеспечение безопасного состояния. Вероятность реализации аварии с тяжелыми повреждениями активной зоны. ВПБЭР-600 составляет менее 10^{-8} на один реактор-год. Принятые проектные решения, качественно новый уровень безопасности снимает вопрос о расстоянии при размещении АЭС с реактором ВПБЭР-600, исключает необходимость эвакуации населения, позволяют размещать АЭС в непосредственной близости от городов и других населенных пунктов, крупных энергопотребителей.

5.2 ВВЭР-640 (В-407)

Реакторная установка В-407 является составной частью АЭС нового поколения средней мощности с повышенным уровнем безопасности по сравнению с предыдущими серийными АЭС с отечественными реакторами ВВЭР и зарубежными действующими реакторами PWR при высоком уровне надежности и экономичности. РУ с ВВЭР-640 (В-407) предназначена для выработки и подачи пара на турбогенераторную установку АЭС средней мощности для производства электроэнергии с частотой 50 Гц, мощностью 640 МВт (эл.) (тепловая мощность 1800 МВт), как в базовом режиме, так и в режимах маневрирования мощностью.

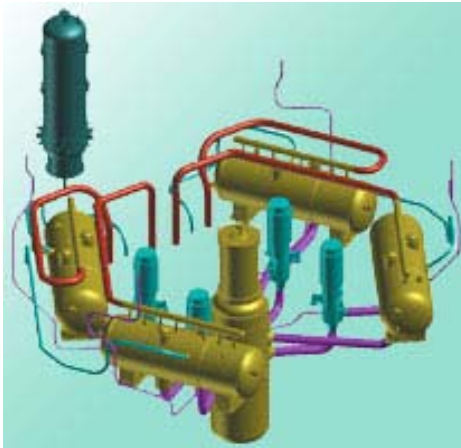


Рис.12. Реакторная установка ВВЭР-640

Отличительные характеристики РУ В-407: повышение безопасности за счет: снижения теплонапряженности твэлов; использования наилучших конструкционных материалов; использования пассивных систем отвода остаточных тепловыделений активной зоны; обеспечение подкритичности активной зоны при температуре теплоносителя не менее 100°C в любой момент кампании при нулевой концентрации борной кислоты в теплоносителе;

обеспечение пассивного залива водой корпуса реактора снаружи при аварии с потерей теплоносителя для отвода тепла от днища корпуса реактора в случае постулированного разрушения активной зоны и скапливания кориума на днище корпуса реактора; исключения выброса активного теплоносителя и сохранения его внутри контейнента при течах из первого контура во второй; высокая эксплуатационная готовность за счет сокращения времени плановых остановов; пониженные дозовые нагрузки за счет: снижения затрат при эксплуатации; глубоко эшелонированной защиты.

Приняты решения о строительстве на территории России 8 энергоблоков АЭС с ВВЭР-640 (1 энергоблок - в составе НПЦ АЭ в г. Сосновый Бор, 3 энергоблока - на Кольской АЭС-2 и 4 энергоблока на Дальневосточной АЭС).

6. МАЛЫЕ РЕАКТОРЫ

6.1 Капсулированный реактор

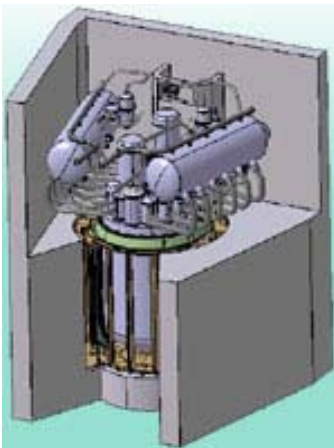
Американское министерство энергетики (DOE) проектирует капсулированный ядерный реактор, который можно будет продавать в любую развивающуюся страну мира, поскольку он будет надежно защищен от несанкционированного вскрытия.

Идея заключается в том, чтобы создать полностью автономный, герметично закрытый и запечатанный энергетический реактор, не требующий какого-либо обслуживания в течение всего

срока эксплуатации. Такие установки можно продавать в страны третьего мира без опасности нарушения принципов нераспространения ядерных технологий. Новинка называется SSTAR (маленький запечатанный транспортабельный автономный реактор). Предусмотрен ряд моделей в диапазоне мощности 10 – 100 мегаватт. Эту мощность реакторы будут выдавать в течение 10 лет без перезагрузки топлива, после чего их должны вернуть заводу-изготовителю нераспечатанными. Конструкция реактора предусматривает несколько контуров защиты, подающих сигнал при попытке вскрытия и вызывающий немедленную реакцию со стороны США. Для страны, купившей такую энергетическую установку, это будет просто черный ящик, непрерывно выдающий энергию. Вся автоматика также защищена прочным корпусом, а так как ядро реактора очень мало, в случае отказа электроники машина автоматически заглушится и начнет охлаждаться прямо через корпус (его размеров достаточно для такого охлаждения), без использования каких-либо внешних систем.

6.2 СВБР-75

Реакторная установка СВБР-75 разработана в рамках программы продления срока службы блоков АЭС первого поколения с ВВЭР. Выбор номинальной мощности (75 МВт (эл.), 265 (теп.)) обусловлен необходимостью сохранения технологической схемы, возможностью полного



заводского изготовления и транспортирования по железной дороге. Параметры парогенераторов унифицированы применительно к схемам второго контура на всех восстанавливаемых блоках. Проект реактора разработан как базовый с возможностью многоцелевой модернизации. СВБР-75 имеет интегральную компоновку первого контура, включающую реактор, двенадцать парогенерирующих модулей и два циркуляционных насоса. Тип СВБР-75 – двухконтурная, с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут в первом контуре и реактором на быстрых нейтронах.

Рис.13 Реакторная установка СВБР-75

6.3 АРГУС

АРГУС – типичный представитель малых лабораторных реакторов, предназначенный для проведения ядерно-физического анализа и технологического контроля. Растворный ядерный реактор прост и надежен в конструкции, с достаточным потоком нейтронов (до 10^{12} нейтр/см²*с) при небольшой (50 кВт) тепловой мощности. Гарантируется ядерная безопасность, удобные условия эксплуатации, малочисленность персонала, низкая стоимость. "Аргус" можно размещать непосредственно на производстве без дорогостоящих санитарно-защитных средств. При круглосуточной работе кампания реактора составляет 10 лет.



Рис.14 Лабораторный реактор АРГУС

Технические характеристики: обогащение по изотопу урана-235 - 21%; загрузка урана-235, 1,8 кг; объем водного раствора U₂SO₄ - 23,0 л; мощность - не более 50 кВт; плотность потока тепловых нейтронов: в канале активной зоны $1,2 \cdot 10^{12}$, в каналах отражателя $6,0 \cdot 10^{11}$, на выходе пучка нейтронов (при степени коллимации 1°) $3,0 \cdot 10^7$ нейтр/см²*с.

Реактор может использоваться для переработки медицинских изотопов.

6.4 Мастер

Малые реакторы особенно перспективны в области теплоснабжения городов, поскольку такие ядерные установки можно безопасно размещать вблизи жилья. Новым типом реактора является саморегулирующийся реактор малой мощности «МАСТЕР». Мощность реактора 3 МВт, кампания реактора – 60 лет непрерывной работы без перегрузки топлива. Реактор имеет двухконтурную систему отвода тепла: первый замкнутый контур с естественной циркуляцией, второй контур потребителя ($t = 80\text{ }^{\circ}\text{C}$) - с принудительной. Передача тепла от ядерного топлива к теплоносителю первого контура осуществляется за счет теплопроводности материала активной зоны (так называемый «однотвальный» реактор). Помимо теплоснабжения, данный реактор планируется внедрить в систему образования России.

6.5 Rapid

В настоящее время в Японии разрабатывается миниатюрный ядерный реактор, предназначенный для электроснабжения жилых домов. Реактор Rapid-L при высоте 6 м и ширине 2 м способен вырабатывать до 200 кВт электричества, чего достаточно для питания офисного небоскреба или жилого дома. Полагают, что реакторы типа Rapid-L получат широкое распространение просто потому, что большие АЭС будет негде строить из-за нехватки места для их размещения. Эти реакторы также могут использоваться для компенсации пиковых нагрузок в крупных городских зонах, таких как Токийский залив.

Rapid-L - реактор на быстрых нейтронах. Регулирование интенсивности потока нейтронов используется жидкий литий-6 - изотоп лития, лучше других поглощающий нейтроны. Внутри реактора имеются трубки, заполненные инертным газом. Над трубками располагаются емкости с литием-6. При повышении температуры металл расширяется и спускается вниз по трубкам, поглощая нейтроны и замедляя реакцию. Литий-6 действует как "жидкий стержень", поэтому не нужна сложная механическая система для спуска и подъема твердых стержней, отпадает. Рабочая температура Rapid-L составляет $530\text{ }^{\circ}\text{C}$, а охлаждение осуществляется жидким натрием. Реактор безопасен, и может быть размещен в подвале жилого дома.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 15. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Содержание

1. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ	2
1.1 АЭС России	2
1.2 Атомные электростанции на пост-советском пространстве	7
1.3 Атомная энергетика в странах мира	7
1.4 Атомные электростанции в зарубежных странах	10
1.4.1 Канада – реактор Канду	10
1.4.2 Великобритания – реактор Магнокс	11
1.4.3 США – реактор Сибрук	12
1.4.4 Франция – реактор Суперфеникс	12
1.4.5 Индия – ториевый реактор-размножитель	12
1.5 Малые АЭС	12
1.6 Подземные АЭС	17
1.7 Плавающие АЭС	20
1.8 Передвижные АЭС	23
2. АТОМНЫЕ СТАНЦИИ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ	25
3. ЯДЕРНЫЕ КОМПЛЕКСЫ	27

Для практического использования энергии, освобождающейся при осуществлении цепной ядерной реакции деления, необходимо преобразование кинетической энергии осколков ядер урана в другие виды энергии. Наиболее удобной для осуществления дальнейших преобразований является электрическая энергия. Для ее получения с помощью реактора служат атомные электростанции (АЭС).

***Атомная станция (АС)** - ядерный реактор (реакторы), с комплексом систем, устройств, оборудования, сооружений и персоналом, необходимых для производства энергии в заданных режимах и условиях применения, располагающиеся в пределах конкретной территории. Обычно под термином **атомная станция (АС)**, если это особо не оговаривается, понимается любой из объектов, т.е. АЭС, АСТ, АЭТС.*

***Атомная электрическая станция (АЭС)** – электростанция, на которой ядерная энергия преобразуется в электрическую. На АЭС тепло, выделяющееся в ядерном реакторе, используется для получения водяного пара, вращающего турбогенератор. Мощность крупнейших действующих многоблочных АЭС (1998) св. 9 ГВт.*

***Атомная станция теплоснабжения (АСТ)** - атомная станция, предназначенная для производства тепловой энергии для целей отопления и горячего водоснабжения.*

***Атомная энерготехнологическая станция (АЭТС)** - атомная станция, предназначенная для производства электроэнергии и энергии для технологических целей.*

***АТЭЦ** - атомная тепло-электроцентраль.*

Перспективы АЭС связаны с тем, что себестоимость электроэнергии, вырабатываемой на крупных атомных электростанциях, ниже себестоимости электроэнергии, вырабатываемой на тепловых электростанциях (хотя и выше, чем на гидроэлектростанциях).

Масштабы строительства, прогнозы развития атомных электростанций (АЭС) и теплоэлектроцентралей (АТЭЦ) и станций теплоснабжения (АСТ) во многих странах свидетельствуют о возрастающей, а для некоторых стран решающей роли ядерной энергетики в электроснабжении и выработке тепла среднего и низкого потенциала для промышленного и коммунально-бытового теплоснабжения, а также опреснения морской воды.

По данным информационной системы МАГАТЭ по состоянию на 25 января 2005 года во всем мире эксплуатировалась 441 атомная электростанция с суммарной установленной электрической мощностью 367249 ГВт(э), 26 атомных электростанций находились в процессе строительства.

В атомной энергетике эксплуатируются ядерные реакторы различного типа (Табл.1).

Табл.1 Типы ядерных реакторов, находящиеся в эксплуатации

Тип реактора	Основные страны	Кол-во	ГВт	Топливо	Охладитель	Замедлитель
Герметичный водяной реактор (PWR-ВВЭР)	США, Франция, Япония, Россия	252	235	Обогащенный UO_2	Вода	Вода
Кипящий реактор (BWR)	США, Япония, Швеция	93	83	Обогащенный UO_2	Вода	Вода
Реактор с газовым охлаждением (Magnox и AGR)	Великобритания	34	13	Естественный U, обогащенный UO_2	CO_2	Графит
Герметичный реактор на тяжелой воде "CANDU" (PHWR)	Канада	33	18	Естественный UO_2	Тяжелая вода	Тяжелая вода
Легко-водный реактор с графитовым замедлителем (РБМК)	Россия	14	14	Обогащенный UO_2	Вода	Графит
Реактор на быстрых нейтронах (FBR-БР)	Япония, Франция, Россия	4	1.3	PuO_2 и UO_2	Жидкий натрий	Нет
Другие	Россия, Япония	5	0.2			
	ВСЕГО	435	364			

В данной лекции мы коротко остановимся на анализе современного состояния развития атомной энергетике (включая ядерные комплексы) и ядерного транспорта.

1. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

1.1 АЭС России

В настоящее время «большая» энергетика России базируется на атомных электростанциях (АЭС), использующих каналные (типа РБМК, Рис.1) или корпусные (типа ВВЭР, Рис.2) реакторы. Основным компонентом АЭС является реакторная установка.

Реакторная установка - комплекс систем и элементов атомной станции, предназначенный для преобразования ядерной энергии в тепловую, включающий реактор и непосредственно связанные с ним системы, необходимые для его нормальной эксплуатации, аварийного охлаждения, аварийной защиты и поддержания в безопасном состоянии, при условии выполнения требуемых вспомогательных и обеспечивающих функций другими системами станции.

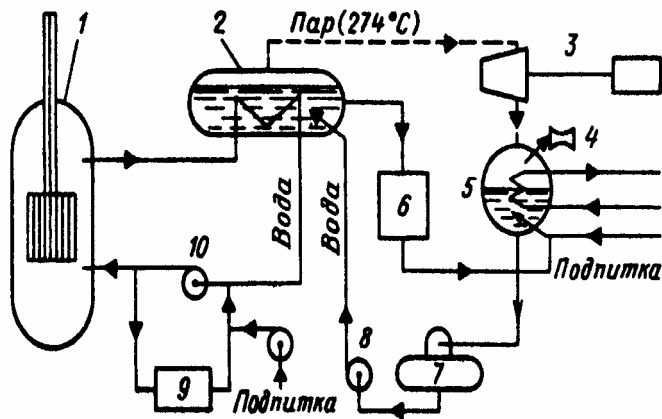
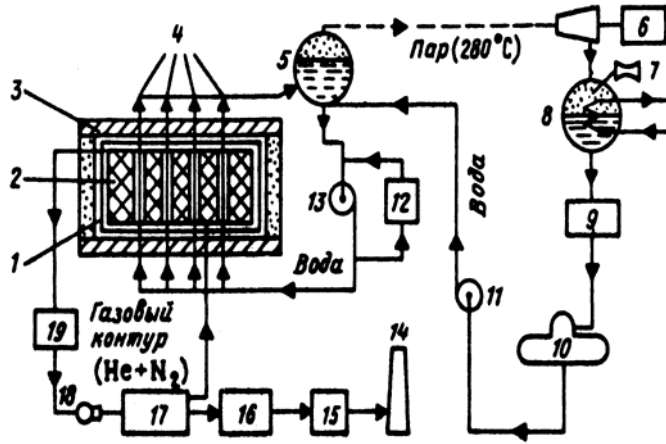


Рис.1 Принципиальная технологическая схема АЭС с реактором типа ВВЭР:

1-реактор; 2 - парогенератор; 3 - турбогенератор; 4 - эжектор; 5 - конденсатор; 6 - спецводоочистка второго контура; 7 - деаэратор; 8 - питательный насос; 9 - байпасная очистка; 10 - главный циркуляционный насос.

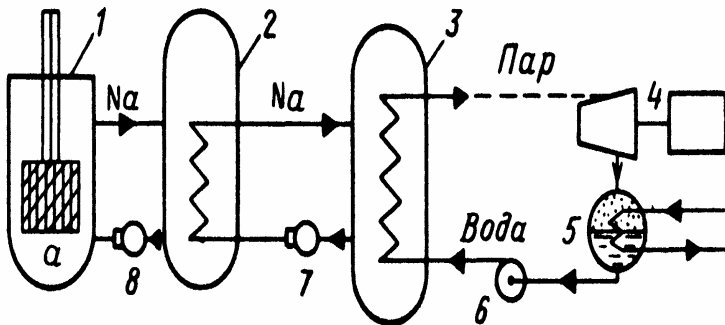
Замечание. Турбина атомной электростанции является тепловой машиной, определяющей в соответствии со вторым законом термодинамики общую эффективность станции. У современных атомных электростанций коэффициент полезного действия приблизительно равен 1/3. Следовательно, для производства 1000 МВт электрической мощности тепловая мощность реактора должна достигать 3000 МВт. 200 МВт должны уноситься водой, охлаждающей конденсатор. Это приводит к локальному перегреву естественных водоемов и последующему возникновению экологических проблем.



Основная часть АЭС России снабжена реакторами на тепловых нейтронах. Типичный вид такой станции (Балаковской АЭС) приведен на **Фото.1**

Рис.2 Схема АЭС с реактором типа РБМК:
 1 - реактор; 2 - графитовая кладка; 3 - биологическая защита; 4 - технологические каналы; 6 — барабан - сепаратор; 6 - турбогенератор; 7 - эжектор; 8 — конденсатор; 9 — конденсатоочистка; 10 — деаэратор; 11 — подпиточный насос; 12 — байпасная очистка на ионообменных фильтрах; 13 — главный циркуляционный насос; 14 — вентиляционная труба; 15 аэрозольный фильтр; 16 — газгольдер для выдержки газа; 17 - адсорбер CO₂, CO, H₂, H₃; 18 – компрессор; 19 - аэрозольный и йодный фильтры

труба; 15 аэрозольный фильтр; 16 — газгольдер для выдержки газа; 17 - адсорбер CO₂, CO, H₂, H₃; 18 – компрессор; 19 - аэрозольный и йодный фильтры



Белоярская АЭС (**Фото 2**), единственная электростанция, имеющая в своем составе промышленный энергетический реактор на быстрых нейтронах БН-600 (**Рис.3**).

Рис. 3. Схема АЭС с реактором типа БН:
 1 - реактор; 2 - промежуточный теплообменник; 3 - парогенератор; 4 - турбогенератор; 5 - конденсатор; 6 - насос; 7 - насос второго натриевого контура; 8 - насос первого натриевого контура.

Распределение АЭС по регионам России представлены в **Табл.2**.



Карта 1. Местоположение АЭС в России**Табл. 2** Атомные электростанции, расположенные на территории России (2000).

№ АЭС	Номер энергоблока АЭС и тип реактора				
	1	2	3	4	5
1 Балаковская АЭС	ВВЭР 1000	ВВЭР 1000	ВВЭР 1000	ВВЭР 1000	
2 Белоярская АЭС	АМБ 100	АМБ 200	БН 600	БН 600	
3 Билибинская АЭС	ЭГП 6	ЭГП 6	ЭГП 6	ЭГП 6	
4 Калининская АЭС	ВВЭР 1000	ВВЭР 1000	ВВЭР 1000		
5 Кольская АЭС	ВВЭР 440	ВВЭР 440	ВВЭР 440	ВВЭР 440	
6 Курская АЭС	РБМК 1000	РБМК 1000	РБМК 1000	РБМК 1000	РБМК 1000
7 Ленинградская АЭС	РБМК 1000	РБМК 1000	РБМК 1000	РБМК 1000	
8 Нововоронежская АЭС	ВВЭР 210	ВВЭР 365	ВВЭР 440	ВВЭР 440	ВВЭР 1000
9 Смоленская АЭС	РБМК 1000	РБМК 1000	РБМК 1000		
10 Волгодонская АЭС	ВВЭР 1000	ВВЭР 1000			

Все атомные электростанциями России входят в единую энергокомпанию при концерне «Росэнергоатом». Полное название: Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский государственный концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях». Основное направление деятельности: эксплуатация АЭС, экономическое, финансовое и коммерческое обеспечение выполнения функций эксплуатирующей организации, централизованный сбыт по единому тарифу производимой электроэнергии, инвестиционная деятельность, международное сотрудничество в области повышения безопасности АС, подготовка персонала.

В состав концерна входят все 10 российских АЭС, общей установленной мощностью 23242 МВт (эл.). В 2005 на АЭС России эксплуатировался 31 энергоблок, из них 15 - с водо-водяными реакторами под давлением (ВВЭР), в том числе 9 реакторов типа ВВЭР-1000, 6 реакторов типа ВВЭР-440; 15 энергоблоков с канальными кипящими реакторами (РБМК), в том числе 11 реакторов типа РБМК-1000, 4 реактора типа ЭГП-6; энергоблок с реактором на быстрых нейтронах БН-600. Атомные электростанции имеют статус филиалов «Росэнергоатома», а обеспечивающие предприятия являются дочерними предприятиями генерирующей компании.

Кроме АЭС, концерн включает несколько других специфических объектов. В том числе – одну из первых в мире и первую в нашей стране Воронежскую атомную станцию теплоснабжения (ВАСТ). В России в 1998, 1999 и 2000 годах на АЭС выработано 103.5, 120 и 130 млрд.кВт.ч электроэнергии, соответственно. Рост с 103 до 130 млрд кВт.ч. равносильно вводу в эксплуатацию пяти новых энергоблоков.

Создание концерна «Росэнергоатом» в 1992 содействовало преодолению возникшего после чернобыльских событий недоверия общественности к атомной энергетике, позволило сохранить накопленный потенциал, увеличить производство электрической и тепловой энергии, добиться значительного повышения безопасности эксплуатации атомных станций. Подтверждением устойчивости тенденции концерна к развитию и расширению производства стал ввод в эксплуатацию в 2001 году энергоблока №1 Волгодонской АЭС и в 2004, - энергоблока № 3 Калининской АЭС.



Шесть атомных блоков Россия строит за рубежом (Китай, Индия, Иран).

Приведём основные характеристики российских АЭС.

Балаковская АЭС – Молодая российская атомная электростанция с 4-мя энергоблоками ВВЭР-1000 третьего поколения. Место расположения: на левом берегу Саратовского водохранилища реки Волги в 10 км северо-восточнее г. Балаково Саратовской обл. Сооружена: в 1985-1993 гг. Установленная электрическая мощность: 4000 МВт. Тепловая мощность: 12000 МВт.

Количество и тип блоков:

Блок, №	Тип реактора	Мощность, МВт (эл.)	Включение в сеть
1	ВВЭР-1000	1000	28.12.1985
2	ВВЭР-1000	1000	08.10.1987
3	ВВЭР-1000	1000	24.12.1988
4	ВВЭР-1000	1000	11.04.1993



Белоярская АЭС Энергоблок БН-600 Белоярской атомной электростанции – крупнейший в мире энергоблок с реакторами на быстрых нейтронах. Место расположения: на берегу Белоярского водохранилища, в пос. Заречный Свердловской обл., в 40 км восточнее Екатеринбурга. Сооружена: 1 очередь - энергоблоки 1 и 2, введены в строй в 1964 и 1967, выведены из эксплуатации в 1983 и 1990 соответственно; 2 очередь – энергоблок №3, пущен в 1980.

Установленная электрическая мощность: 600 МВт Тепловая мощность: 1470 МВт. В настоящее время строится новый блок с быстрым реактором БН-800.

Количество и тип блоков:

Блок, №	Тип реактора	Мощность, МВт (эл.)	Включение в сеть
3	БН-600	600	08.04.1980



Билибинская атомная теплоэлектростанция - первенец атомной энергетики в Заполярье, уникальное сооружение в центре Чукотки, обеспечивающее жизнедеятельность горнорудных и золотодобывающих предприятий этого края. Место расположения: Чукотка, 800 км к югу от Певека, 2000 км к северу от Магадана. Сооружена: в 1974-1976. Установленная электрическая мощность: 48 МВт. Тепловая мощность: 248 МВт

Количество и тип блоков:

Блок, №	Тип реактора	Мощность, МВт (эл.)	Включение в сеть
1	ЭГП-6	12	12.01.1974
2	ЭГП-6	12	30.12.1974
3	ЭГП-6	12	22.12.1975
4	ЭГП-6	12	27.12.1976



Волгодонская атомная электростанция на сегодняшний день – самая молодая в России. До января 2002 г. называлась Ростовской АЭС. Место расположения: Дубовский район Ростовской области, в 13,5 км от г. Волгодонска и в 19 км от г. Цимлянска. Сооружение первой очереди закончено в 2001 г. Установленная электрическая мощность: 1000 МВт Тепловая мощность: 3000 МВт. Планируется, что физический пуск блока №2 состоится в ноябре 2008.

Количество и тип блоков:

Блок, №	Тип реактора	Мощность, МВт (эл.)	Включение в сеть
1	ВВЭР-1000	1000	30.03.2001



Калининская АЭС Место расположения: на севере Тверской области в 125 км от г. Тверь. Расстояние до Москвы - 330 км, до Санкт-Петербурга - 400 км. Площадка АЭС находится на южном берегу озера Удомля.

Сооружается в 2 очереди: Первая очередь – энергоблоки 1 и 2, сооружены в 1984 и 1986 гг.; Вторая очередь – энергоблок № 3, энергетический пуск которого состоялся 16 декабря 2004 г. 8 мая 2005 энергоблок № 3 выведен на проектную мощность 1000 МВт. Проектом станции было предусмотрено строительство четырех энергоблоков ВВЭР1000 по 1000 МВт (эл.) каждый. Установленная электрическая мощность: 3000 МВт Тепловая мощность: 9000 МВт. Планируется, что энергоблок № 4 будет введен в эксплуатацию в 2010.

Количество и тип блоков:

Блок, №	Тип реактора	Мощность, МВт (эл.)	Включение в сеть
1	ВВЭР-1000	1000	09.05.1984
2	ВВЭР-1000	1000	03.12.1986
3	ВВЭР-1000	1000	16.12.2004



Кольская атомная электростанция – первая АЭС России, построенная за Полярным кругом. Место расположения: Мурманская область, вблизи г. Полярные Зори, на берегу озера Имандра – одного из крупнейших озер Кольского полуострова, на расстоянии 220 км от г. Мурманска Сооружена: в 1973-1984 гг. Установленная электрическая мощность: 1760 МВт. Тепловая мощность: 5500 МВт. В 2003 г. на 15 лет сверх первоначально

заложенного в проекте продлен срок службы энергоблока № 1. 18 сентября 2004 г. включен в сеть энергоблок № 2 после проведенной модернизации, продлившей срок его службы еще на 15 лет. Получена лицензия Росгостехнадзора на его эксплуатацию на дополнительный 5-ти летний срок (до 2009 г.) сверх проектного.

Количество и тип блоков:

Блок, №	Тип реактора	Мощность, МВт (эл.)	Включение в сеть
1	ВВЭР-440	440	29.06.1973
2	ВВЭР-440	440	09.12.1974
3	ВВЭР-440	440	24.03.1981
4	ВВЭР-440	440	11.10.1984



Курская атомная электростанция является важнейшим узлом Единой энергетической системы России. Обеспечивает электроэнергией 19 областей, в основном центральной России, входящих в энергосистему "Центр". Место расположения: Курская обл., вблизи г. Курчатова, в 40 км к юго-западу от г. Курска на берегу реки Сейм. Сооружена: в 1976-1985 гг. Установленная электрическая мощность: 4000 МВт Тепловая мощность: 12800 МВт.

Количество и тип блоков:

Блок, №	Тип реактора	Мощность, МВт (эл.)	Включение в сеть
1	РБМК-1000	1000	12.12.1976
2	РБМК-1000	1000	28.01.1979
3	РБМК-1000	1000	17.10.1983
4	РБМК-1000	1000	02.12.1985



Ленинградская атомная электростанция – первая в стране станция с реакторами РБМК-1000. В настоящее время ЛАЭС – крупнейший производитель электроэнергии в Северо-Западном регионе России. Место расположения: Ленинградская обл., г. Сосновый Бор, на берегу Финского залива к юго-западу от Ленинграда Сооружена: в 1973-1981 гг. Установленная электрическая мощность: 4000 МВт Тепловая мощность:

12800 МВт.

Количество и тип блоков:

Блок, №	Тип реактора	Мощность, МВт (эл.)	Включение в сеть
1	ВВЭР-1000	1000	21.12.1973
2	ВВЭР-1000	1000	11.07.1975
3	ВВЭР-1000	1000	07.12.1979
4	ВВЭР-1000	1000	09.02.1981

Нововоронежская атомная электростанция – первая из отечественных АЭС с реакторами типа ВВЭР. Здесь осваивались головные энергоблоки с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Место расположения: Воронежская обл., вблизи г. Нововоронеж, в 42 км от областного центра. Сооружена в 4 очереди: 1 очередь – энергоблок 1 (работал с 1964 по 1988 гг.) 2 очередь – энергоблок 2 (работал с 1969 по 1990 гг.) 3 очередь – энергоблоки 3 и 4 (пущены в эксплуатацию в 1971 и 1972 гг.) 4 очередь – энергоблок 5 (введен в эксплуатацию в 1980 г.) Установленная электрическая мощность: 1834 МВт Тепловая мощность: 5750 МВт.

Количество и тип блоков:

Блок, №	Тип реактора	Мощность, МВт (эл.)	Включение в сеть
1	ВВЭР-440	417	12.12.1971
2	ВВЭР-440	417	28.12.1972
3	ВВЭР-1000	1000	31.05.1980

1.2 Атомные электростанции на пост-советском пространстве

Распределение АЭС советской постройки по странам СНГ демонстрирует Табл.3

Табл.3 Атомные электростанции стран СНГ (2001)

Страна	Местонахождение	Тип реактора	Количество блоков	Мощность МВт (эл)	Дата начала эксплуатации
Литва	Ингалина	РБМК	2	2760	08.01.84
Украина	Хмельницкий	ВВЭР-1000	1	950	31.12.87
		ВВЭР-1000	2	1900	31.12.86
	Ровно	ВВЭР-440/213	2	745	22.12.80
		ВВЭР-1000	3	2850	31.12.82
Южная Украина	Запорожье	ВВЭР-1000	5	4750	26.12.84
		ВВЭР-1000	1	400	31.12.79
	Армения	Ереван	ВВЭР-440/230	1	400

Замечание. В 2004 на Украине пущен на Хмельницкой АЭС второй реактор ВВЭР мощностью 950 МВт(э).

1.3 Атомная энергетика в странах мира

В 1994 в 29 странах работало 436 ядерных энергоблоков суммарной мощностью около 350 тыс. МВт. Строится 55 блоков (38 АЭС) общей мощностью около 50 тыс. МВт. На долю ядерной энергетике приходится одна шестая мирового производства электроэнергии. Накоплен значительный опыт эксплуатации различных реакторов, составляющий 6 тыс. реакторо-лет. Ядерная энергетика в разных странах развивалась неравномерно. Рост суммарной мощности АЭС обеспечивали в основном ведущие промышленные державы. В 12 странах одна треть или более общего производства электроэнергии приходится на ядерную энергетике, а в 18 странах не менее одной пятой общего производства электроэнергии приходится на АЭС. (Литва-87%, Франция 78%, Бельгия 58%, Словакия 54%, Венгрия 43%, Словения 43%, Швеция 42%, Корея 40%, Швейцария 38%, Болгария 47%, Испания 36%, Украина 33%, Россия 14%). Сейчас атомная энергетика играет заметную роль в 25 странах. Наиболее мощные АЭС: "Фукусима", Япония (10 блоков, 8,8 МВт), "Брюс", Канада (8 блоков, 6.8 МВт), "Гравелин", Франция (6 блоков, 5,5 МВт). Обладая самыми большими после бывшего СССР запасами природного газа, Иран заказывает России АЭС.

В США на АЭС вырабатывается 21,2% общего производства электроэнергии. Суммарная мощность атомных электростанций с водо-водяными реакторами с водой под давлением составляет более 71% общей мощности АЭС. Во Франции количество электроэнергии, вырабатываемой на АЭС составляет 77,7% общего производства. Основным тип реакторов - реакторы с водой под давлением, но так же запущен блок реактора на быстрых нейтронах "Суперфеникс" мощностью 1200 МВт. В Японии выработка электроэнергии на АЭС составляет 30,9% общего объема. Используются в основном кипящие реакторы и с водой под давлением. В Германии эксплуатируются АЭС почти исключительно с кипящими реакторами и с реакторами с водой под давлением (блоки большой мощности - до 1300 МВт), однако в 1985 г. был пущен энергоблок с высокотемпературным гелиевым носителем. На АЭС Великобритании в настоящее время производится около 26,3% всей электроэнергии. До 1985 г. использовались АЭС с газографитовыми реакторами. Однако углекислый газ как теплоноситель имеет существенные недостатки: ограниченный верхний температурный предел (при его превышении CO_2 вступает во взаимодействие с графитом); попадание влаги в первый контур приводит к образованию угольной кислоты, разрушающей чугунные и стальные конструкции. Дальнейшее развитие АЭС в Великобритании связывают с применением реакторов на водном теплоносителе. В Канаде используется только канальный тип реактора с тяжеловодным замедлителем и водным теплоносителем. Это объясняется относительной дешевизной получаемой в Канаде тяжелой воды. Выработка электроэнергии на АЭС с реакторами этого типа составляет 17,3% общего производства. Мощность реактора этого типа составляет 590-890 МВт.

АЭС уже работают и строятся в таких странах, как Тайвань (35% всей электроэнергии), Аргентина (11%), Бразилия, Индия, Иран, Китай, Куба, Мексика, Пакистан, ЮАР.

Россия поставляет ядерное топливо на 72 энергоблока АЭС своей постройки.

К концу 1984 г. в 26 странах работало 345 ядерных реакторов, вырабатывающих электроэнергию. Их мощность составляла 220 ГВт или 13% суммарной мощности всех источников электроэнергии. К 1994 году в мире работало 432 атомных реактора, их суммарная мощность составила 340 ГВт. Структура энергетики различных стран на 1988 и 1994 годы дана в Табл. 4 и 5.

Табл. 4. Основные характеристики энергетики различных стран к началу 1988 г.

Страна	Потребление первичных источников энергии			Потребление электроэнергии		Структура топливно энергетического баланса				
	Общее млн. т условного топлива, (т.у.т)	На душу населения т.у.т/чел.	На единицу валового продукта, 10^{-3} т.у.т/\$	На душу населения МВт*час /чел.	На единицу валового продукта, КВт*час/\$	Уголь	Нефть	Газ	Гидроэнергетика	Атомная энергетика
США	2641.86	10.8	0.63	11.2	0.65	24.5	41.2	23.4	4.2	6.7
Япония	539.70	4.4	0.37	5.7	0.48	18.1	55.2	9.6	4.9	12.2
Франция	280.86	5.0	0.54	6.1	0.66	8.9	43.7	12.6	7.5	27,2
ФРГ	380.57	6.2	0.59	6.8	0.65	27.4	43.0	16.7	2.0	10.9
Китай	1000.14	0.94	23.4	0.43	10.7	79.0	14.9	1.8	4.3	-
Страны Африки	288.14	0.48	0.71	?	?	34.3	41.8	15.5	7.9	0.5
СССР	2063,42	7.3	0.96	5.9	0.78	26.2	31.2	36.0	3.8	2.8

Табл.5 Данные о работающих и строящихся АЭС на конец 1994 года

Страна	Эксплуатируется		Строится		Доля АЭС в выработке электроэнергии %
	Кол-во блоков АЭС	Электрическая мощность МВт	Кол-во блоков АЭС	Электрическая мощность МВт	

Аргентина	2	935	1	692	13.8
Бельгия	7	5527	-	-	55.8
Болгария	6	3538	-	-	45.6
Бразилия	1	626	1	1245	0.01
Великобритания	34	11720	1	1188	25.8
Венгрия	4	1729	-	-	43.7
Германия	21	22657	.	-	29.3
Индия	9	1493	5	1010	1.4
Иран	-	-	2	2146	-
Испания	9	7105	-	-	35.0
Казахстан	1	70	-	-	0.6
Канада	22	15755	-	-	19.1
Китай	8	2100	-	-	1.5
Корея Южная	10	8170	-	-	35.5
Литва	2	2370	-	-	76.4
Мексика	2	1308	-	-	3.2
Нидерланды	2	504	.	.	4.9
Пакистан	1	125	1	300	1.0
Россия	29	19843	4	3375	11.4
Румыния	-	-	5	3250	-
Словакия	4	1632	4	1552	49.0
Словения	1	632	-	-	38.0
США	109	98784	1	1165	22.0
Тайвань	6	4980	-	-	31.7
Украина	15	12679	6	5700	34.2
Финляндия	4	2310	-	-	29.5
Франция	56	58493	4	5810	75.3
Чехия	4	1648	2	1824	28.2
Швейцария	5	2985	-	-	36.8
Швеция	12	10002	-	-	51.1
Южная Африка	2	1842	-	-	5.7
Япония	49	38875	5	4799	30.7

Прогнозируемые перспективы развития ядерной энергетики мире показаны в **Табл.6.**

Табл.6 Перспективы развития ядерной энергетики в мире.

Показатели	1980 г.	2000 г.	2100 г.
Прогнозируемый годовой объем производства электроэнергии, ГВт	80	1000	10000
Годовая коллективная эффективная доза, чел-Зв	500	10000	200000
Население Земли, млрд.чел.	4	10	10
Годовая доза на человека, мЗв	0.1	1	20
Процент от среднего облучения за счет естественных источников	0.005	0.05	1

1.4 Атомные электростанции в зарубежных странах

1.4.1 Канада – реактор Канду

Среди серьезно применяемых водоохлаждаемых реакторов есть медленные реакторы с тяжеловодным замедлением без кипения воды (двухконтурные) и с кипением, одноконтурные. Корпусные реакторы этого типа не получили развития, в основном - из за большого объема тяжелой воды в корпусе и соответствующего снижения достижимой мощности энергоцикла. Канальные D₂O реакторы давно (с 50-х годов) и успешно работают, прежде всего, в Канаде. Это известные двухконтурные реакторы типа КАНДУ.

В реакторах «CANDU» топливо находится во множестве напорных труб внутри корпуса реактора, называемого «Каландрия» (или «бак-каландр»). Короткие пучки топливных стержней расположены в горизонтальных каналах. Тяжелая вода в герметичном контуре под давлением прокачивается через напорные трубы и передает теплоту парогенератору. Тяжелая вода низкого давления также заполняет «Каландрию», окружая напорные трубы, и выполняет функции холодного замедлителя. Все процессы происходят внутри большой бетонной или стальной оболочки. Пар подают на генератор турбины. В CANDU используется естественный уран (в виде диоксида), содержащий 0.7% изотопа ²³⁵U. Именно это обстоятельство обеспечило популярность CANDU» в мире, поскольку не требует дорогостоящего и трудоёмкого разделения изотопов урана при обогащении его по ²³⁵U. Реактор "CANDU" работает с самым высоким коэффициентом нагрузки (84% - 87%) в мире.

Горизонтальность топливных позволяет осуществлять перегрузку топлива непосредственно в процессе работы реактора, которая осуществляется проталкиванием пучков во встречных направлениях в соседних каналах. Перегрузка позволяет иметь минимальные потери нейтронов и приемлемое выгорание на природном топливе. Горизонтальность каналов с топливом и бака-каландра с замедлителем играет свою позитивную роль ослабления последствий наиболее тяжелых аварий. При тяжелой аварии приводящей к длительному осушению контура и каналов и потере D₂O замедлителя (утечки или испарения) из бака-каландра, разрушенные из за перегрева топливные сборки упадут вниз бака-каландра и будут долго охлаждаться через его обечайку, отдавая остаточное тепло большому объему воды биозащиты, в которую погружен бак-каландр.

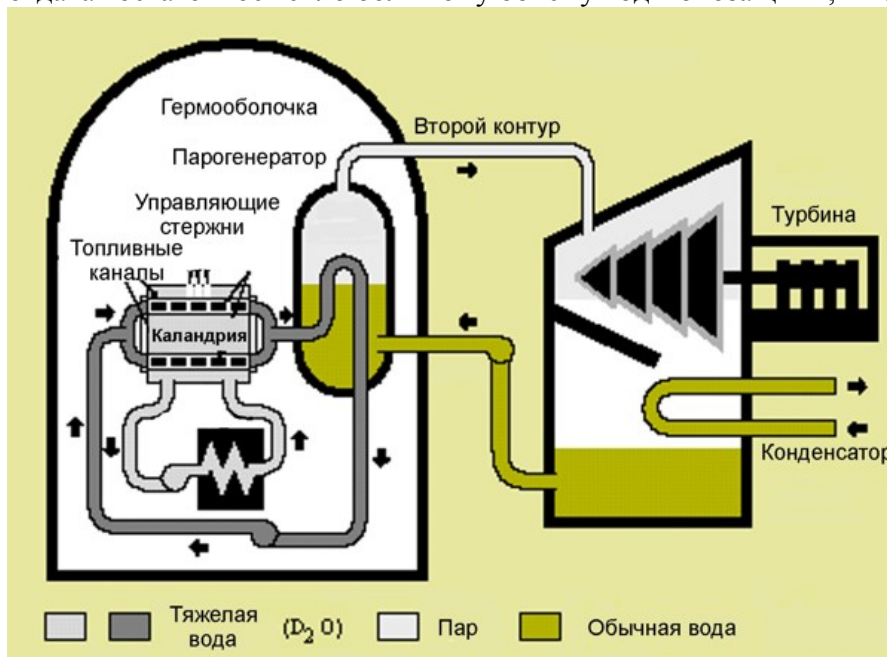


Рис.4 Энергетический реактор "CANDU" на тяжелой воде (PWHR)

Среди важных неприятных особенностей КАНДУ отметим небольшой, но существенный положительный паровой эффект реактивности (рост реактивности при потере тяжелой воды в

каналах), который трудно устранить, особенно в реакторах КАНДУ с природным топливом, что привело к необходимости второй системы быстрого аварийного гашения реактора.

Атомные электростанции CANDU лучше других используют ресурсы ядерного топлива, и могут функционировать на разновидностях низко обогащенного топлива, включая топливо, отработанное на других типах реакторов. Обогащение топлива не требуется, но необходимо производство тяжелой воды. Однако тяжелая вода загружается один раз при запуске реактора, а сроков ее использования не существует. Реакторы CANDU хорошо подходят для сжигания уран-плутониевого (MOX) топлива. Торий можно также использовать как топливо для реакторов CANDU. В этом случае торий (^{232}Th), поглощая нейтроны в реакторе, становится расщепляющимся ураном (^{233}U), который и продолжает цепную реакцию деления. Торий приблизительно в три раза более распространен в земной коре, чем уран.

1.4.2 Великобритания – реактор Магнокс

Первыми двумя реакторами в ядерном центре в г. Селлафильде (Великобритания) были реакторы «Виндскейл Пейл», представляющие собой реактор с графитовым замедлителем и воздушным теплоносителем. Эти реакторы использовались для наработки оружейного плутония. Они имели горизонтальные топливные каналы (в отличие от советского РБМК, в котором каналы были вертикальными). Эти реакторы имели 3444 топливных канала, 977 изотопных каналов. Тепловыделяющие элементы были длиной 285 мм и диаметром 25 мм. Мощность одного реактора - 180 МВт. Средний показатель выгорания топлива составлял 300 МВт*сутки/тонн, что вело к резкому росту производства оружейного ^{239}Pu . Эти два реактора производили 35 кг оружейного плутония ежегодно. Мощность одного реактора составляла 180 МВт. Оба реактора «Виндскейл Пайл» были в эксплуатации с 1950 по 1957, когда пожар в реакторе №1 привёл к радиоактивному заражению значительной территории. Эта авария продемонстрировала серьёзные недостатки в конструкции этих реакторов с воздушным охлаждением, как с точки зрения техники, так и с точки зрения безопасности. Сочетание воспламеняющегося графита в активной зоне ядерного реактора и воздуха как охладителя представляло собой своего рода зажигательную бомбу.

Вторым поколением британских реакторов (пуск первого – 1956) были четыре реактора в г. Колдер. Все они были реакторами типа «Магнокс» с газовым охлаждением двуокисью углерода. Активная зона реактора состояла из нескольких графитовых стрежней, внутри каждого из которых имелся канал охлаждения. Название «Магнокс» происходит от ядерного топлива, применявшегося в этих реакторах. В качестве топлива использовался **природный** металлический уран, который помещался в специальную оболочку из оксида магния.

***Магноксовый реактор** (Magnox reactor) - газоохлаждаемый реактор с графитовым замедлителем, в котором теплоносителем является углекислый газ, а в качестве ядерного топлива используется природный уран. Наименование "магноксовый" произошло от названия материала топливной оболочки - сплава магния.*

Газ выводился снизу бака реактора через активную зону на вершину бака. Это нагревало воду во вторичном контуре и превращало её в пар, что в свою очередь приводило в действие генератор электричества. Давление во вторичном контуре (в котором находилась вода) было выше, чем в первичном (в котором находился газ). Затем в больших башнях-градирнях происходило охлаждение пара до состояния воды. Большинство реакторов типа «Магнокс» для уменьшения давления внутри реактора имели большие круглые реакторные баки. Бак встроен в бетонный кожух для защиты от радиации. Одним из недостатков этих реакторов является то, что они, подобно многим российским, не имеют вторичной внешней оболочки - контэйнмента. Реакторы строились для производства оружейного плутония, но именно реакторы этого типа стали первыми в мире реакторами, производящими и подающими потребителю электричество. Мощность АЭС с реактором «Магнокс» - всего 50 МВт(э). Магноксовые реакторы имеют низкую выработку электроэнергии на единицу объема активной зоны и большое число твэлов. При температуре газа, достигающей 400°C, производится пар с более низкими параметрами, чем на ТЭС на угле. Общий тепловой КПД составляет 30%.

Строительство первого реактора AGR (advanced gas-cooled reactor, усовершенствованный реактор с газовым охлаждением) началось в Виндскейле/Селлафильде в 1958, а в 1962 произошёл его запуск. Этот реактор представлял собой дальнейшее развитие реакторов типа «Магнокс». Но было отличие: оболочка ядерного топлива сделана из нержавеющей стали, а в качестве топлива использовался не металлический природный уран, а керамический, обогащённый на 2%. Следующие модели реакторов типа AGR достигли широкого распространения в 70-е – 80-е годах. По сравнению с реакторами типа «Магнокс» новое поколение имело большую производительность – до 600 МВт, а затем и 1000 МВт(э). В реакторах AGR температура газа на выходе достигает 650°C, а КПД – 40%. Использование металлического топлива «Магнокс» стало основной причиной экологических проблем, связанных с безопасностью. Металлический уран быстрее подвергается коррозии при взаимодействии с водой, чем керамическое топливо на основе окиси урана. При взаимодействии с водой металлический уран образует окись урана и гидрид урана, оба легко воспламеняемые вещества. Это представляет дополнительную угрозу безопасности реактора. Сильно корродируют и отработанные ТВЭЛы при их промежуточном хранении в бассейнах при АЭС.

В конце 20-го века, в рамках борьбы с потеплением климата, британское правительство приняло решение о сокращении использования в промышленности углекислого газа и строительство подобного типа реакторов было прекращено.

Тем не менее, в настоящее время Великобритания остаётся единственной в мире страной, до сих пор использующей на АЭС реакторы с газовым охлаждением (26 из 27). Реакторы подобного типа есть в Италии и Японии.

1.4.3 США – реактор Сибрук

1.4.4 Франция – реактор Суперфеникс

Исследовательский реактор на быстрых нейтронах «Феникс» тепловой мощностью 563 МВт был впервые введен в эксплуатацию в 1973 г. Сверхмощный реактор "Супер-Феникс" в Крей-Мальвиле, работающий на плутонии, в настоящее время остановлен.

1.4.5 Индия – ториевый реактор-размножитель

В настоящее время Индия разработала проект нового энергетического реактора - ториевого реактора-размножителя ATBR-600 установленной мощностью 600 МВт (эл.). Полагают, что этот реактор станет самым экономичным и безопасным реактором нового поколения в мире. Периодичность перезагрузки реактора составляет два года. Он работает на тории и делящемся уране-233, который будет нарабатываться в активной зоне реактора или же добавляться в топливо путем бомбардировки тория нейтронами на специальных установках. Примерно 1000 кг природного тория будет переводиться за счёт конверсии в делящийся уран -233. После накопления достаточного количества урана-233 реактор может быть полностью переведен на работу на этом изотопе. Индия активно разрабатывает технологию замкнутого ядерного топливного цикла (ЯТЦ), включающего эффективную конверсию, переработку отработавшего ядерного топлива. Особенность ядерной программы Индии – использование огромных запасов тория. Если урановые ресурсы Индии относительно скромны, то запасы тория превосходят их в пять-шесть раз, и они составляют почти треть известных запасов тория на Земле. Ядерно-энергетическая программа Индии базируется на замкнутом ЯТЦ и включает использование быстрых реакторов на топливе, содержащем плутоний.

1.5 Малые АЭС

Основное направление развитие современной атомной энергетики – разработка и внедрение ядерных реакторов большой мощности (1300 МВт и более электрической мощности). Этого требуют законы термодинамики и экономика. Между тем в последнее время значительное внимание уделяется анализу перспектив развития сети малых АЭС, базирующейся на модульных ядерных реакторах сравнительно небольшой мощности. Как указывал ещё в 1970 году футуролог

Элвин Тоффлер в книге «Третья волна», энергетическая база третьей волны экономического развития будет зависеть не от сконцентрированных в нескольких местах источников энергии, а представлять собой спектр разбросанных во многих местах источников, то есть будет сочетаться как централизованное, так и децентрализованное производство энергии.

Применение атомных реакторов малой мощности (100 - 180 МВт тепловых), более 30 лет используемых в судовых и корабельных атомных энергетических установках, для энергообеспечения труднодоступных отдаленных районов России долгое время оставалось вне поля зрения специалистов и широкой общественности. Приоритеты в области энергетики в прошлом принадлежали развитию Единой Энергосистемы СССР на основе создания крупных генерирующих мощностей (1500 МВт тепловых в блоке) и строительства гигантских энергокомплексов. Вместе с тем зона децентрализованного энергоснабжения занимает порядка двух третей территории России и характерна тем, что именно на этой территории проживают группы населения, малочисленные народы Севера, уровень жизни которых в значительной степени зависит от энергообеспечения поселков и соответствующих производств. С другой стороны, эта зона обладает значительными запасами полезных ископаемых, добыча которых сдерживается или сворачивается из-за отсутствия или большой стоимости инфраструктуры, прежде всего энергетики и транспорта. Очевидно, что для этой обширной территории, которая отличается низкой средней плотностью населения, решить проблему развития энергетики путем крупного сетевого строительства практически невозможно. В России имеется пятьдесят регионов, где уже существует потребность в атомных станциях малой мощности.

Малая атомная энергетика может и должна стать основой создания децентрализованных систем энергообеспечения. Особенно это касается всех малоосвоенных районов России и мира – Крайнего Севера, Дальнего Востока, пустынь, океанических островов, а также, как это ни парадоксально, сверхзаселенных мегаполисов. Так, японские лидеры в разработке миниатюрных ядерных реакторов утверждают, что каждое их устройство достаточно для теплового и электрического снабжения жилых домов или офисных небоскребов в мегаполисах. Миниатюрные реакторы, благодаря возможностям локального размещения (в подвалах зданий или под землей на глубине от нескольких до сотни метров), получают широкое распространение как раз потому, что не требуют дорогого и нередко отсутствующего места для их размещения в мегаполисах. Мини-реакторы, по мнению японских разработчиков, также могут использоваться для компенсации пиковых нагрузок в крупных городских зонах, таких как Токийский залив. В России сегодня для использования малой атомной энергетики нового поколения перспективны БАМ, нефтегазовые месторождения Восточной Сибири, Приполярный Урал, Трансконтинентальная евроазиатская магистраль, Северный морской путь и мегаполисы. Так, очевидно, что без нестандартных решений у БАМа нет перспективы. Помимо организационно-экономических решений (например, смелого развития концессионного механизма) требуются и чисто ресурсные решения, тем более что как само железнодорожное движение по БАМу, так и, особенно, разработка полезных ископаемых являются предельно энергоемкими процессами. Здесь применение 3 - 5 малых АЭС могло бы кардинальным образом изменить ситуацию и «поднять» БАМ. Наиболее интересные проекты использования малых АЭС связаны с проектированием поселений, которые получили название «нуклеополисы» - города вокруг ядерной энергетики.

Северный морской путь получил своё наибольшее развитие с появлением атомоходов. В этом смысле создаваемая в настоящее время в Северодвинске плавучая АЭС является важнейшим пробным этапом создания ожерелья малых атомных станций на протяжении всего Пути. В настоящее время Российская Федерация для завоза топлива и грузов в северные регионы тратит огромные финансовые средства (более 3 млрд.руб.). Только для завоза 250 тыс. тонн жидкого топлива в арктические районы Республики Саха (Якутия) с учетом многозвенности схемы завоза (железная дорога, река, море, река, автозимник) расходы достигают 1,2 млрд. рублей. Одним из кардинальных и эффективных направлений уменьшения завоза дальнепривозного органического топлива в районы Северного региона России может явиться использование принципиально новых

атомных станций малой мощности (АСММ). Их использование: снимает проблему завоза топлива на десятки лет, так как требует замены ядерного топлива только 1 раз в 20 лет; требует малого числа обслуживающего персонала; плавучие малые АЭС облегчают проблему снятия станций с эксплуатации. В Якутии приоритетные места размещения АСММ в зависят от уровня развития промышленности. К первоочередным относятся АСММ в районах разработки редкоземельных металлов (ниобий и др.), золоторудных месторождений (Кючюс, Нежданинское и др.) - пп. Томтор, Усть-Куйга и социальных потребителей п. Батагай. Размещение 2 АТЭЦ общей мощностью 175 МВт может высвободить: 420 тыс. тонн угля и 250 тыс. тонн дальнепривозного жидкого топлива; в транспорте - 69 сухогрузов (грузоподъемностью по 2510 т) и 82 единиц танкеров (1500 т), 160 автоцистерн, 49 крупнотоннажного автотранспорта; 2290 человек обслуживающего персонала в транспорте; значительные капитальные вложения на складские сооружения - угля и жидкого топлива. Целесообразность использования АСММ определяется не только комплексом объективных факторов, включающих экономическую эффективность, социальную, и охрану окружающей природной среды, возможности производства оборудования, финансирования, но и субъективными обстоятельствами, такими как отношение местных и региональных административных органов, общественное мнение и другие.

Для массового индустриального строительства миниэнергетических атомных систем, в том числе в малых поселениях, а также микрорайонах и даже отдельных зданиях больших городов, необходимо создание принципиально новой индустрии мирового уровня - модульной ядерной энергетики. Речь идет о строительстве модульных ядерных мини-АЭС из функциональных унифицированных модульных блоков. Главным возражением против развития у нас в стране малой модульной ядерной энергетики является ее нынешняя экономическая неэффективность. Так, некоторыми высокопоставленными чиновниками неоднократно указывалось, и с полным на то основанием, что цена 1 кВт-часа малой атомной станции «Елена» равна почти доллару. Однако, по расчетам Министерства энергетики США, для станций мощностью в 50 МВт цена кВт-часа уже в настоящее время составляет от 5,4 до 10,7 цента и сопоставима со стоимостью кВт-часа традиционных энергетических установок для Аляски (аналоги наших северных), которые составляют от,9 до 36 центов. Разработанный в Японии малый ядерный реактор Rapid-L предполагается к внедрению в ЖКХ мегаполисов. Конгресс США финансирует одновременно несколько программ по разработке модульных малых ядерных реакторов разных типов для их размещения в различных регионах США к 2010 году. Очевидно, что стоимость модульной ядерной энергетики пока попросту не исследована, но она является как минимум конкурентоспособной. А при правильной организации новой индустрии серийного производства модульных ядерных реакторов окажется допустимой и даже выигрышной для экономики страны.

Будущая российская программа «Модульная ядерная энергетика» должна изначально строиться системно. Это, в частности, означает следующее:

- одновременное производство не только электричества, но и тепла, так как параллельная теплофикация сама по себе является средством огромной экономии средств;
- серийный индустриальный характер производства модульных ядерных реакторов малой и средней мощности;
- использование модульной ядерной энергетики для стратегического развития регионов и кардинального повышения качества жизни на плохо освоенных территориях, особенно Крайнего Севера и Дальнего Востока;
- создание нового типа ЖКХ, когда теплофикация и энергетика приобретают новое измерение - надежность на 20 - 50 лет. Это лучший вид инвестиций в развитие регионов;
- уход страны от «связанности» углеводородным сырьем;
- выстраивание новых схем собственности и владения, поскольку малая атомная энергетика, возможно, допускает приватизацию.

Реализация проектов малой энергетики в удаленных и северных регионах России может существенным образом повлиять на оздоровление социально-экономической ситуации в них. Так,

стоимость тепловой энергии от АТЭС ММ в два раза ниже, чем от ТЭС, работающей на привозном органическом топливе. Строительство малых атомных станций в регионах, где нет связи с «большой землей» и «большой энергетикой» - это высвобождение больших бюджетных средств, повышение надежности энергосистемы, снижение расходов на коммунальные услуги, повышение технологического уровня местной промышленности, создание для нее благоприятных экономических условий, снижение техногенной нагрузки на природу.

К малой атомной энергетике относятся АЭС электрической мощностью от 200 кВт до 50 МВт. Уже имеются многочисленные проекты подобных установок. В России это «Елена» - электрическая мощность 100 кВт, АРБУС – мощность 750 кВт, «Рута» - мощность реактора 55 – 70 МВт, Саха-92, КЛТ-40С - ледокольный реактор, на его основе в Северодвинске начато строительство плавучей АЭС мощностью 30 – 40 МВт, АБВ-6, "Ангстрем", и АТЭЦ-80; в Китае HTR-10 (High Temperature Gas-cooled Reactor) мощностью 10 МВт, произведен на основе проекта немецких ученых; в Японии 4S и Rapid-L с электрической мощностью 5 МВт и тепловой 200 кВт; - в США RBMR и HTGR мощностью 110МВт. В США малые АЭС сегодня рассматривают вполне конкурентоспособными с энергоустановками на углеводородах (6 центов/кВт.час) - начинается строительство одной станции на Аляске, а также заявлено о начале строительства 7 реакторов для одного из регионов США, который пока не называется. Южноафриканская компания ESCOM, получившая права на производство реактора RBMR, заявила, что к 2016 году она произведет 216 мини-реакторов, часть которых пойдёт на экспорт, а большинство используют для развития плохо освоенных территорий.

Ниже приведены краткие технические данные некоторых из малых реакторных установок:

1. **«Елена»** - ядерная термоэлектрическая установка "Елена" тепловой мощностью 4 МВт с водяным реактором с естественной циркуляцией теплоносителя и прямым преобразованием тепловой энергии в электрическую. Установка предназначена для обеспечения электроэнергией и теплом небольших промышленных поселков (численностью до 2000 чел.) без централизованных систем энергоснабжения в отдаленных районах. Это - необслуживаемая станция, работающая в режиме саморегулирования на номинальной мощности в течение всей кампании в 25 лет.
2. **«РУТА»** с тепловой мощностью 20 МВт с реактором бассейного типа предназначена для использования в составе атомной станции теплоснабжения (АСТ) для теплоснабжения населенных пунктов численностью 14-15 тыс.чел. Возможно строительство такой станции в г.Апатиты Мурманской области и в Москве.
3. **«Ангстрем»** блочно-модульная атомная теплоэлектростанция (АТЭЦ) повышенной безопасности с реакторной установкой электрической мощностью 6 МВт, количеством отпускаемого тепла 12 Гкал/ч и жидкометаллическим теплоносителем (свинец-висмут), состоящая из модулей полной заводской готовности, предназначена для снабжения потребителей электроэнергией и теплом. Особенностью этого проекта является использование теплоносителя «свинец-висмут» в первом контуре реактора. При реакции захвата нейтрона висмутом идет наработка ^{210}Po . На конец кампании активность ^{210}Po в теплоносителе первого контура составляет 28,8 Ки/л. Высокая активность и проникаемость ^{210}Po существенно влияет на радиационную обстановку при эксплуатации реактора и производстве работ по обращению с отработанным ядерным топливом.
4. **«АТЭЦ-80»** - атомная теплоэлектроцентраль с интегральным водо-водяным реактором, единичной тепловой мощностью энергоблока - 150 МВт. Для энергоблоков АТЭЦ-80 характерно блочно-транспортабельное исполнение при высокой степени заводской готовности.
5. **«АТУ-2»** электрической мощностью 26 МВт при отпуске тепла 58 Гкал/ч предназначен для работы в составе АТЭЦ.
6. **КЛТ-40С** – ледокольный реактор, приспособленный для нужд малой энергетике. Тепловая мощность 50 МВт (тепловых). Реактор обеспечивает высокую надежность и безопасность работы как в базовых режимах, так и в режимах переменной мощности.

7. «АРБУС» - автономная реакторная блочная установка (мощность 750 кВт). В реакторе станции впервые использован органический теплоноситель. Главным преимуществом органического теплоносителя является его неподверженность активации при воздействии излучения. Это существенно упрощает проблему биологической защиты первого контура. Кроме того, конструкция первого контура не требует специальных материалов типа нержавеющей стали, и не должна выдерживать больших давлений. АРБУС состоит из 19 блоков, каждый из которых весит не более 20 т (общий вес станции 300 т), т.е. может быть доставлен в любое место.

Из перечисленных разработок проектов ядерных энергоисточников наиболее продвинутыми являются проекты АСММ на базе плавучего энергоблока с двумя реакторами типа КЛТ-40С и проект ядерной паропроизводящей установки с реактором АБВ-6 реактором водо-водяного типа с естественной циркуляцией теплоносителя единичной тепловой мощностью 38 МВт (проект АТЭЦ "Волнолом").

Серийными реакторами КЛТ-40 оснащены многие атомные ледоколы (например, «Ленин» и «Арктика»). В надежности этих реакторов сомневаться не приходится. «Ленин» в свою вторую навигацию с установкой этого типа проплавал 13 месяцев. А «Арктика» претендует на место в книге рекордов Гиннеса. Вместо проектных 100 тысяч часов реактор на ледоколе проработал 150 тысяч без ремонта. Срок эксплуатации «Арктики» продлен от проектных 25 до 32 лет, увеличения ресурс оборудования увеличен до 175 тысяч часов. Ресурс оборудования прочих судов с этим реактором планируется нарастить до 150 тысяч часов.

Энергии такого реактора достаточно для обеспечения электричеством и теплом промышленного города с населением 20 тыс. человек. Такие реакторы можно поставить в любом подходящем месте - будет наземная АЭС. Можно соорудить специальное судно и держать его у берега — это плавучая станция. МАГАТЭ отбора рекомендовало опреснительный комплекс на базе этого реактора, как наиболее надежного и безопасного.

Наземные и плавучие АЭС малой мощности на базе унифицированных реакторов типа АБВ предназначены для снабжения электроэнергией, паром, пресной водой, отопления промышленных предприятий и жилых поселков в отдаленных районах с суровыми климатическими условиями (Арктика, Крайний Север, Дальний Восток и др.). Это - экономичные и экологически чистые энергоисточники, удовлетворяющие требованиям повышенной безопасности и не имеющие ограничений по размещению. Для стационарных АЭС с реакторами АБВ разработаны варианты станций в наземном и подземном исполнении.

Основные характеристики стационарных АЭС с реактором АБВ: Количество энергоблоков 2; *Примечание:* при необходимости количество энергоблоков в составе станции может быть увеличено. Площадь, занимаемая АЭС, га 7; Численность персонала, чел 109; Сейсмостойкость, МРЗ по шкале MSK-64, баллов 8

Для стационарных АЭС с РУ АБВ разработаны несколько вариантов архитектурно - строительных решений, отличающихся исполнением главного корпуса, включающего реакторное отделение и машинный зал:

1. Наземное размещение реакторного отделения и машинного зала. Здание реакторного отделения выполняется из монолитного железобетона, обеспечивающего защиту РУ при внешних воздействиях, здание машинного зала - каркасного типа из сборных железобетонных или металлических конструкций;
2. Заглубленное размещение реакторного отделения и наземное размещение машинного зала. Здания реакторного отделения и машинного зала - каркасного типа из сборных железобетонных или металлических конструкций. Защита реакторного отделения при внешних воздействиях обеспечивается за счет слоя грунта над его зданием;
3. Заглубленное размещение реакторного отделения и наземное размещение машинного зала.

Помещение реакторного отделения выполнено в виде цилиндрической оболочки диаметром 20 м и длиной 91 м из стальных тубингов. Машинный зал - здание каркасного типа из сборных железобетонных или металлических конструкций. Защита при внешних воздействиях обеспечивается также, как и во втором варианте. Для стационарных атомных станций, размещаемых в удаленных районах, определяющим

фактором продолжительности и стоимости возведения АЭС являются строительные и монтажные работы. Для их снижения при сооружении предлагается применение комплектно-блочного метода строительства, предусматривающего поставку оборудования и строительных конструкций с заводов-изготовителей на площадку в виде крупных блоков - блок-боксов транспортного габарита и негабаритных суперблоков функционального назначения. Такой метод строительства позволяет сократить, по сравнению с традиционным, на 18-20 % стоимость строительства, 30-50% численность работающих на строительной площадке, 15-40 % сроки строительства. Для обеспечения данного метода строительства оборудование реактора АВБ сконструировано либо в виде боксов, которые могут быть доставлены на площадку любым, в том числе железнодорожным, видом транспорта (масса наибольшего блока - парогенерирующего агрегата, включающего основное оборудование РУ - реактор с оборудованием и трубопроводами I контура, бак металловодной защиты и др., составляет 200 т), либо в виде единого функционального законченного модуля. Масса модуля 600 т, габариты - длина 13 м, диаметр - 8,5 м. Прочный корпус модуля выполняет функцию защитной оболочки. К месту строительства от завода-изготовителя до строительной площадки модуль может доставляться специальным автомобильным или водным транспортом.

Основой высокой надежности реактора АВБ является использование в его конструкции технических решений, прошедших длительную проверку в условиях эксплуатации большого числа транспортных установок, суммарная наработка которых составляет около 5000 реакторолет. Реактор выполнен по двухконтурной схеме с использованием корпусного реактора интегрального типа со всережимной естественной циркуляцией теплоносителя по I контуру. Интегральное исполнение реактора, использование естественной циркуляции теплоносителя по I контуру позволяет существенно сократить разветвленность I контура, упростить энергоснабжение и управление установкой, уменьшить энергопотребление на собственные нужды. Применение интерметаллидного топлива среднего обогащения позволяет обеспечить длительную кампанию (22000 ч) без перегрузки ядерного топлива и возможность работы в режиме следования нагрузке - большие скорости разогрева и расхолаживания, минимальные времена ввода установки в действие и выхода на требуемый уровень мощности, высокую скорость изменения уровня мощности. Эти характеристики имеют большое значение при работе атомной станции в качестве автономного энергоисточника.

Компактные корабельные реакторы малой мощности перспективны как источники энергоснабжения Северных и других отдаленных регионов (Реакторы КЛТ-40, КН-3, Крот, Кедр, УниTERM, Шельф-3). Их преимущество: высокая безопасность (внутренняя самозащищенность, наличие прочного корпуса и защитных оболочек, исключающих недопустимые выбросы при разгерметизации первого контура); наличие систем аварийной пассивной защиты и резервного оборудования; эффективная система контроля и управления; максимальное использование заводской технологии и заводских условий сооружения, что обуславливает высокое качество, значительное сокращение сроков и финансовых затрат; простота и минимальные затраты по снятию с эксплуатации (вплоть до воссоздания «зеленой лужайки»).

Энергетические комплексы для труднодоступных регионов, способны обеспечить население и промышленность электричеством, теплом и пресной водой.

1.6 Подземные АЭС

Подземные АЭС на базе судовых реакторов перспективны для обеспечения электроэнергией и теплом средних и больших городов. Они могут быть оборудованы надежными в эксплуатации и безопасными корабельными реакторами. Их преимущества:

- Максимальная заводская готовность всех блоков АЭС и минимальный срок строительномонтажных работ на месте размещения;
- Транспортабельность блоков для труднодоступных регионов и при их удалении после окончания эксплуатации станции;
- Высокая компактность (малогабаритность) станции: для размещения АЭС с двумя блоками КЛТ-40 (тепловая мощность одного блока 300 МВт, электрическая мощность 100 МВт) необходима подземная выработка 25*30*100 м;
- Возможность проведения под землей всех технологических операций, включая переработку радиоактивных отходов;

- Высокие маневренные характеристики ЯЭУ и полная автоматизация процесса работы при минимуме квалифицированного обслуживающего персонала;
- Возможность эксплуатации АЭС в маловодных (или безводных) регионах, в том числе при больших сезонных перепадах температуры окружающего воздуха;
- Длительная работа станции без замены ядерного горючего;
- Экономическая выгода использования ядерного горючего по сравнению с традиционным.
- Использование плутония позволяет резко сократить запасы оружейного плутония, т.е. с выгодой решить одну из острейших проблем коллективной безопасности.

Подземные АЭС на основе судовых реакторов в 10000 раз надежнее наземных АЭС.

Достоинства подземного расположения ядерных реакторов очевидны — это недоступность для терроризма, невозможность поражения их с воздуха (ядерная война неядерными средствами), исключение максимальной гипотетической аварии с катастрофическими последствиями (типа чернойбыльской), освобождение поверхности земли и ее незагрязнение.

Однако, простое, механическое перенесение существующих АЭС под землю не даст большого эффекта. Во-первых, очень дорого, а, во-вторых, при аварии загрязнение подземного пространства может оказаться еще опаснее. Поэтому вопрос стоит не просто о перенесении АЭС под землю, а о полном изменении самой схемы и конструкции ядерно-энергетических устройств, изменении самой инженерной идеологии ядерной энергетики. И такое изменение можно осуществить, отказавшись от одного из инженерных фетишей в энергетике - конструирование максимально компактных устройств и систем. И революционным шагом в этом направлении должно стать разделение АЭС по вертикали. Реакторы – под землей. Им на поверхности земли нет места. Турбоэлектрическое хозяйство — на поверхности, под землей ему нечего делать.

Для того, чтобы исключить появление радиоактивности на поверхности, схема энергетического использования ядерной энергии должна быть, как минимум, трехконтурной. Только в этом случае можно полностью гарантировать, что разрыв любого контура не приведет к выносу радиации на поверхность земли. Второе условие — это исключение "внутренних" насосов, точнее, любых устройств с движущимися частями, как недостаточно надежных, необходимо, чтобы для функционирования жизненной части этой системы вообще не было бы необходимости в электроэнергии. Третье условие — использование во всех контурах наиболее дешевого и экологически чистого теплоносителя — воды.

Глубина расположения рабочего парогенератора задает параметры рабочего пара на поверхности. Если использовать этот пар в схеме городского теплоснабжения, то глубина этой отметки может быть около 200 метров, получаемый при этом пар с давлением примерно 18 кгс/см² вполне удовлетворяет требованиям городского теплоснабжения. При этом давлении пар поступает в домовые или квартальные бойлерные, в которых нагревает воду, поступающую непосредственно в дома и квартиры, а конденсат из бойлерных самотеком вновь поступает в систему парогенерации. Таким образом, здесь вообще нет ни одного устройства с подвижными частями, что определяет высочайшую надежность такой схемы. В дома и квартиры поступает горячая вода уже из четвертого контура циркуляции, что дает абсолютные гарантии, что радиоактивность ни при каких условиях не окажется внутри вашего дома. Такого рода система теплоснабжения может вполне размещаться прямо под центром города для снижения тепловых потерь в теплосети при полной безопасности.

Парогенератор рабочего пара может быть выполнен по схеме выпарного аппарата, работающего на минерализованной воде. В результате АЭС с ПРЯР может стать не только источником электроэнергии, но и источником пресной воды. В этом случае нет особой нужды стремиться к высоким энергетическим показателям АЭС, ибо их ухудшение будет одновременно означать увеличение производства пресной воды, которая может быть не менее ценным выходным продуктом, чем электроэнергия. Такая конструкция АЭС особенно важна для водонедостаточных регионов, например, для Средней Азии. АЭС с установленной мощностью 1 ГВт может дать 0,01 кубокилометра пресной воды в год, что позволит при рациональной системе орошения (а наличие

одновременно и большого количества электроэнергии позволяет это легко сделать) оросить более 100 тысяч гектаров земли.

Подземное расположение ядерных реакторов позволяет эффективно решить проблему их "физической" безопасности. Но даже если, тем ни менее, произойдет полное разрушение ядерного реактора, расплавление активной зоны, неконтролируемая цепная реакция, то и в этом случае катастрофа легко предотвращается тампонажем реактора и реакторной камеры с земли специальными составами с добавкой нейтроннопоглощающих материалов. В таком замкнутом состоянии реактор может храниться сотни лет, не представляя никакой реальной опасности для подземной среды.

Вместо устройств с толстыми стальными стенками аппараты подземной ядерной энергетики должны быть шахтами и скважинами в земной породе, с забетонированными стенками и изнутри офутерованными специальными материалами. Именно земная порода должна принимать на себя внутреннее давление этих аппаратов. Строителями атомных электростанций должны стать прежде всего метро- и шахтостроители и буровики. Аналогично и основные трубопроводы должны быть выполнены по схеме подземных нефтяных скважин.

Вместо нынешнего проектного срока эксплуатации в 25-30 лет (а что потом делать с отработавшими АЭС?), подземные АЭС должны строиться с расчетом на эксплуатацию их в течение сотен лет. Затраты по строительству мало связаны с мощностью АЭС, потому выгодно делать их с чрезвычайно большими единичными мощностями. При этом вовсе нет нужды создавать реакторы-мастодонты на гигаватты тепловой мощности. Вполне можно использовать отдельные модули умеренной мощности, работающие на единую "трубу", к которой на поверхности может быть подключено несколько турбогенераторов. Разрыв жесткой связи между реактором и турбогенератором также является чрезвычайно полезным свойством этой схемы.

Подземная электростанция расположена на 5 уровнях. Нулевой уровень - это поверхность земли. Обычный турбинный зал, конденсатное хозяйство с конденсатным насосом и электроподстанция. Первый уровень, располагается на отметке -100 метров - подземный зал рабочего парогенератора. В центре зала железная плита, которая и закрывает шахту парогенератора. Внутри этой шахты расположен теплообменник. Второй уровень находится на отметке -200 метров. Здесь расположен промежуточный теплообменник. На третьем уровне, на отметке -300 метров - длинный зал, вдоль которого с одной стороны идут стальные двери реакторных отсеков, а по другую сторону приборы и механизмы, необходимые для обслуживания ядерных реакторов. За стальной дверью - отсек ядерного реактора, идущий с поворотом, вдоль которого размещено оборудование для обслуживания именно данного реактора. За очередной стальной дверью - камера реактора. На полу находится массивная стальная плита, на которой размещены устройства привода управляющих механизмов реактора. И только под этой стальной плитой уже расположено само "сердце реактора" — реакторная зона с твэлами, поглотителями и т.п. На четвертом уровне расположен аварийный барботер, а также штольни хранения радиоактивных отходов.

Вся станция по величине подземного объема вряд ли превышает объем одной станции метро. И вовсе не поражает какими-то размерами. Но на всей подземной территории станции, а она находилась в режиме нормальной работы, нет ни одного человека. Станция работает, но все ее подземное пространство находится "под замком".

Рядом со станцией и являясь ее естественным продолжением, в подземном пространстве располагается научно-производственный центр радиационной технологии, который занимается утилизацией радиоактивных отходов и использованием их в научных и производственных целях — для получения и облагораживания материалов, для стерилизации, для воздействия на семенной материал, для биологических и медицинских целей, центр ведет научно-исследовательские работы в области радиационной физики, химии, биологии, медицины. Этим решаются сразу две задачи - превращение "радиоактивных отходов" в "радиационное золото" и предотвращение распространения и засорения радиоактивными материалами поверхности Земли.

Размещение АЭС под землей технически осуществимо, о чем свидетельствует строительство и эксплуатация нескольких подземных АЭС за рубежом. Отечественный интерес к этим техническим решениям подтвержден разработкой 25 проектов. Горный институт Кольского филиала АН РФ рассмотрел возможность сооружения подземной АЭС с реактором ВВЭР-1000 в скальных массивах в выработке диаметром 59 м и высотой 90 м (машинный зал находится на поверхности). Были проанализированы устойчивость скальных пород к возникновению различных аварийных ситуаций, порядок организации строительства, условия вывода из эксплуатации и технико-экономические показатели. С учетом стоимости вывода из эксплуатации после выработки установленного ресурса оказалось, что подземная АЭС на 2 - 5% дешевле наземной АЭС аналогичной мощности.

1.7 Плавающие АЭС

Наплавная АЭС позволяет резко снизить затраты на транспортно-строительные операции при возведении АЭС в регионах, примыкающих к морским побережьям или к судоходным рекам. Маломощные (порядка 60-80 МВт), но зато мобильные и сравнительно недорогие плавающие станции способны снабжать отдаленные населенные пункты не только электроэнергией, но и теплом.



Подводные АЭС на корабельных атомных реакторах могут обеспечить энергией геологические работы по разведке и добыче природного газа и нефти на шельфе полярных морей.

Рис.5 Проект плавающей АЭС для г.Певек

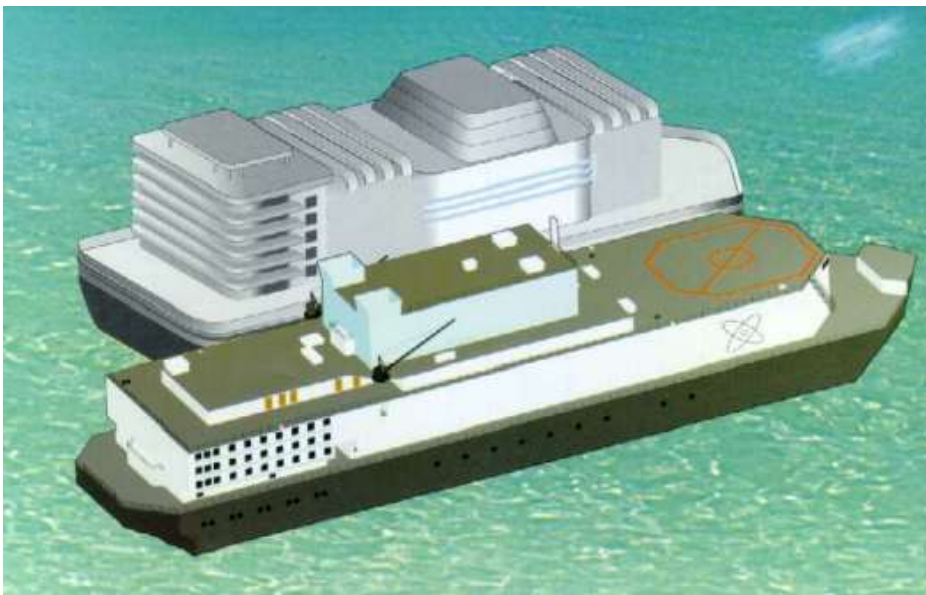
К числу достоинств плавающих АЭС с реакторами КЛТ-40 или АБВ относятся:

1. возможность быстрой организации строительства на специальных судостроительных заводах, производственные мощности которых высвобождены в результате конверсии;
2. доставка станций к месту эксплуатации в полностью готовом виде с проведением комплекса испытаний на заводах-изготовителях;
3. минимальные сроки и объемы работ по возведению береговых сооружений, обеспечивающих эксплуатацию станции;
4. возможность задействования при эксплуатации ПАЭС существующей инфраструктуры атомного флота;
5. упрощение защиты от сейсмических воздействий;
6. более простая по сравнению со стационарными АЭС процедура снятия с эксплуатации.

Идея создания плавающих атомных станций для использования атомной энергии на море впервые была высказана, по-видимому, Ричардом Экертом, вице-президентом «The Publick Service Electric and Gas Co. Of New Jersey», США, в 1969 году. Тогда энергетический гигант «Вестингауз» дочернюю энергетическую компанию — «Offshore Power Systems», которая планировала построить в 1980-1981 годах восемь плавающих атомных станций мощностью 1150 МВт каждая. Дело не пошло из-за сопротивления властей прибрежных штатов, общественности и явной экономической неэффективности проекта.

Строительство первой в мире плавающей атомной теплоэлектростанции (ПАТЭС) начато на «Севмашпредприятии» в Северодвинске (Россия) в 2002 году. Сооружение состоит из плавающего энергоблока (ПЭБ), гидротехнических сооружений и береговой инфраструктуры. ПЭБ включает два реакторных блока — носовой и кормовой. ПАТЭС – несамостоятельная гладкопалубная баржа с

многоярусной надстройкой водоизмещением 20000 тонн (длина 140, ширина 30 метров, высота борта — 10 м, осадка - 5 м.), на которой установлены два турбогенератора и две автономные реакторные установки КЛТ-40С. Срок строительства – 5 лет. Реактор – КЛТ-40С способен работать без перегрузки топлива 4 года, топливо – высокообогащенный уран (36% и 47% по ^{235}U), энергетическая мощность – 77 МВт, мощность теплофикации – 84 Гкал/час, вступление в строй – 2008 г. Расчетный срок службы основного оборудования - 40 лет. На барже предусмотрено хранилище для отработанного ядерного топлива и комплекс средств, обеспечивающих выполнение перезарядки реакторов без привлечения плавучей технической базы в течение межремонтного периода (т.е. 10 - 12 лет). Она будет оборудована системами, обеспечивающими ее безопасность, живучесть и непотопляемость. Стоимость сооружения ПАТЭС - 150 млн. долл. Установка плавучей теплоэлектростанции означает решение проблемы энергоснабжения для



крупных населенных пунктов Северного морского пути. Срок окупаемости - 13 лет. С учетом экономии средств на закупку и доставку органического топлива, которое будет замещено АТЭС ММ, экономический эффект от внедрения этих установок увеличивается в несколько раз.

Рис.6 Плавучая АЭС в акватории Северодвинска

Первая ПАТЭС будет находиться в акватории Северодвинска с целью обеспечения дешевой энергией

цеха Севмаша. Севмаш уже произвел несколько таких реакторов, поэтому производство обойдется несколько дешевле (на энергоблоке сгодится часть оборудования, арматуры для атомных подлодок, что лежит на складах пока невостребованной).

Плавучие атомные станции выгодно отличаются еще по двум параметрам. Экономический параметр - штатный коэффициент (усредненный показатель количества занятого персонала на единицу вырабатываемой энергии) на плавучей АЭС значительно ниже, чем в целом по атомной энергетике. Другое отличие малых плавучих АЭС от объектов большой атомной энергетики состоит в том, что они не оставляют видимых последствий своей деятельности. Когда для «плавучки» наступит время ремонта, ее тут же отбуксируют на завод. И после работы плавучей АЭС место остается совершенно чистым, его не надо доводить до состояния «зеленой лужайки».

В ближайшие десять лет для районов Крайнего Севера и Дальнего Востока потребуется два десятка атомных электростанций. В первую очередь предполагается построить 7 таких энергоблоков в 6 географических точках. Седьмой — резервный, действующий в ситуации штатного ремонта. В ходе замещения выработавшего свой ресурс тепловых станций на Крайнем Севере малые АЭС будут размещаться в Северодвинске (Архангельская обл.), Дудинке (Таймыр), Вилючинске (Камчатка), Певеке (Чукотка) и в Калининграде.

Китай выразил намерение взять у России в аренду атомную электростанцию малой мощности на базе плавучего энергоблока. Необходимость опреснительных комплексов на базе плавучих АЭС ощущается в странах Юго-Восточной Азии, в Африке, Австралии и Центральной Америки. Емкость мирового рынка опреснительных установок оценивается в 3 млрд. долл. К 2015 г. из-за дефицита пресной воды потребности рынка вырастут до 12 млрд. долл. Одна ядерная

установка способна бесперебойно снабжать пресной водой города с населением 1 млн человек с производительностью 200-400 тыс. куб. пресной воды в сутки.

Недостатком реактора КЛТ-40 является его топливо - уран высокого обогащения (свыше 20%). Использование в плавучих атомных станциях на базе реакторов КЛТ-40 подобного топлива приводит к возникновению проблемы обеспечения нераспространения ядерных материалов, которые могут быть применены в военных или террористических целях, особенно в случае эксплуатации плавучих атомных станций в странах, не обладающих ядерным оружием. Решение данной проблемы может быть обеспечено за счет применения урана с обогащением не более 20%, что удовлетворяет требованиям МАГАТЭ, а также соответствующей организацией обращения с топливными сборками вне реактора.

Переход на уран низкого обогащения обеспечивается за счет повышения ураноемкости дисперсионного сердечника, например, за счет повышения объемной доли диоксида урана. В целях дальнейшего повышения энергоресурса и экономических характеристик зоны сейчас рассматриваются варианты с применением ураноемкого металлического топлива U-Mo, U-Mo-Si, U-Nb-Zr (ураноемкость топливной композиции свыше 8 г/см³). Основной целью является разработка для малых реакторов активных зон с наилучшими экономическими показателями, обогащением топлива не более 20% и максимально возможной длительностью кампании без промежуточных перегрузок, что обеспечивает минимальный риск несанкционированного доступа к ядерному топливу при эксплуатации плавучих АЭС особенно в странах, не обладающих ядерным оружием.

Как указывалось выше, не только КЛТ-40 перспективен для плавучих АЭС. Определенные надежды сейчас возлагаются на реактор АБВ. Повышенная безопасность такой АЭС определяется присущей реактору АБВ самозащищенностью, наличием глубокого эшелонирования защитных систем, использованием самосрабатывающих устройств, наличием технических средств и значительных резервов времени для корректирующих действий персонала. На пути возможного распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду имеется последовательный ряд локализирующих систем и барьеров. С целью уменьшения числа систем реактора, обеспечения рационального соотношения активных и пассивных систем безопасности, в максимальной степени учтены такие характерные особенности установки, как небольшая абсолютная мощность и теплонапряженность активной зоны, большая теплоаккумулирующая способность контуров и т.д. Принятые в установке схемно-конструктивные решения позволяют свести к минимуму радиоактивные отходы, образующиеся при эксплуатации.

Приведем основные эксплуатационные и технические характеристики энергоблока с реактором АБВ: тепловая мощность реактора, 38 МВт; Примечание: конструкция реактора позволяет повысить тепловую мощность до 60 МВт, что дает возможность при минимальных конструктивных изменениях увеличить мощность энергоблока до 12 МВт (эл) или 42 Гкал/ч тепла (с соответствующим снижением электрической мощности); параметры первого контура: давление, МПа 15,4; температура на выходе из активной зоны 330°C; кампания активной зоны, час до 22000; средняя продолжительность работы до перезарядки, лет 5; параметры пара: давление пара, МПа 3,14; температура, гр.С 290; установленная мощность, МВт (эл.) с одновременным отпуском тепла до, Гкал/ч 12; температура сетевой воды, С&grad: прямой 120; обратной 70; период непрерывной работы, 8000 ч; срок службы, лет: до среднего ремонта 10; полный 30-50

Основные технические характеристики ПАЭС: количество энергоблоков 2; длина наибольшая, м 96,8; ширина, м 21,6; высота борта, м 10,3; осадка, м 5 (4,5 при транспортировке); водоизмещение, т 8700; численность персонала, чел 54.

Плавучая АЭС (мощность 2*6 МВт (эл.) и отпуском тепла до 2*12 Гкал/ч) представляет собой несамостоятельное судно, на котором размещено два энергоблока с РУ АБВ. Кроме основных (атомных) энергоблоков на ПАЭС предусмотрены два резервных дизельгенератора мощностью по 2,8 МВт для обеспечения замещения основного энергоблока на период перегрузки или ремонта. Запас топлива для дизельгенераторов рассчитан на 45 суток. Строительство ПАЭС возможно либо

в естественно защищенных акваториях (фиорд, залив, лагуна), либо с использованием защитных гидротехнических конструкций. Все кораблестроительные элементы ПАЭС, ее прочностные характеристики, устойчивость и непотопляемость соответствуют Правилам Морского Регистра России. Конструкции ПАЭС могут использоваться также в составе опреснительных комплексов, включающих кроме ПАЭС другое самоходное судно - опреснитель морской воды методом обратного осмоса. Размещение ПАЭС и судна-опреснителя позволяют разместить их в трюме доковых судов. Возможна доставка комплекса буксировкой, для чего он оснащен всем необходимым оборудованием.

1.8 Блочно-транспортные АЭС

1.8.1 «Ангстрем»

Примером блочно-транспортной атомной теплоэлектростанции является АТЭЦ «Ангстрем» с двухконтурной реакторной установкой на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут. Станция является экологически чистым ядерным энергоисточником гарантированной безопасности, предназначенным для комбинированного энергоснабжения промышленных и коммунально - бытовых потребителей электроэнергией и теплом в удаленных и труднодоступных районах, включая территории с экстремальными климатологическими, гидрогеологическими и сейсмическими условиями. Мощность электрическая 6 МВт, мощность теплоснабжения 14 МВт, степень заводской готовности 100%, кампания 6 лет.

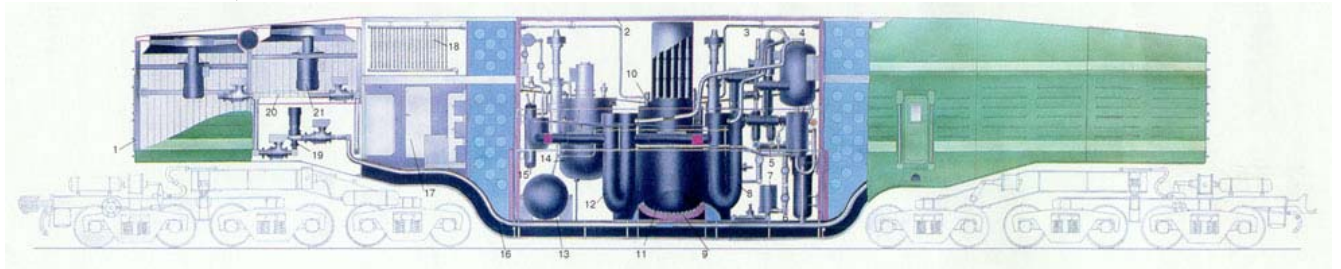


Рис.7. Передвижная реакторная установка «Ангстрем»

В основу проекта положен принцип формирования АТЭЦ из функционально законченных транспортно-технологических блоков полной заводской готовности, доставляемых к месту эксплуатации любым видом транспорта, включая воздушный, размещаемых на ограниченной площадке, подготовленной в инженерном отношении, с минимумом капитальных сооружений.

Гарантированная безопасность АТЭЦ обеспечивается: самозащищенностью реактора, обусловленной внутренними физическими свойствами быстрой активной зоны реактора и уникальными защитными свойствами теплоносителя свинец-висмут; глубокоэшелонированной системой функциональных и физических защитных барьеров, спроектированных с учетом возможного действия предельных повреждающих факторов эксплуатации и внешних событий; многоканальными, независимыми, разного принципа действия пассивными системами активной зоны и расхолаживания реактора, неограниченными временем действия; автоматической системы управления и технической диагностикой. Совокупность указанных проектных показателей безопасности принципиально исключает возможность тяжелых аварий типа: реактивностные; тепловой взрыв под действием внутреннего давления при любых перегревах теплоносителя; химический взрыв и пожары; теплоотводные аварии с прекращением расхолаживания активной зоны.

Отсутствие радиационного воздействия на окружающую среду в условиях нормальной эксплуатации и минимальное радиационное воздействие, на уровне естественного радиационного фона, в условиях тяжелых гипотетических аварий обеспечивает возможность размещения АТЭЦ в непосредственной близости от потребителей. Замкнутые циклы всех технологических систем АТЭЦ, использование атмосферного воздуха в качестве конечного поглотителя тепла в

технологических системах, минимальное водопотребление, исчезающее малое количество радиоактивных отходов в сочетании с возможностью практической реализации принципа «зеленой лужайки» при снятии с эксплуатации обеспечивает прекрасную экологическую совместимость АТЭЦ «Ангстрем» с окружающей средой.

1.8.2 Водяной кипящий реактор «ВКТ-12»

АЭС малой мощности с водяным кипящим корпусным реактором способна работать в удаленном районе в режимах регулирования частоты энергосистемы.



Корпусной реактор с естественной циркуляцией теплоносителя вырабатывает для ТГУ насыщенный пар и получает от ТГУ питательную воду – конденсат; регулирование мощности активной зоны – кластерное, приводы – серийные, от реакторов типа ВВЭР-1000. Установка ВКТ-12 (реактор водяной кипящий **транспортабельный**, АЭС электрической мощностью 12 МВт) представляет собой электрическую станцию с кипящим корпусным реактором, аналогичным реактору ВК-50, одноконтурную, с минимальным составом оборудования. В реакторе ВКТ-12 применяются: малая активная зона (МАЗ) реактора ВК-50; высокотеплопроводное керамико-металлическое топливо.

Рис.8. Автономный корпусной реактор ВКТ-12

Безопасность реактора ВКТ-12 обеспечивается: значительным снижением температур топлива; всережимной естественной циркуляцией теплоносителя; надежным теплоотводом; улучшением баланса реактивности в аварийных ситуациях; уменьшением выброса теплоносителя из первого контура при его разгерметизации; снижением активности теплоносителя первого контура; повышением безопасности при транспортировке топлива. В реакторе ВКТ-12 (так же, как и в реакторе ВК-50) отсутствуют проблемы с «хрупкой прочностью» корпуса реактора. Важной особенностью АЭС с реактором ВКТ-12 является сравнительная простота управления реакторной установкой.

1.9 Передвижные АЭС

Кроме создания мощных и сверхмощных АЭС в настоящее время большое внимание уделяется разработке небольших АЭС, способных перемещаться из одного местоположения в другое. Такие источники тепловой и электрической энергии удобны для эксплуатации в специфических условиях (например, в труднодоступных и отдаленных районах) и для использования в военных целях. Российским примером является транспортабельная атомная электростанция (ТЭС-3, введена в эксплуатацию в 1961) с реактором водо-водяного типа электрической мощностью 1500 кВт, которая смонтирована на четырех гусеничных платформах с кузовами вагонного типа. Она может автономно работать более года и двигаться самоходом в любой отдаленный район.

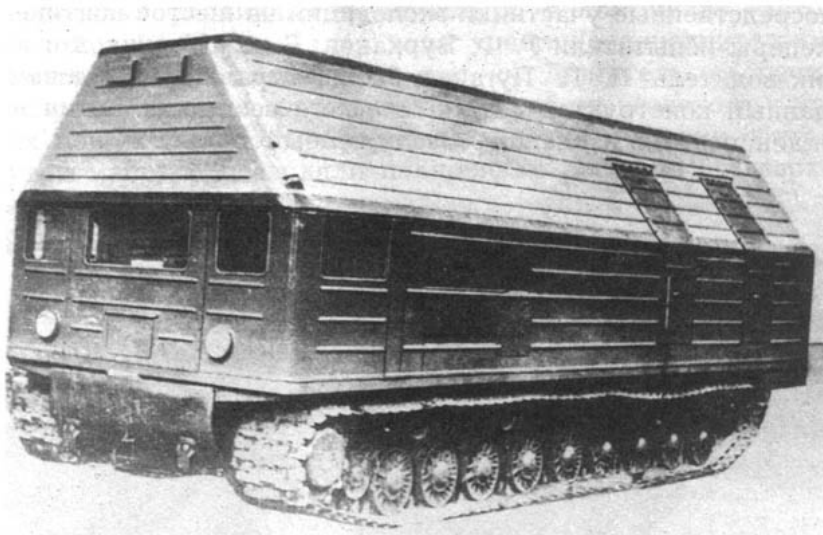


Рис.9. Один из модулей передвижной атомной электростанции ТЭС-3.

Станция выполнена по двухконтурной схеме с гетерогенным водо-водяным реактором тепловой мощностью 8,8 тыс. кВт, охлаждаемым водой под давлением 130 ат. при температурах

на входе реактора 275°C и на выходе 300°C. Реактор урановый, на тепловых нейтронах. Расход воды в первом контуре установки 320 т/ч. В активной зоне реактора, имеющей форму цилиндра высотой 600 и диаметром 660 мм, размещены 74 тепловыделяющие сборки с высокообогащенным ураном. Средняя тепловая нагрузка в реакторе равна $0,6 \cdot 10^6$ ккал/(м² ч), максимальная – $1,3 \cdot 10^6$ ккал/(м² ч). Длительность кампании реактора 250 суток, а при частичной догрузке тепловыделяющих элементов — до 1 года. Мощность турбогенератора станции 1,5 тыс. кВт, однако три ее парогенератора могут давать пар давлением 20 ат и температурой 285°C в количестве, достаточном для получения мощности на валу турбины до 2 тыс. кВт. Все оборудование станции размещено на четырех гусеничных самоходных транспортерах. На двух самоходах находится реакторная парогенераторная установка, на двух других — турбогенератор, пульт управления и трансформаторы. Шасси на базе узлов тяжелого танка Т-10. Общий вес оборудования, установленного на самоходах, около 210 т. Для защиты от излучения во время работы вокруг первых двух самоходов сооружается на месте эксплуатации земляная защита. Кроме того, реакторный самоход снабжен транспортируемой биологической защитой, позволяющей производить монтажные и демонтажные работы уже через несколько часов после остановки реактора, а также перевозить реактор с частично или полностью выгоревшей активной зоной. При транспортировке охлаждение реактора осуществляется с помощью воздушного радиатора, обеспечивающего съём до 0,3% номинальной мощности установки."

2. АТОМНЫЕ СТАНЦИИ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ

Развитие атомного теплоснабжения закономерно для нашей северной страны, имеющей традиции централизованного теплоснабжения. В связи с этим была разработана атомная станция теплоснабжения (АСТ) с реакторными установками АСТ-500. Она обладает гарантированной безопасностью и предлагается к размещению вблизи крупных городов. Данная АСТ состоит из двух реакторов, двух автономных блоков, каждый тепловой мощностью 500 МВт (2*500) и способна вырабатывать 860 Гкал/час тепла в виде воды с температурой 150°C и давлением 20 атм. Первую такую АСТ предполагается построить на Сибирском химическом комбинате (г.Северск, Томская обл.).

С экологической точки зрения АСТ-500 имеет следующие достоинства: высокая тепловая экономичность; сохранение около полутора миллиардов кубометров кислорода воздуха ежегодно; отсутствие вредных для здоровья людей выбросов; минимальное водопотребление; экономия миллиона тонн условного топлива; это экологически чистый источник тепла, отсутствие влияния на биосферу. Преимущества АСТ перед традиционными ТЭЦ очевидны. Выбросы ТЭС, работающих на органическом топливе – это: образование смога, выпадение кислотных дождей, попадание в биосферу особо вредных канцерогенных веществ, КПД ТЭС 40%. АСТ-500 – чистый источник тепла, потребление кислорода отсутствует; водопотребление минимально, коэффициент полезного использования тепла – 95%.

Годовая доза облучения населения при эксплуатации АСТ составит около 0,01 миллибэр за год и ничтожно мала по сравнению с естественным радиационным фоном, воздействующим на человека. Попадание радиоактивности потребителю полностью исключено. Допустимые уровни активности теплоносителя и герметичность оборудования технологических контуров непрерывно контролируется автоматической системой радиационного технологического контроля. В реакторе АСТ-500 при повышении мощности, температуры или появлении пара, скорость реакции уменьшается, происходит самоглушение реактора и процесс прекращается. Поэтому быстрое "самовольное" увеличение мощности в реакторах типа АСТ исключено. Нет физических оснований для аварийных процессов. Системы безопасности выполнены в виде трёх, независимых каналов, каждый из которых выполняет свои функции при предполагаемом отказе другого канала. При рабочем давлении 20 атм. корпус реактора выдерживает давление 100 атм, т.е в пять раз прочнее.



В АСТ-500 применён хорошо изученный, наиболее распространённый в мировой практике водо-водяной реактор, имеющий "за плечами" опыт эксплуатации, в котором теплоносителем является обычная вода. В отличие от водо - водяных энергетических реакторов (ВВЭР) и их зарубежных аналогов (PWR) в АСТ-500 всё оборудование первого контура размещено в одном корпусе (интегральный реактор).

Рис.10. Реакторная установка АСТ-500

Отличительная особенность данной станции – простота конструкции и высокая безопасность. В АСТ-500 реализован и значительно развит принцип многобарьерности - последовательный ряд независимых барьеров - преград на пути распространения радиоактивности (6 барьеров). Защитные барьеры поставлены в "привилегированные" условия по сравнению с АЭС. Количество барьеров увеличено.

Многобарьерность исключает выбросы активности в сколько-нибудь заметных количествах как при эксплуатации, так и самых маловероятных аварийных ситуациях.

Барьеры защиты:

Топливная таблетка.

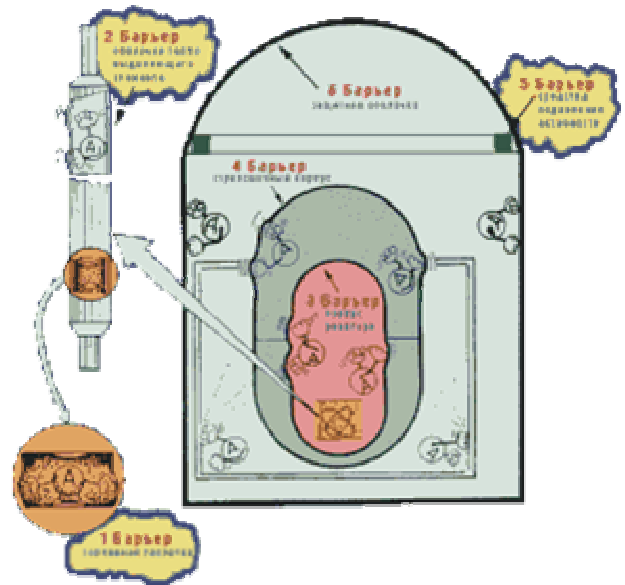
Оболочка

тепловыделяющего элемента.

3. Корпус реактора.
4. Страховочный корпус.
5. Средства подавления активности.
6. Защитная оболочка.

Рис.11. 5-ти барьерная защита реактора

Реактор атомной станции теплоснабжения АСТ-500 представляет собой водо-водяной реактор, в котором замедлителем нейтронов и теплоносителем является обычная вода. В нижней части прочного, герметичного корпуса реактора размещена активная зона, где происходит реакция деления, выделения энергии, подогрев реакторной воды - теплоносителя первого контура. Нагретая в активной зоне вода, как более лёгкая, поднимается в верхнюю часть реактора, где поступает в теплообменники первого - второго контуров и, охлаждаясь, опускается на вход в активную зону. Компактность реактора со встроенными теплообменниками, максимальная сокращённость и простота контура позволили реализовать принцип естественной циркуляции теплоносителя - исключить циркуляционные насосные агрегаты. Реактор на естественной циркуляции не зависит от работоспособности механизмов - насосов, не зависит от подачи электроэнергии. Для АСТ-500 принята трехконтурная схема передачи тепла к потребителю. Давление во втором контуре ниже, чем в первом и третьем контурах. Более высокое давление в третьем контуре исключает попадание активности потребителю.



Технические характеристики

Мощность реактора

500-600 МВт

Количество вырабатываемого тепла в год

2,5-3,0 млн.Гкал

Срок службы	50 лет
Тип реактора	водо-водяной
Тип компоновки оборудования	интегральный

Активная зона

Замедлитель	обычная вода
Топливо	Низкообогащённая двуокись урана
Диаметр	2,8 м
Высота	3,0 м
Загрузка урана	50 т

Топливный цикл

Глубина выгорания	19000-24000 МВт сут
Обогащение топлива	2,0 – 2,4%
Время работы между перегрузками	2 – 3 года
Кампания топлива	до 10 лет
Число кассет для перегрузки в год	10 - 15

3. ЯДЕРНЫЕ КОМПЛЕКСЫ

В настоящее время в ядерную энергетику проникают идеи гибкой (перестраиваемой) химической технологии. Действительно, по ряду причин мощности АЭС целесообразно держать под постоянной нагрузкой. Это связано со значительно более высокой долей капитальных вложений в структуре стоимости энергии, производимой АЭС по сравнению с ее долей в стоимости энергии тепловых станций и вытекающими отсюда экономическими потерями при неполном использовании мощностей АЭС. Кроме того, у АЭС довольно низкая маневренность из-за сложности обеспечения надежной работы ее оборудования при переменном тепловом режиме.

Химическая технология может быть вовлечена в решение задачи выравнивания суточного графика загрузки мощностей АЭС двумя путями.

Первый заключается в преобразовании избыточной электрической или тепловой энергии АЭС в ту или иную химическую форму и в создании запасов энергоносителя, который может затем транспортироваться на значительные расстояния к потребителям. Этот путь обеспечивает маневр в поставках энергии. Для реализации такого рода проектов требуется разработка перестраиваемых химико-технологических модулей, входящих в системы аккумулирования энергии, приспособленных к значительным колебаниям нагрузок по потокам энергии и реагентов. Другой путь заключается в маневрировании потреблением энергии АЭС крупными энергоемкими химическими производствами. Такое маневрирование может быть обеспечено переходом от непрерывных технологических схем к циклическим, ориентированным на потребление энергоресурсов преимущественно в ночное время суток. Речь идет о создании непрерывно-циклических схем энергоемких производств основной химии, гибких по интенсивности потребления энергоресурсов. В качестве химического процесса может быть, например, использована схема паровой конверсии метана в производстве аммиака с использованием твердого оксида кальция в качестве поглотителя диоксида углерода в реакционной зоне.

Другой перспективный процесс – производство водорода. В настоящее время водород рассматривается как «абсолютное» топливо для транспортных средства. Использование водородного топлива – кардинальный способ сокращения выбросов CO_2 от производства и транспортировки электроэнергии. Основной способ получения водорода – электролиз воды. Полагают, что необходимую электроэнергию можно получать на АЭС. При этом из технологического цикла исключается парниковый газ – CO_2 . За счет использования автотранспорта на топливных элементах или гибридных видов автомобилей, которые производят минимальное количество CO_2 , только в одной Канаде за 25 лет в Канаде можно уменьшить выбросы CO_2 на 120 млн. т/год, без каких-либо специальных мер по ограничению или нормированию промышленного или бытового энергопотребления. Детальные расчеты, проведенные для Канады, показали, что

один тяжеловодный реактор CANDU мощностью 690 МВт(эл.) сможет обеспечить производство 97 тыс. т/год водорода (H_2), производя при этом в качестве побочного продукта электролиза – до 95 т/год тяжелой воды (D_2O). Потребуется до 20 реакторов CANDU, для того чтобы снабжать водородом автотранспорт при этом производимая в качестве побочного продукта тяжелая вода (D_2O) будет использоваться в реакторной программе Канады. Если автомобиль в среднем проходит 578 км/сут. и ему требуется 0,4 кг H_2 /сут., то один реактор CANDU способен обеспечить водородным топливом 660 тыс. автомобилей/сут., не производя при этом никаких выбросов CO_2 . Парк из 20 реакторов CANDU смог бы обеспечить водородом до 13 млн. автомобилей, полностью обеспечив собственные потребности в D_2O и отправляя избыточное количество D_2O на экспорт. Базовая эквивалентная стоимость топлива для производства водорода и нефтепродуктов примерно одинаковая, однако гибридный автомобиль использующий передовую технологию топливных элементов, будет стоить дороже; необходимо учесть также стоимость распределения водорода или местной инфраструктуры его производства.

В настоящее время в мире большая часть производимого в промышленном масштабе водорода получается не электролизом воды, а в процессе паровой конверсии метана (ПКМ). Полученный таким путем водород используется как реагент для очистки нефти и как компонент азотных удобрений, а также для ракетной техники. Пар и тепловая энергия при температурах 750-850°C требуются, чтобы отделить водород от углеродной основы в метане, что и происходит в химических паровых реформерах на каталитических поверхностях. Первая ступень процесса ПКМ расщепляет метан и водяной пар на водород и монооксид углерода. Вслед за этим на второй ступени «реакция сдвига» превращает монооксид углерода и воду в диоксид углерода и водород. Эта реакция происходит при температурах 200-250°C.

Начиная с 70-х годов прошлого века в СССР были выполнены и получили необходимое научно-техническое обоснование и экспериментальное подтверждение проекты высокотемпературных гелиевых реакторов (ВТГР) атомных энерготехнологических станций (АЭТС) для химической промышленности и черной металлургии. Среди них АБТУ-50, а позднее — проект атомной энерготехнологической станции с реактором ВГ-400 мощностью 1060 МВт(теп) для ядерно-химического комплекса по производству водорода и смесей на его основе, по выпуску аммиака и метанола, а также ряд последующих проектов этого направления.

Основой для проектов ВТГР послужили разработки ядерных ракетных двигателей на водороде. Созданные в нашей стране для этих целей испытательные высокотемпературные реакторы и демонстрационные ядерные ракетные двигатели продемонстрировали работоспособность при нагреве водорода до рекордной температуры 3000 К.

Высокотемпературные реакторы с гелиевым теплоносителем - это новый тип экологически чистых универсальных атомных энергоисточников, уникальные свойства которых - способность вырабатывать тепло при температурах более 1000°C и высокий уровень безопасности - определяют широкие возможности их использования для производства в газотурбинном цикле электроэнергии с высоким КПД и для снабжения высокотемпературным теплом и электричеством процессов производства водорода, опреснения воды, технологических процессов химической, нефтеперерабатывающей, металлургической и др. отраслей промышленности.

К настоящему времени разработан проект модульного гелиевого реактора для генерации электричества (с КПД ~ 50%) с использованием прямого газотурбинного цикла. Энергетическая установка ГТ-МГР состоит из двух связанных воедино блоков: модульного высокотемпературного гелиевого реактора (МГР) и газотурбинного преобразователя энергии прямого цикла (ГТ). Работы находятся на стадии технического проектирования с экспериментально-стендовой отработкой ключевых технологий: топливо и система преобразования энергии. В настоящее время проводится оценка технологического применения этого проекта для производства водорода с использованием термохимических циклов, в том числе и на базе ПКМ (см. рис. 1, 2). Создание такого тандема (ВТГР-ПКМ) открывает путь широкому применению ядерной энергии в энергоемкой промышленности: крупнотоннажной химии, металлургии, а также позволяет путем выработки вторичного энергоносителя (чистого водорода или его смеси с CO) создавать ядерные энерготехнологические комплексы для регионального теплоэнергоснабжения с поставкой топлива для транспорта и низкопотенциального тепла для коммунально-бытовых нужд и коммерческого сектора.

Термохимический процесс получения водорода из воды использует цикл реакций с химически активными соединениями, например, соединениями брома или йода, и проводится при высокой

температуре. Требуется несколько стадий — обычно три, чтобы выполнить полный процесс. Предложено и рассматривается несколько сотен возможных циклов. В ведущих странах мира этому процессу уделяется особое внимание как потенциально наиболее эффективной технологии производства водорода из воды с помощью ВТГР. Такой цикл может быть построен и на базе ПКМ, поскольку при паровой конверсии метана половина водорода производится не из метана, а из воды. Довести в этом цикле долю водорода, получаемого расщеплением воды, до 100% и, тем самым, полностью избежать расхода метана можно, если получать в качестве промежуточного продукта метанол с последующим электрохимическим восстановлением метана, возвращаемого в голову процесса. Подобное развитие технологии по отношению к связке «ВТГР-ПКМ» может стать рентабельным при росте цен на природный газ свыше 120-150 долл./1000 нм^3 .

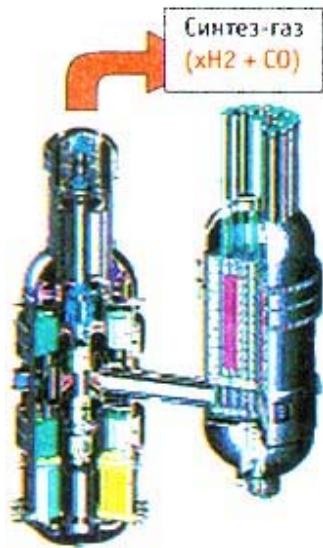


Рис. 12. Модульный гелиевый атомный реактор с паровой конверсией метана

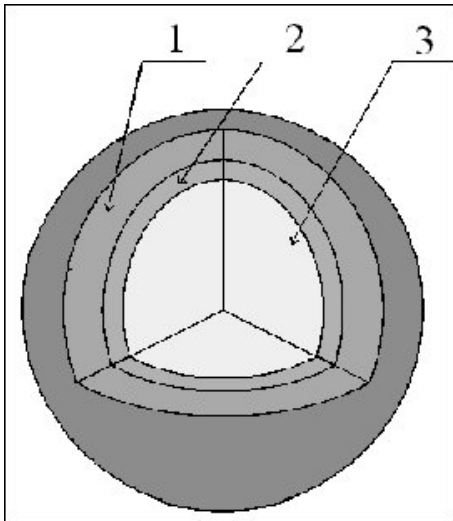
Ядерный реактор может производить тепловую энергию, различные виды излучения и новые химические элементы, пресную воду, но в зависимости от назначения данного реактора лишь одна (редко две) из этих функций реализуется полностью. В последние годы возникла тенденция к увеличению КПД не только основной функции ядерного реактора, но и его дополнительных возможностей. Таким образом, происходит постепенное совмещение функций ядерного реактора с другими производствами. Так, основной силовой цикл АЭС - производство электроэнергии, но реакторы АЭС могут так же вырабатывать тепловую энергию, становясь атомными теплоэлектроцентралями, а высокотемпературные реакторы, главное назначение которых - получение энергоносителей, могут давать еще и электроэнергию.

Разрабатываются проекты реакторов с температурой отходящих газов до 1000°C ; эти газы предполагается использовать в качестве источников тепловой энергии для нужд металлургии и химии. Другое направление - использование высокотемпературных ядерных реакторов для получения водорода (путем расщепления метана или разложения воды) и применение его в металлургии, химии и водородных двигателях.

В реакторах АЭС и высокотемпературных ядерных реакторах могут быть созданы радиационные контуры, в которых нейтронное и гамма-излучение используется для ускорения химических реакций и улучшения свойств материалов.

Ядерные источники тепловой энергии дают возможность получения электрической энергии путем прямого преобразования тепловой энергии в электрическую (без паровых котлов, турбин и электрогенераторов). Принцип работы таких установок заключается в получении термоэлектричества за счет тепловой энергии, выделяемой при радиоактивном распаде (такие установки называются изотопными источниками тока) или в цепной реакции деления (реакторы - термопреобразователи). В термоэмиссионном реакторе-преобразователе "Топаз" мощностью 10 кВт преобразование тепловой энергии в электрическую осуществляется путем возбуждения эмиссии электронов с катода, сильно нагретого теплом реактора.

В последние годы начали развиваться идеи биоэнергетики. Коротко остановимся на проекте «Ядерная лагуна». Как известно, одной из глобальных проблем человечества является поиск нового высокоурожайного источника ценного растительного сырья с выходом продукции около 10 миллиардов тонн в год (по сухому веществу). Это количество соответствует примерно годовому урожаю всей сельскохозяйственной продукции на планете. При наличии резерва биосырья его последующая переработка в топливо и удобрения могут осуществляться разными способами, в том числе экологически чистым методом анаэробной ферментации. Анализ показывает, что одной из наиболее перспективных культур является хлорелла, микроводоросль, размножение которой носит цепной характер с периодом удвоения 20 часов. При благоприятных



условиях ее начальная масса в течение месяца возрастает в 10^{12} раз, что решает проблему создания требуемого резерва сырья.

Биокомплекс, требующий для фотосинтеза сырья большего количества энергии в виде низкотемпературного тепла $T \leq 100$ °С и света с плотностью $0,25$ Вт/см² в диапазоне длин волн (380-740) мм, может быть создан на основе ядерных ламп (Рис.12).

Рис.12. Схема ядерной лампы

1 - оболочка радиолуминесцентного конвертора; 2 - зона воспроизводства на растворе соли тория-232; 3 - активная зона на растворе соли урана-235.

В качестве ядерных ламп предложено использовать систему из гомогенных растворных реакторов-размножителей на уран-ториевом топливе с внешним радиолуминесцентным конвертором, преобразующим нейтронное и гамма-излучение в излучение требуемого оптического спектра. Система растворных реакторов размещается в общем водном бассейне (ядерной лагуне), в котором расположены также светоприемные проточные кюветы с биосуспензией. За счет объемной геометрии в расположении источников света и светоприемных поверхностей кювет биореактора его производительность, по сравнению с плоской геометрией, повышается на порядок.

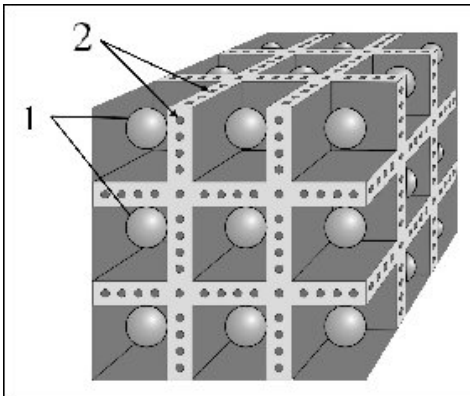


Рис.13 Схема биокомплекса

1 - решетка ядерной лампы (ЯЛ);
2 - трубоводы с биосуспензией.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 16. **ЯДЕРНЫЕ ДВИГАТЕЛИ ДЛЯ ТРАНСПОРТА**

Содержание

1. АТОМНЫЙ ФЛОТ	1
1.1 Атомные подводные лодки, АПЛ	1
1.1.1 Историческая справка	1
1.1.2 Поколения АПЛ	2
1.1.3 Подводные лодки с атомной энергетической установкой с ЖМТ	3
1.1.4 Несерийные подводные лодки	4
1.1.5 Ядерные энергетические установки для АПЛ	4
1.2 Атомные надводные военные корабли	6
1.3 Топливо для реакторов атомного военного флота	7
1.4 Гражданские суда с ЯЭУ	8
2. АВИАЦИЯ	12
2.1 США	12
2.2 СССР	13
3. БОЕВЫЕ РАКЕТЫ НА БАЗЕ ЯРД	20
4. КОСМИЧЕСКИЕ ДВИГАТЕЛИ	20
4.1 Америка	20
4.2 СССР (Россия)	22
4.3 Типы ЯРД космического назначения	23
4.3.1 Ядерный взрывной двигатель	24
4.3.2 Радиоизотопный ЯРД	24
4.3.3 ЯРД с реактором деления.	24

1. Атомный флот

Практически сразу после создания, энергетические ядерные реакторы были модернизированы с целью создания двигателей для атомного флота.

***Атомный флот**, совокупность гражданских судов и военных кораблей различного класса и назначения, имеющих в качестве главного источника энергии ядерные силовые установки.*

***Атомоход**, общее название судов (надводных и подводных) с ядерной силовой установкой.*

1.1 Атомные подводные лодки, АПЛ**1.1.1 Историческая справка**

Рис. 1 Атомные подводные лодки

С 1955 по 1996 год в СССР построено 250 атомных подводных лодок и 5 надводных кораблей (**Фото 1**). Помимо этого, был сконструирован ядерный реактор (класса «Нюрка») для дизельных подводных лодок. К Северному флоту приписано 2/3 всех атомных подводных лодок России, 1/3 приходится на Тихоокеанский флот. На Черноморском и Балтийском флотах АПЛ не базируются. К концу 80-х годов, по общему количеству атомных и дизельных подводных лодок, СССР превзошел подводные флоты всех государств, включая США. По договорам СНВ-1 и СНВ-2 и в результате физического и морального старения, из боевого состава ВМФ России к 1995 выведено из строя 138 атомных подводных лодок. На 2000 в боевом составе Северного флота находились 67 атомных подводных лодок и два атомных крейсера. В состав Тихоокеанского флота входили 42 атомные подводные лодки, один атомный крейсер и один атомный корабль связи.

Советские атомные подводные лодки проектировались в трех основных конструкторских бюро: «Малахит» и «Рубин» (С.-Петербург) и «Лазурит» (Нижний Новгород), а строились на четырех судостроительных заводах: «Северное машиностроительное предприятие» (Северодвинск), Амурский завод (Комсомольск-на-Амуре), «Красное Сормово» (Нижний Новгород), и Ленинградское Адмиралтейское Объединение (Санкт-Петербург). Атомные надводные корабли строились на Балтийском заводе (Санкт-Петербург).

США 17 января 1954 приняли в состав флота первую атомную подводную лодку. Постановление Советского Правительства о строительстве первой атомной подводной лодки было принято 21.12.1952. Научным руководителем разработок был назначен А.П.Александров, главным конструктором по энергетике - Н.А.Доллежалъ. Для АПЛ был выбран водо-водяной реактор, аналогов которому в стране не существовало (работы над реактором такого типа для АЭС начались только в 1955 году). Необходимо было решить ряд новых инженерно-конструкторских задач. В первую очередь - создание энергетического блока атомного корабля, т.е. создание реакторной установки, систем и механизмов, обеспечивающих ее работу. В результате была создана малогабаритная, высоконапряженная и высокоманевренная ЯЭУ, удовлетворяющая требованиям подводной лодки.

Строительство первой советской атомной подводной лодки К-3 («Ленинский Комсомол») пр. 627А (класса «Ноябрь» началось 24.09.1955 в г. Молотовске (сегодня г. Северодвинск). АПЛ была спущена на воду 9.08.1957, первый пуск ядерной энергетической установки К-3 (ВВЭР) был дан 3.07.1958. В этом же году был пущен прототип реактора с жидкометаллическим теплоносителем и началось обучение экипажа.

Принятые на вооружение в США и СССР атомные подводные лодки, оснащенные атомным оружием, могли подойти к берегам противника незамеченными. Это направление развития военной техники способствовало нарастанию гонки вооружения.

1.1.2 Поколения АПЛ

АПЛ первого поколения включали следующие проекты: пр.627А (класса "Ноябрь"), пр.658 (класса "Отель"), пр.659 (класса "Эхо-I") и пр.675 (класса "Эхо-II"). В период с 1955 по 1964 г. было построено 55 атомных подводных лодок первого поколения. Серия АПЛ класса "Ноябрь" насчитывала 13 единиц, класса "Отель" - 8 единиц, класса "Эхо-I" - 5 единиц и класса "Эхо-II" - 29 единиц. АПЛ пр.658 (класса "Отель", К-19) была первой стратегической атомной подводной лодкой, имея на борту 3 баллистические ракеты с ядерными боеголовками. АПЛ класса «Эхо» могли нести 8 крылатых ракет. В 1992 г. выведена из эксплуатации последняя лодка этой серии.

В период с 1964 по 1974 г. СССР построил 34 АПЛ второго поколения пр.667А (класса "Янки"). Каждая АПЛ этой серии могла нести 16 баллистических ракет с дальностью стрельбы - 3000 км. Сегодня почти все АПЛ этого класса выведены из эксплуатации. В 1972 начинается выпуск более совершенных стратегических АПЛ второго поколения пр.667Б («Дельта-И»), имевших на борту 12 более мощных ракет с дальностью стрельбы 9000 км. На АПЛ этой серии было также установлено более совершенное навигационное и гидроакустическое оборудование. С вводом в боевой состав АПЛ этого класса, несущих межконтинентальные ракеты, отпадала необходимость осуществлять патрулирование у берегов США. Запуск ракет можно было произвести, находясь у побережья Кольского полуострова или из под льда Северного ледовитого океана. В дальнейшем были созданы новые АПЛ в рамках этой серии: пр.667БД

(«Дельта-II»), пр.667БДР («Дельта-III») и пр.667БДРМ («Дельта-IV»), оснащенные 16 межконтинентальными ракетами каждая. Дальность стрельбы ракет этого класса позволяла поражать цели на территории США при запуске из пунктов базирования. В 1971-92 построено 43 АПЛ этой серии. Ко второму поколению также относятся АПЛ проектов 670 («Чарли-I-II») и 671 («Виктор-I-II-III»). Всего построено 17 подводных лодок классов «Чарли» и 48 подводных лодок классов «Виктор». АПЛ класса «Чарли» имеют на вооружении крылатые ракеты и предназначены для борьбы с ударными авианосными группировками и надводными кораблями противника. АПЛ класса «Виктор» - многоцелевые ПЛ и предназначены для борьбы с подводными лодками противника. Атомные подводные лодки этих классов были первыми в СССР, оборудованные одним водо-водяным реактором.

Строительство первой серии АПЛ третьего поколения пр.941 (класса "Тайфун") началось в 1977. В состав она вошла в 1981. К 1989 построено 6 АПЛ класса "Тайфун" - самых больших атомных подводных лодок в мире, способных нести 200 ракет с ядерными боеголовками. Идея создания таких мощных атомных подводных лодок заключалась в возможности получения превосходства сил на случай развертывания ядерной войны. На кораблях третьего поколения используется более безопасная и совершенная атомная энергетическая установка, новая система электроники и радиотехнического вооружения, понижается шумность подводных лодок. В 1980 в боевой состав Северного флота входит первая АПЛ пр.949 (класса "Оскар-I"), оснащенная крылатыми ракетами типа "Гранит" для борьбы с авианосными группировками противника. Строительство АПЛ пр.949А (класса "Оскар-II") началось несколькими годами позже. Четыре многоцелевые АПЛ пр.945 (класса "Сиерра") вошли в боевой состав флота в 1984 -1993. Корпус этих АПЛ сделан из титановых сплавов. С 1982 начинается строительство усовершенствованной версии АПЛ класса "Сиерра" - атомных подводных лодок пр.971 (класса «Акула», Рис. 2). Эти лодки самые современные среди АПЛ российского ВМФ, имеющие повышенную скрытность за счет увеличения глубины погружения и снижения уровня шумности. Последние АПЛ этого класса классифицируются как "Акула-II" и в длину превосходят АПЛ класса "Акула-I" на 4 метра. В 2000 продолжалось строительство только двух проектов АПЛ третьего поколения - пр.949 и 971 (классов "Оскар" и "Акула").



Фото 2. Многоцелевая лодка проекта 971. Имеет на вооружении торпеды, ракета-торпеды и крылатые ракеты «Гранат» с дальностью стрельбы 3000 км (для поражения береговых целей), которые запускаются из торпедных аппаратов.

В 1993 началось строительство АПЛ четвертого поколения класса «Северодвинск», пр.885 (моноблочная атомная установка типа КПМ с одним водо-водяным реактором, мощность на валу - 43000 л.с., тепловая мощность - 200 МВатт). Спущена на воду в 1995. Уровень шумности атомной подводной лодки этого класса ниже, чем у АПЛ пр.971 класса «Акула» - самой совершенной на сегодня атомной ПЛ в мире. В настоящее время строится 7 АПЛ класса «Северодвинск». В стадии разработки находится пятое поколение атомных подводных лодок, которые будут в два раза меньше атомных ПЛ класса «Тайфун», но смогут нести 20 баллистических ракет.

1.1.3 Подводные лодки с атомной энергетической установкой с ЖМТ

Атомная установка типа БМ-40А (или ОК-550) имеет один реактор с жидко-металлическим теплоносителем (тепловая мощность 155 МВатт). Теплоносителем являлся сплав свинца и висмута (температура кипения 1679°C). Применение жидкого металла в качестве теплоносителя позволяет держать низкое давление в первом контуре, что исключает переопрессовку 1-го контура, тепловой взрыв ядерного реактора и выброс активности наружу. Новой паропроизводящей установке в режимах пуска и расхолаживания требуется меньше электроэнергии, и поэтому емкости аккумуляторной батареи почти на четверть меньше, чем на атомоходах проекта 627А. На новой лодке впервые устанавливаются автономные турбогенераторы, которые повысили надежность и живучесть всей корабельной энергетики в целом. АПЛ пр.645 дала возможность создать серию из

семи скоростных ПЛА проектов 705 и 705К («Альфа»). Эти лодки с титановым корпусом (скорость 41 узел) были полуавтоматами, экипаж в основном состоял из офицерского состава, впервые применялась силовая сеть с частотой 400 Гц, что позволило значительно снизить габариты оборудования при одинаковой энергоёмкости.

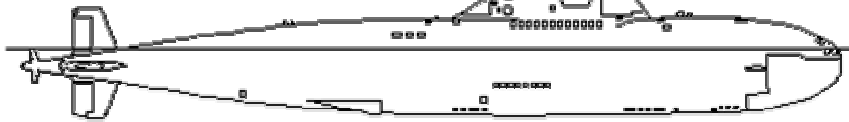


Рис.3. АПЛ серии «Альфа»

АПЛ класса "Альфа" (оружие - ракето-торпеды 82-Р (SS-N-15))

считались скоростными. Скорость, которую могли развить эти лодки, позволяла им уходить от торпед, хотя, в то же время, уровень их шумности был довольно высок.

1.1.4 Несерийные подводные лодки

За всю историю строительства АПЛ было создано 5 экспериментальных кораблей. Это подводные лодки [пр.645](#) (К-27, "Ноябрь" ЖМТ), [пр.661](#) (К-222 (162), "Папа"), [пр.685](#) (К-278, "Комсомолец"), [пр.1910](#) (класса "Юниформ") и [пр.1851](#) (класса "Экс-рей"). Титановая АПЛ [пр.661](#) (К-222) – установила мировой рекорд подводной скорости (44,7 узлов). Затем были построены серийные АПЛ с титановыми прочными корпусами: «Сиерра», «Альфа» и "Комсомолец". Основные преимущества титановых АПЛ заключались в их способности погружаться на глубину, недоступную стальным атомным подводным лодкам, и развивать большую скорость. Подводная лодка "Комсомолец" имела возможность применять оружие (торпеды) на глубине около 1000 метров. Это была самая глубоководная АПЛ в мире, установившая рекорд погружения - 1022 м. Было создано три класса экспериментальных атомных сверхмалых ПЛ - одна [пр.10831](#), одна [пр.1851](#) (класса "Экс-рей"), три [пр.1910](#) (класса "Юниформ"). Все малые АПЛ базируются на Северном флоте и оборудованы одной ядерной установкой типа ВВЭР. Эти АПЛ не несут ядерных боезарядов и используются для исследовательских или разведывательных целей.

1.1.5 Ядерные энергетические установки для АПЛ

В основном на АПЛ установлены модификации атомных установок с реакторами типа ВВЭР. При меньших размерах на ядерных установках АПЛ достигается относительно большая выходная мощность, чем на реакторах АЭС. Обогащение ядерного топлива АЭС по урану-235 не превышает 4%, в то время как уровень обогащения ^{235}U в топливе АПЛ может достигать 90%. Такой высокий уровень обогащения топлива АПЛ позволяет производить его замену гораздо реже, чем это делается на АЭС. Тепловая мощность реакторов российских АПЛ варьируется от 10 МВт на небольших ядерных установках, используемых на АПЛ [пр.1910](#) (класса «Юниформ») до 200 МВт в реакторах, установленных на новой АПЛ [пр.885](#) (класса «Северодвинск»). Тепловая мощность ядерных установок атомного крейсера [пр.1144](#) (класса «Киров») составляет 300 МВт.

Как и АПЛ, ЯЭУ делятся на четыре поколения. Проектирование ЯЭУ третьего поколения осуществлялось с начала 70-х годов. Этот период в развитии ядерной энергетики характеризуется формированием нового подхода к атомным установкам, как к объекту повышенной опасности. Была разработана концепция по созданию систем безопасности, включая системы аварийного расхолаживания и локализации аварии. Эти системы рассчитывались на максимальную проектную аварию, в качестве которой принимался мгновенный разрыв трубопровода теплоносителя на участке максимального диаметра. Была применена блочная схема компоновки, которая обеспечила повышенную безопасность. Схема позволила иметь режим естественной циркуляции по первому контуру на высоких уровнях мощности реактора, что важно для организации теплоносителя с активной зоны при обесточении корабля. ЯЭУ оборудованы системой безбатарейного расхолаживания, которая автоматически вводится в работу при исчезновении электропитания. Импульсная пусковая аппаратура контролирует состояние реактора на любом уровне мощности, в том числе и в подкритическом состоянии. При аварии происходит полное «глушение» реактора, даже при опрокидывании корабля. Блочная компоновка ЯЭУ уменьшила габариты, увеличив при этом ее мощность. Главными проблемами на ЯЭУ третьего поколения с точки зрения

безопасности являются проблемы надежности основного оборудования: активных зон, блоков очистки и расхолаживания. Проблемы с надежностью основного оборудования связаны с высокой цикличностью процессов, происходящих в атомной установке при ее эксплуатации.

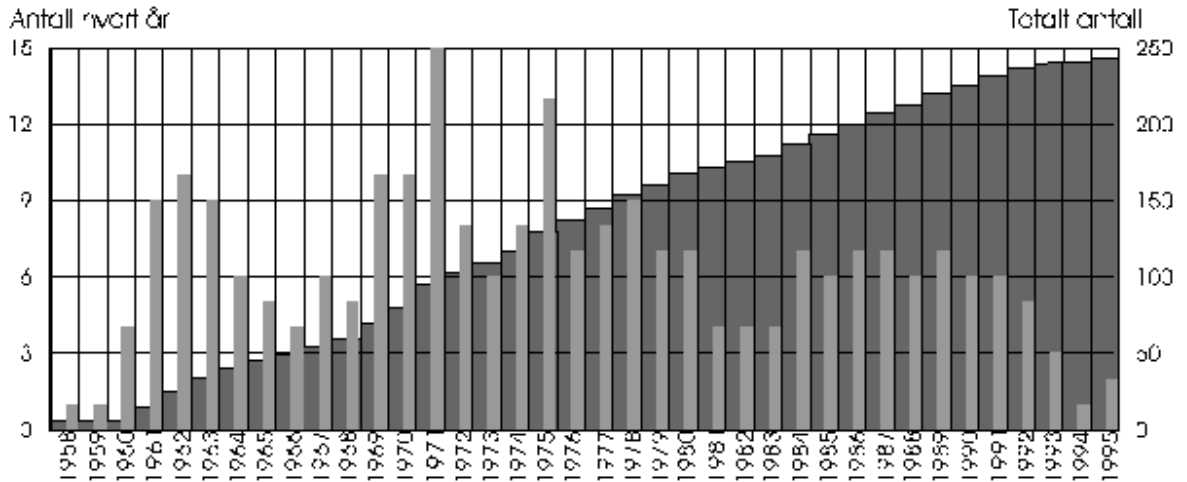


Рис.4 АПЛ, построенные в СССР/России в период с 1958-1995 г.г. (показана интенсивность строительства (дифференциальная кривая) и общее число АПЛ, введенных в строй к данному году)

Атомная установка четвертого поколения представляет собой моноблок (или интегральную схему компоновки). Очевидным преимуществом такой компоновки является локализация теплоносителя первого контура в одном объеме и отсутствие патрубков и трубопроводов большого диаметра. Эта установка создавалась с учетом всех современных требований ядерной безопасности. В связи с тем, что затруднен доступ к оборудованию, размещенному в реакторе, подобная схема компоновки предполагает использование высоконадежного оборудования. В особую категорию атомных установок следует выделить атомные установки с жидкометаллическим теплоносителем (ЯЭУ ЖМТ). На первой из них К-27 произошла авария. Причиной ее было засорение технологических каналов продуктами окисления сплава, в результате чего произошел пережог активной зоны. Шесть кораблей этой серии «Альфа» (Проект No. 705, 705К (Лира)) эксплуатировались в течение 10 лет.

Главным достоинством ядерного реактора на промежуточных нейтронах с теплоносителем свинец-висмут является его динамичность. Основная силовая сеть создана на частоте 400 Гц, что позволило вдвое сократить вес и объем оборудования, но эксплуатация этого оборудования усложнилась. Освоение кораблей с ЯЭУ на ЖМТ было трудным. Существовала опасность затвердевания сплава, что привело бы к выводу из строя атомной установки. В Западной Лице, где базировались корабли класса «Альфа», был создан береговой комплекс, включающий котельную для подачи пара на корабли и поставленные к пирсам плавказарма и эсминец, которые давали пар от своих котлов. Однако, в связи с низкой надежностью берегового комплекса подводные лодки «грелись» от своего тепла, т.е. ЯР работали на минимально контролируемом уровне мощности. Это приводило к быстрому износу реакторов и необходимости постоянного присутствия экипажа на борту лодки. Сложность эксплуатации создавала еще и высокая автоматизация этих кораблей. Все отсеки (за исключением двух) были необитаемы. Операции по управлению системами и оборудованием выполнялись с пультов, размещенных в центральном посту. Из-за этих трудностей все АПЛ этого класса к концу 80-х г.г. были выведены из эксплуатации.

Одним из главных недостатков АПЛ с жидким металлическим теплоносителем явилось использование сплава «свинец-висмут» в первом контуре реакторной установки. При реакции захвата нейтрона висмутом идет наработка полония-210. На конец кампании активность полония-210 в теплоносителе первого контура составляла 28,8 Ки/л. Высокая активность и проникаемость ^{210}Po (α - излучатель) существенно ухудшала радиационную обстановку при эксплуатации реакторной установки и производстве работ по обращению с отработанным ядерным топливом.

Несмотря на то, что на подводных лодках с ЯР на ЖМТ имели место две ядерные аварии, эти реакторные установки более безопасными, чем ЯЭУ с водой под давлением (ВВЭР).

Замечание. Безопасность определяется следующими свойствами реакторов на ЖМТ: высокой температурой кипения теплоносителя (1679 °С) при низком давлении в первом контуре, что исключает переопрессовку 1-го контура, тепловой взрыв ядерного реактора и выброс активности наружу; быстрым затвердеванием сплава при разгерметизации (температура плавления сплава около 125 °С), благодаря чему исключается возможность тяжелой аварии с потерей теплоносителя; небольшой долгоживущей наведенной альфа-активностью собственно теплоносителя; отсутствием выхода аэрозолей ^{210}Po , однако при этом существует нейтронное излучение радиоактивного ^{210}Po (период полураспада - 138 суток); способностью ЖМТ при повреждении оболочек ТВЭЛов и разгерметизации 1-го контура удерживать значительную активность радиоактивного йода, представляющего основную радиационную опасность для обслуживающего персонала; небольшим запасом реактивности, исключающим в энергетических режимах неконтролируемый разгон ЯР на мгновенных нейтронах, а также способностью ЯР самопроизвольно уменьшать мощность в аварийных ситуациях; градиент давления между контурами ЭУ направлен от второго контура к первому, что позволяет предотвратить выход радиоактивного теплоносителя за пределы контура.



ЯЭУ с ЖМТ по-прежнему считаются перспективными. В настоящий момент конструкторы ЯЭУ решили проблему "замораживания" и "размораживания" сплава в установке, однако корабли с ЖМТ установкой в настоящее время не строятся, а в эксплуатации остался один корабль (К-123).

Рис.5. Атомный надводный крейсер класса «Орлан».

1.2 Атомные надводные военные корабли

За период с 1974 по 1995 годы на Балтийском заводе в Санкт-Петербурге было построено 4 атомных крейсера («Адмирал Нахимов», «Адмирал Лазарев», «Адмирал Ушаков», «Петр Великий») и один атомный корабль связи «Урал».

Табл. 1: Количество судов с ЯЭУ, построенных в СССР/России в период 1958 - 1995.

Проект	Класс НАТО	Построено	ЯЭУ	Всего реакторов в классе	В боевом составе	Реакторы в эксплуатации
1-е поколение						
627 А	"Ноябрь"	13	2 (ВВЭР)	26	0	0
658	"Огель"	8	2 (ВВЭР)	16	0	0
659	"Эхо-I"	5	2 (ВВЭР)	10	0	0
675	"Эхо-II"	29	2 (ВВЭР)	58	0	0
2-е поколение						
667 А	"Янки"	34	2 (ВВЭР)	68	0	0
667 Б-БДРМ	"Дельта" I- II- III- IV	43	2 (ВВЭР)	86	18	36
670	"Чарли" I- II	17	1 (ВВЭР)	17	0	0
671 /РТ/РТМ	"Виктор" I- II- III	48	2 (ВВЭР)	96	18	36
3-е поколение						
941	"Тайфун"	6	2 (ВВЭР)	12	6	12
949 /А/	"Оскар" I- II	12	2 (ВВЭР)	24	8	16
945	"Сиерра"	4	1 (ВВЭР)	4	4	4
971	"Акула"	12	1 (ВВЭР)	12	5	5
ЖМТ						
645	ЖМТ	1	2 (ЖМТ)	2	0	0
705	"Альфа"	7	1 (ЖМТ)	7	1	1

Опытные ПЛ						
661	"Папа"	1	2 (ВВЭР)	2	0	0
685	"Майк"	1	1 (ВВЭР)	1	0	0
Сверхмалые ПЛ						
10831	10831	1	1 (ВВЭР)	1	1	1
1851	"Экс-рей"	1	1 (ВВЭР)	1	1	1
1910	"Юни-форм"	3	1 (ВВЭР)	3	3	3
Надводные корабли						
1144	"Киров"	4	2 (ВВЭР)	8	2 (3)	4 (6)
1941	"Урал"	1	2 (ВВЭР)	2	0	0
Всего:		247		456	67	119

Атомная установка для надводных кораблей КН-3 (активная зона типа ВМ-16) создавалась на опыте строительства и эксплуатации ЯЭУ ледоколов (Рис.6) По своей конструкции она практически ничем не отличается от атомной установки типа ОК-900 ледоколов класса «Россия». Недостатки в конструкции этих установок с точки зрения безопасности такие же, как и для АПЛ третьего поколения.

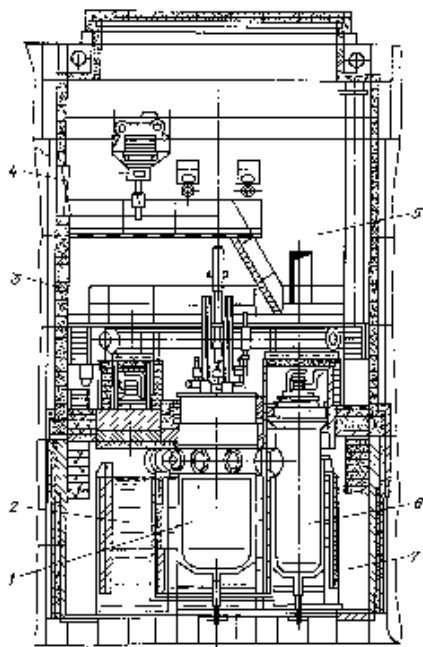


Рис. 6 Ядерная установка атомного ледокола «Арктика» аналогичная ЯЭУ атомных крейсеров 1: реактор; 2: бак защиты; 3: защитная оболочка; 4: аварийный выход; 5: аппаратное помещение; 6: парогенератор; 7: реакторное помещение.

1.3 Топливо для реакторов атомного военного флота

Топливные сборки для атомных подводных лодок с водо-водяными реакторами изготавливались на машиностроительном заводе в г.Электросталь. ТВС для АПЛ класса "Альфа" и единственной в своем роде АПЛ класса "Ноябрь" (К-27), в реакторах которых в качестве теплоносителя использовался жидкий металл, производила Ульяновская металлургическая фабрика в г.Усть-Каменогорске. Активная зона реактора российской АПЛ состоит из 248-252 ядерныхборок в зависимости от типа реактора. Большинство российских АПЛ имеют два реактора. Каждая ядерная сборка состоит из нескольких десятков топливных элементов. Оболочки топливныхборок изготавливаются из стали или циркония, хотя процент циркониевых топливныхборок небольшой.



Фото 7. Первый в мире атомный ледокол «Ленин»

Обогащение топлива водо-водяных реакторов по урану-235 составляет 21% для лодок первого и второго поколений и 43-45% для АПЛ третьего поколения. Некоторые типы водо-водяных реакторов имеют большее обогащение. К примеру, надводное судно связи пр.1941 (класса "Капуста"), базирующееся на Тихоокеанском

флоте, имеет обогащение топлива по урану-235 до 55-90%. Обогащение топлива в реакторах с жидко-металлическим теплоносителем (ЖМТ) 90%. Активные зоны АПЛ третьего поколения состоят из топливных сборок с разным уровнем обогащения. Обогащение ядерных сборок в центре активной зоны лодок этого поколения составляет 21% по урану-235, обогащение тех, что находятся во внешней части зоны, доходит до 45%. (Американские реакторы для подводных лодок работают на 97,3 % обогащенном уране -235).

Количество урана-235 в активных зонах АПЛ третьего поколения составляет 115 кг, второго поколения - 70 кг (при суммарном количестве урана - 350 кг). Активная зона АПЛ первого поколения содержала 50 кг урана-235 (при суммарном количестве урана - 250 кг).



Фото 8. «Таймыр» - атомный ледокол с малой осадкой

1.4 Гражданские суда с ЯЭУ

В России построено десять гражданских судов с ядерными силовыми установками. Девять из них - атомные ледоколы, и один - контейнеровоз (лихтеровоз). Это - самый большой флот гражданских атомоходов в мире. Весь флот принадлежит Мурманскому Пароходству.



Рис.9. Атомные ледоколы «Арктика» и



«Россия»

Рис. 10

Самый большой в мире атомный ледокол «Ямал»

Атомные ледоколы были созданы для облегчения перевозки грузов вдоль северного побережья Сибири, в водах, закрытых льдами,

мешающими плаванию почти весь год. Зимой толщина льда по Северному морскому пути изменяется от 1,2 до 2 метров. Средняя толщина льда в центральной части Северного ледовитого океана 2,5 м. Атомные ледоколы намного мощнее своих дизельных партнеров. Они способны

форсировать этот лед со скоростью 10 узлов. В незамерзающих водах максимальная скорость АЛ - 21 узел. Комфорт на борту атомного ледокола достаточно высок. Он располагает плавательным бассейном, сауной, кино- и гимнастическими залами. В ресторане имеется бар и танцплощадка. Экипаж «Вайгача» и «Таймыра» 120 человек, а ледоколов типа «Арктика» 200.

Ледокол «Ленин» - первый в мире гражданский атомоход (спуск на воду 1957, начало работы 1959, конец эксплуатации 1989, водоизмещение: 17810 т., тип главной установки: атомная турбоэлектрическая, мощность главной установки: 44000 л.с., максимальная скорость хода на чистой воде: 19,6 уз). Ледокол продемонстрировал высокую проходимость и маневренность во льдах, способствовал успешной проводке транспортных судов на ответственных участках трассы Северного морского пути.

Затем были построены ледоколы типа «Арктика» («Арктика» 1975, водоизмещение: 20905 т. Мощность главной установки: 75000 л.с.; «Сибирь» 1977; «Россия» 1985, водоизмещение 23 тыс. тонн; «Советский Союз» 1990, «Ямал» 1993 и «Урал» 1994), речные (с малой осадкой) ледоколы («Таймыр» 1989, водоизмещение 20000 т., мощность 50000 л.с., ледопроемимость 1,77 м; «Вайгач» 1990) и контейнеровоз-лихтеровоз «Севморпуть» 1988). «Ямал» – самый мощный ледокол в мире (Водоизмещение: 20000 т, мощность 50000 л.с). Он обладает двойным корпусом и специальным ледокольным дизайном. Проходу через льды помогает пневмоомывающая система, подающая через специальные форсунки под лед нагретую воду, а также полимерное покрытие и возможность быстрого перемещения балластной воды. Лед может ломаться как при движении вперед, так и назад. Судно движется за счет вращения трех грибных винтов, каждый из которых снабжен семитонными лопастями. Два ядерных реактора, обеспечивающие пар для движения, заключены в 160 тонную оболочку из стали, высокоплотного бетона и воды. Опреснители производят пять тон чистой воды в час

Все атомные ледоколы типа «Арктика» построены на Адмиралтейской верфи (С.-Петербург), «Вайгач» и «Таймыр» - на верфи Финляндии, а «Севморпуть» - в Керчи. Атомные реакторы и турбогенераторы ледоколов «Арктика» и «Сибирь» были впоследствии модернизированы, поскольку не удовлетворяли современным требованиям безопасности. Сейчас старые ледоколы постепенно выводятся из эксплуатации.

Ледоколы типа «Арктика» проводят через ледовые поля сухогрузы и другие корабли на Северном морском пути. «Вайгач» и «Таймыр» проводят суда по мелководью, обычно по р. Енисей лесовозы от портов Диксон и Игарка, а также сухогрузы с рудой и металлом от порта Дудинка (Норильск). Эти ледоколы используются и как пожарные катера. Атомные ледоколы обеспечили ряд научных экспедиций в Арктическом бассейне. Так, «Арктика» - первый надводный корабль в мире, который смог достичь Северного Полюса (17.08.1977). Начиная с 1989, атомные ледоколы стали применять для туристических целей, в основном для доставки туристов на Северный Полюс. Российские атомные ледоколы изредка перемещали канадские нефтяные платформы.

«Севморпуть», контейнеровоз с ядерной силовой установкой, снабжен прочным корпусом. Он способен передвигаться самостоятельно по сплошному льду толщиной до одного метра. Длина судна 260 метров, водоизмещение 61000 тонн. «Севморпуть» вмещает 74 лихтера, или 1336 контейнера. Корабль в используется для транспортировки лихтеров и контейнеров от Мурманска до городов на северном побережье Сибири. Подходы к большинству Сибирских прибрежных городов очень мелководны, поэтому «Севморпуть» становится на рейде, спускает баржи на воду и их затем буксируют к берегу небольшие суда.

Атомный реактор на ледоколе (КЛТ-40) – ВВЭР, слегка модернизированный вариант первых реакторов для атомных подводных лодок. Главное различие между ледокольными реакторами и реакторами для подводных лодок - их размер. Оболочка реактора атомохода «Ленин» имела 1.5 м высоты и 1 м в диаметре. Активная зона реактора содержит от 241 до 274 топливных сборок. Топливо – обогащенный до 30-40% уран -235, (гражданские ядерные установки используют 3-4% уран -325). ТВС заменяют через три - четыре года нормальной эксплуатации. Для предотвращения

кипения, вода в корпусе реактора находится под высоким давлением. Горячая вода (300-400°C) от реактора передает тепло другому замкнутому контуру, где образовавшийся пар в свою очередь передает энергию турбине, вращающей винты. Для каждой из активных зон реактора предусмотрены четыре парогенератора, которые снабжают турбины паром. Третья охлаждающая система использует морскую воду, которая конденсирует и охлаждает пар. Сконденсированная вода вновь нагревается водой в корпусе реактора. Система охлаждения ледокольных реакторов рассчитана на Арктическую морскую воду низкой температуры. Ледоколы «Вайгач» и «Таймыр» оснащены одним реактором. Активная зона реактора имеет 274 ТВС и передает мощность к винтам порядка 50000 л.с. «Сибирь», «Арктика», «Россия», «Советский Союз» и «Урал» все имеют по два атомных реактора (активная зона реактора вмещает 241 ТВС). Мощность, передаваемая на винты, 75000 л.с. (135 МВт).

Реактор контейнеровоза «Севморпуть» передает винтам мощность в 44000 л.с. Реактор подобен реакторам «Таймыра» и «Вайгача» и вмещает максимум 274 ТВС. Система охлаждения реактора несколько отличается системы других атомоходов. Она не требует морской воды с низкой температурой. По этой причине «Севморпуть» способен плавать и в более теплых морях.

Сейчас (2000) Мурманское пароходство располагает 15 атомными реакторами, размещенными на гражданских судах. Судовые энергетические установки считаются самыми надежными. Кроме того, они транспортабельны. В случае необходимости их можно установить на плавучем сооружении, переместить в другой район.

Сейчас разработан подводный нефтеналивной танкер на базе ракетной подводной лодки. Расчетная скорость танкера – 33.3 км/ч против 5.5 км/ч у дизельного ледокола. Увеличивается и срок навигации, который для надводных судов не превышает 20-30 дней. Проект освоения месторождений нефти и газа подо льдами Арктики предусматривает применение атомных подлодок в качестве носителей технологических модулей для бурения скважин, энергоснабжения, хранения углеводородного сырья, монтажа оборудования, грузовых перевозок.

В России с 1959 года на атомных судах эксплуатировались 5 типов атомных паро-производительных установок: ОК-150, ОК-900, ОК-900А, КЛТ-40 и КЛТ-40М.

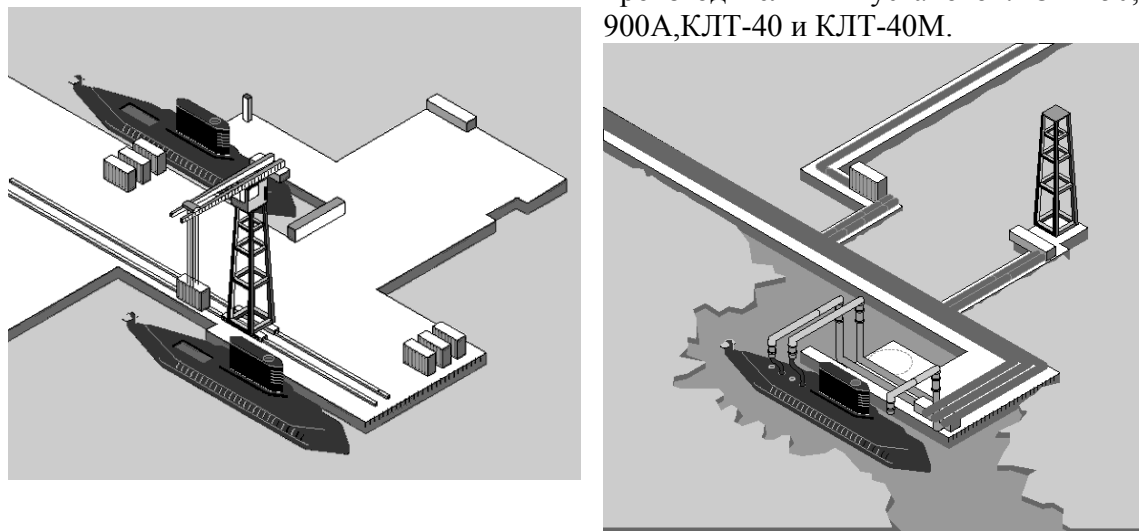


Рис.11 Схема использования АПЛ в качестве танкера (транспорт нефти и газа)

Каждая энергетическая установка состоит из отдельных блоков, в каждом блоке находятся: реактор водо-водяного типа, четыре циркуляционных насоса и четыре парогенератора, компенсатор объема, ионообменный фильтр с холодильником и другое оборудование. Реактор, насосы и парогенераторы имеют отдельные корпуса и соединены друг с другом короткими патрубками типа “труба в трубе”. Все оборудование расположено вертикально в кессонах бака железобетонной защиты и закрыто малогабаритными блоками защиты, что обеспечивает легкую доступность при ремонтных работах.

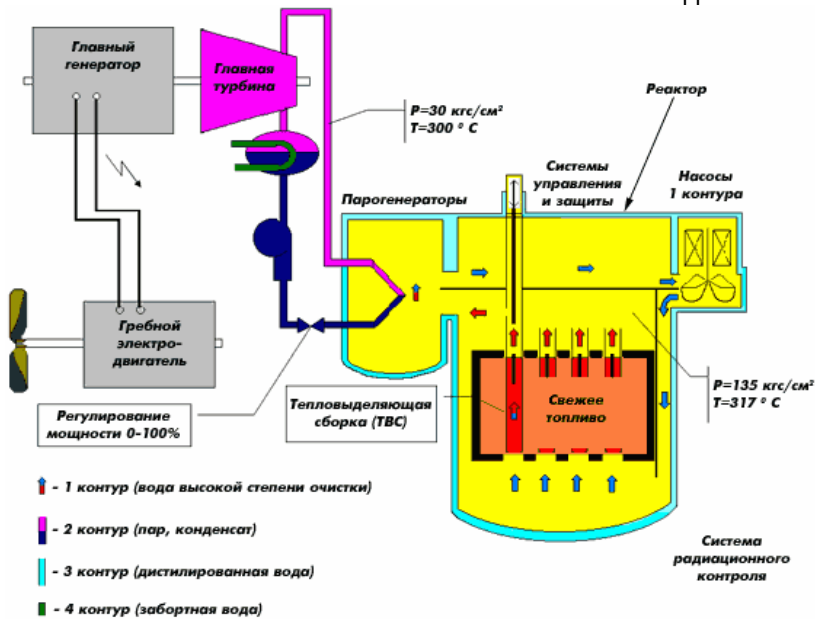


Рис. 12 Схема судовой реакторной установки

Реактор состоит из активной зоны и отражателя. Реактор водородного типа - вода в нем является и замедлителем быстрых нейтронов и охлаждающей и теплообменной средой. Активная зона содержит ядерное топливо в защитном покрытии (тепловыделяющие элементы - ТВЭЛы) и замедлитель. ТВЭЛы, имеющие вид тонких стержней, собраны в пучки и заключены в чехлы. Такие конструкции называются

тепловыделяющими сборками ТВС. Активная зона реактора представляет собой совокупность активных частей свежих тепловыделяющихборок (СТВС), которые в свою очередь состоят из тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ). В реактор помещаются 241 СТВС. Ресурс современной активной зоны (2,1 - 2,3 млн. МВт час.) обеспечивает энергетические потребности судна с ЯЭУ в течение 5-6 лет. После того, как энергоресурс активной зоны исчерпан, проводится перезарядка реактора. Корпус реактора с эллиптическим днищем изготовлен из низколегированной теплостойкой стали с антикоррозийной наплавкой на внутренних поверхностях. Тепловая схема паропроизводящей установки атомного судна состоит из 4-х контуров. Через активную зону реактора прокачивается теплоноситель I контура (вода высокой степени очистки). Вода нагревается до 317°C, но не превращается в пар, поскольку находится под давлением. Из реактора теплоноситель I контура поступает в парогенератор, благодаря чему вода, протекающая по его трубам, превращается в перегретый пар. Далее теплоноситель I контура циркуляционным насосом снова подается в реактор. Из парогенератора перегретый пар (теплоноситель II контура) поступает на главные турбины. Параметры пара перед турбиной: давление - 30 кгс/см² (2,9 Мпа), температура - 300°C. Затем пар конденсируется и далее вода проходит систему ионообменной очистки и снова поступает в парогенератор. III контур предназначен для охлаждения оборудования ЯЭУ, в качестве теплоносителя используется вода высокой чистоты (дистиллят). Теплоноситель III контура имеет незначительную радиоактивность. IV контур служит для охлаждения пара в системе II контура, в качестве теплоносителя используется морская вода.

АППУ выполнена и размещена на судне таким образом, чтобы обеспечить защиту экипажа и населения от облучения, а окружающую среду - от загрязнения радиоактивными веществами в пределах допустимых безопасных норм как при нормальной эксплуатации, так и при авариях установки и судна. С этой целью на возможных путях выхода радиоактивных веществ созданы четыре защитных барьера между ядерным топливом и окружающей средой: I. первый - оболочки топливных элементов активной зоны реактора; II. второй - прочные стенки оборудования и трубопроводов первого контура; III. третий - защитная оболочка; IV. четвертый - защитное ограждение, границами которого являются продольные и поперечные переборки, второе дно и настил верхней палубы в районе реакторного отсека. Безопасность АППУ обеспечена устройствами и системами нормальной эксплуатации и системами безопасности, предназначенными для надежного выключения реактора, отвода тепла от активной зоны и ограничения последствий возможных аварий.

2. Авиация



В России и США предпринимались неоднократные попытки создания самолетов с двигателями на базе ядерных энергетических установок. Это сулило беспредельную дальность полёта. Однако в чистом виде этого сделать не удалось.

2.1 США

Рис.13 Бомбардировщик В-36 (США) с действующим атомным реактором на борту

В 1941 в январском номере американского журнала «Популярная механика» появилась статья доктора Р.Лангера об использовании урана-235 в качестве топлива для транспортных средств. Описывавшаяся в статье конструкция

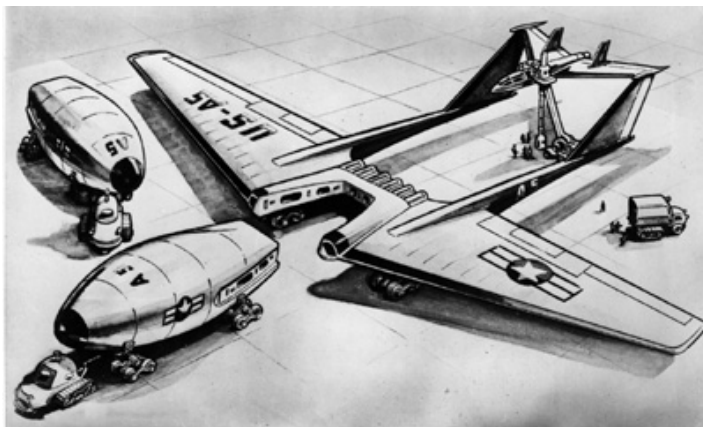
самолета - летающего крыла с атомной силовой установкой тогда была воспринята читателями и многими специалистами как научная фантастика. Однако уже через год Энрико Ферми, один из создателей ядерной физики, обсуждал со своими коллегами по ядерному проекту «Манхэттен» практические проблемы, связанные с использованием атомной энергии для осуществления полета самолета.

В конце 50-х ВВС и Министерством энергетики США была развернута программа «ПЛУТО/ТОРИ» (PLUTO/TORY), нацеленная на создание ядерного прямоточного воздушно-реактивного двигателя для самолета-носителя больших ракет с ядерными боеголовками. В начале 60-х годов программа была свернута ввиду появления компактных конструкций ракет, не требующих создания специального самолета-носителя. Рассматривалось также создание боевых ракет с ядерным ракетным двигателем, однако достигнутое сокращение размеров головных частей с ядерным зарядом сделало возможным использование для этих целей ракетных двигателей системы «Атлас». Всё же США был испытан бомбардировщик с атомным реактором на борту. Переоборудованный бомбардировщик NB-36H (**Рис.14**), несущий действующий реактор был построен для изучения перспектив создания самолета с ядерной энергетической установкой. Самолет с ядерным двигателем никогда и не поднимался в воздух, но ВВС США переделали стандартный бомбардировщик В-36, поместив в него действующий трехмегаваттный реактор с воздушным охлаждением. В задней части бомбоотсека летающей лаборатории разместили испытываемый реактор мощностью 1 МВт диаметром 1,2 м и весом 16 т, работавший на быстрых нейтронах. В качестве ядерного топлива использовалась двуокись урана. Реактор включался в полете и охлаждался атмосферным воздухом, поступающим за счет скоростного напора через специально сделанные в борту самолета воздухозаборники. Нагретый воздух через выхлопные патрубки выбрасывался наружу. Защитная капсула весом 12 т с кабиной экипажа располагалась в носовой части фюзеляжа. Стенки капсулы изготовили из свинца и резины, а остекление кабины - из свинцового стекла толщиной 25-30 см. Сзади кабины экипажа находился защитный экран из стали и свинца диаметром 2 м и толщиной 10 см. Взлет и посадка самолёта осуществлялись обычными двигателями, а полет поддерживался за счет энергии, снимаемой с атомного реактора. Во время полета за работой реактора велось наблюдение из кабины при помощи внутренней телевизионной сети. После полета реактор снимался и хранился в подземном боксе испытательного полигона в штате Техас.

Самолет совершил в 1955-57 47 полетов, что позволило оценить эксплуатационные проблемы.

Фирма «Пратт-Уитни» работала над ядерной силовой установкой закрытого цикла. Существенным достоинством этой схемы являлось отсутствие выбросов радиоактивных продуктов из двигателей. Это достигалось за счет использования дополнительного замкнутого

водяного контура, снимающего тепло с реактора. В первичном контуре охлаждения реактора имелась паровая турбина мощностью 49000 л.с., вращавшая вентилятор диаметром 3,05 м, установленный во вторичном открытом контуре. Атмосферный воздух, нагнетаемый вентилятором, попадал в конденсатор турбины, нагревался там и выходил через реактивное сопло двигателя.



Одна из идей для ядерного самолета включала отсоединяемый реакторный модуль, заменяемый при необходимости. При такой компоновке самолета, пилоты помещались в хвостовой секции, которая могла бы отделяться в экстренных случаях (Рис.14).

Рис.14 Вариант конструкции самолета с ядерным двигателем.

Научно-исследовательский центр ВВС США AFRL (US Air Force Research Laboratory) финансирует сейчас создание

по крайней мере двух версий самолетов-шпионов с ядерным двигателем на базе тяжелых беспилотных летательных аппаратов (БПЛА). На проходившей в феврале 2003 Конференции аэрокосмических технологий ученые представили результаты этой разработки, обещающие за счет ядерного двигателя продлить срок полета БПЛА с нескольких часов до многих месяцев.

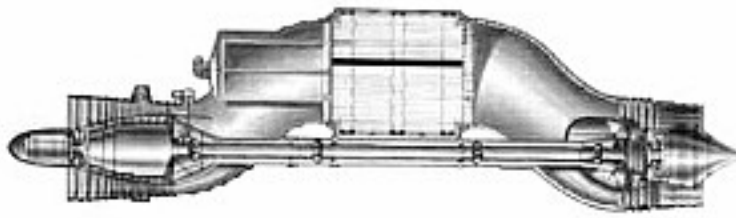
В последнее время (2004) ученые США исследуют возможность создания беспилотного разведывательного самолета, оснащенного атомным двигателем. Теперь авиаторам вместо традиционного реактора ядерного деления предложен существенной иной тип энергогенератора под названием квантовый нуклеонный реактор. Американские ученые предлагают вместо традиционного ядерного реактора, использующего реакцию деления урана, применять в летательном аппарате квантовый ядерный реактор. Его принцип действия основан на облучении рентгеновскими лучами радиоактивного изотопа гафния-178.

Здесь энергия получается за счет использования рентгеновского излучения, которое стимулирует ядра радиоактивного гафния-178 (период полураспада 31 год) к переходу на более низкие энергетические уровни и высвобождению энергии в форме гамма-излучения. (Показано, что рентгеновским облучением гафния можно высвобождать энергии в 60 раз больше, нежели затрачено). В самолете-шпионе на ядерном ходу тяга будет создаваться за счет использования этой энергии для формирования реактивной струи раскаленного воздуха. Имея на борту ядерный источник энергии, такой БЛА сможет находиться в воздухе месяцами, не завися от смены дня и ночи и от погоды.

2.2 СССР

В СССР идея создания ядерного двигателя для самолётов впервые обсуждалась 24.03.1947 на Научно-техническом совете ПГУ. В июне 1952 Александров докладывал Курчатову: «...Наши знания в области атомных реакторов позволяют поставить вопрос о создании в ближайшие годы двигателей на атомной энергии, применяемых для тяжелых самолетов...».

В начале 60-х ОКБ-23 В.М.Мясищева было поручено выполнить предварительный проект сверхзвукового бомбардировщика «со специальными двигателями главного конструктора А.М.Люлька». В ОКБ тема получила индекс «60», ведущим конструктором по ней назначили Ю.Н.Труфанова. Поскольку в самых общих чертах решение задачи виделось в простом оснащении М-50 двигателями на ядерной энергии, причем работающими по открытому циклу (из соображений простоты), то считалось, что М-60 станет первым в СССР атомным самолетом. Однако уже к середине 1956 выяснилось, что так просто поставленную задачу не решить.



Оказалось, что машина с новой СУ обладает целым рядом специфических особенностей, с которыми авиаконструкторы никогда ранее не сталкивались.

Рис.15 Атомный ТРД схемы "коромысло"

Первой проблемой стала защита людей от радиоактивного излучения. Какой она должна быть? Сколько должна весить? Как обеспечить нормальное функционирование экипажа, заключенного в непроницаемую толстостенную капсулу, в т.ч. обзор с рабочих мест и аварийное покидание? Вторая проблема – резкое ухудшение свойств привычных конструкционных материалов, вызванное мощными потоками радиации и тепла, исходящими от реактора. Отсюда - необходимость создавать новые материалы. Третья - необходимость разработки совершенно новой технологии эксплуатации атомных самолетов и постройки соответствующих авиабаз с многочисленными подземными сооружениями. Ведь оказалось, что после остановки двигателя открытого цикла ни один человек к нему не сможет подойти еще 2-3 месяца! А значит, есть необходимость в дистанционном наземном обслуживании самолета и двигателя. Ну и, конечно, проблемы безопасности - в самом широком понимании, особенно в случае аварии такого самолета.

Осознание проблем заставило отказаться от первоначальной идеи использовать планер М-50. Конструкторы начали поиск новой компоновки. Основным критерием выбора расположения атомной силовой установки на самолете было признано максимальное ее удаление от экипажа. Был разработан эскизный проект М-60, на котором четыре атомных ТРД располагались в хвостовой части фюзеляжа попарно в «два этажа», образуя единый ядерный отсек. Самолет имел схему среднеплана с тонким свободонесущим трапециевидным крылом и таким же горизонтальным оперением, расположенным на вершине киля. Ракетное и бомбовое вооружение планировалось размещать на внутренней подвеске. Длина самолета 66 м, взлетная масса - 250 т, крейсерская скорость полета – 3000 км/ч на высоте 18000-20000 м.

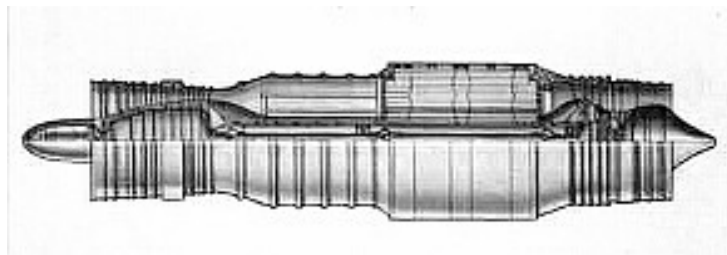


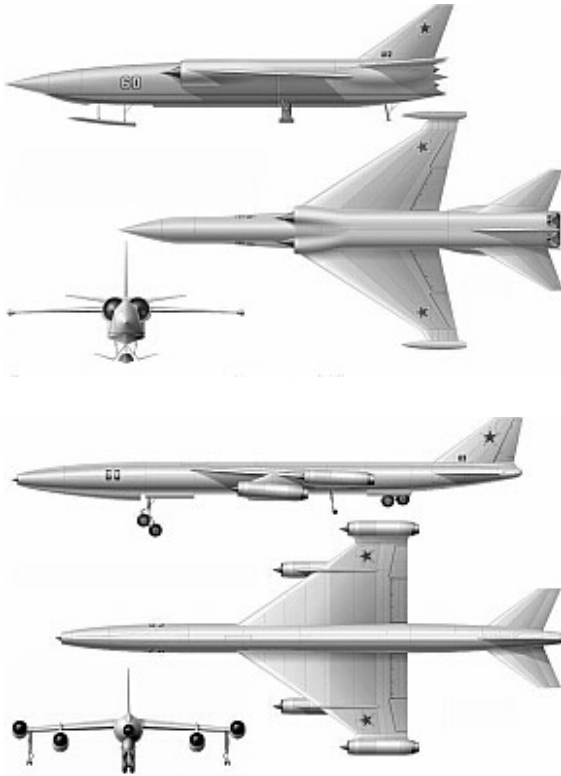
Рис.16 Атомный ТРД "соосной" схемы

Экипаж предполагалось разместить в глухой капсуле с мощной многослойной защитой из специальных материалов. Радиоактивность атмосферного воздуха

исключала возможность использования его для наддува кабины и дыхания. Для этих целей пришлось использовать кислородно-азотную смесь, получаемую в специальных газификаторах путем испарения жидких газов, находящихся на борту. Отсутствие визуального обзора должно было компенсироваться перископами, телевизионным и радиолокационным экранами, а также установкой полностью автоматической системы управления самолетом. Последняя должна была обеспечивать все этапы полета, включая взлет и посадку, выход на цель и т.д. Это логически подводило к идее беспилотного стратегического бомбардировщика. Однако в ВВС настаивали на пилотируемом варианте как более надежном и гибком в использовании.

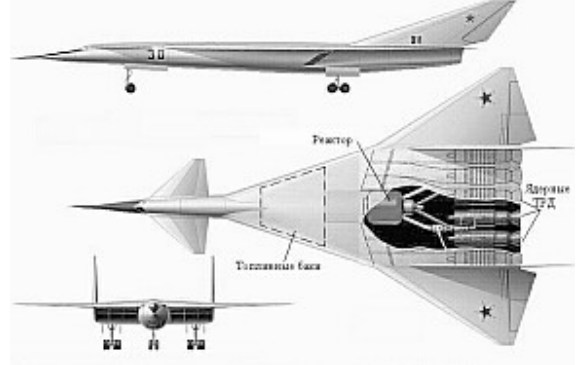
Проект стратегического атомного бомбардировщика М-60





Компоновка атомного гидросамолета Мясищева

Атомная летающая лаборатория на



базе

М-50

Стратегического атомный бомбардировщик М-30

Рис.17 Проекты атомных бомбардировщиков (СССР)

Ядерные турбореактивные двигатели для М-60 развивали взлетную тягу 22500 кгс. ОКБ А.М.Люльки разрабатывало их в двух вариантах: «соосной» схемы, в которой кольцевой реактор располагался позади обычной камеры сгорания, и сквозь него проходил вал турбокомпрессора; и схемы «коромысло» - с изогнутой проточной частью и выведением реактора за пределы вала. В.М.Мясищев начал разработку проекта летающей лаборатории на основе М-50, на которой один атомный двигатель размещался в носовой части фюзеляжа. С целью радикального повышения живучести баз атомных самолетов в случае начала войны было предложено отказаться от использования бетонных взлетно-посадочных полос, а атомный бомбардировщик превратить в сверхзвуковую летающую лодку М-60М. Взлетно-посадочные устройства включали в себя носовую гидролыжу, подфюзеляжные выдвигаемые подводные крылья и поворотные поплавки боковой устойчивости на концах крыла. Шесть ядерных турбореактивных двигателей располагались в хвостовой части самолета. Реактор размещался в фюзеляже. В качестве теплоносителя использовался жидкий металл: литий или натрий. Закрытый цикл работы реакторной установки позволял сделать кабину экипажа вентилируемой атмосферным воздухом и намного снизить вес защиты. При взлетной массе 170 т масса двигателей с теплообменниками 30 т, защита реактора и кабины экипажа 38 т, полезная нагрузка 25 т. Длина самолета 46 м при размахе крыла 27 м.

Первый полет М-30 планировался на 1966, однако ОКБ-23 Мясищева не успело приступить к рабочему проектированию. Постановлением правительства ОКБ-23 Мясищева привлечли к разработке многоступенчатой баллистической ракеты и работы над атомным самолётом в этом КБ были прекращены.

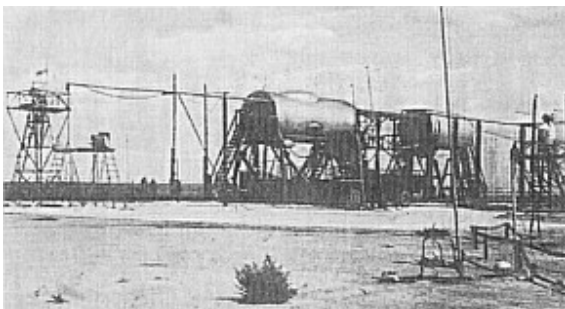


Рис.18. Наземный стенд для испытаний реактора (Семипалатинск)

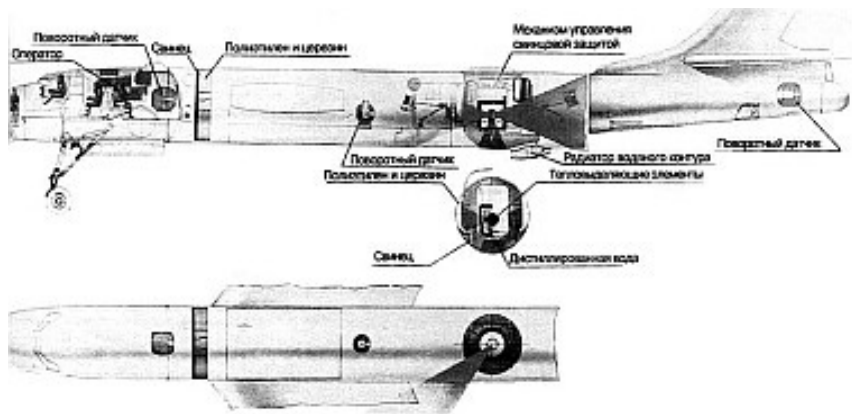
В отличие от коллектива В.М.Мясищева, создававшим сверхзвуковой стратегический самолет, перед ОКБ-156 А.Н.Туполева 28.03.1956 поставили задачу оснастить реактором уже существующую машину (Ту-95), т.е. создать летающую атомную лабораторию (ЛАЛ). Если ОКБ-23 предлагало поместить экипаж в капсулу со сферической защитой постоянной во всех направлениях толщины, то ОКБ-156 применило защиту переменной толщины. При этом максимальная степень защиты предусматривалась лишь от прямого излучения реактора, т.е. находилась сзади пилотов. А боковое и переднее минимальное экранирование кабины обеспечивало поглощение излучения, отраженного от окружающего воздуха. Для оценки уровня отраженного излучения и ставили летный эксперимент.

В 1958 на одном из аэродромов под Семипалатинском (база Половинка) был построен наземный испытательный стенд на основе средней части фюзеляжа Ту-95. Радиационная защита изготовлялась с использованием новых для авиации материалов, для производства которых потребовались новые технологии. Они были разработаны в под руководством А.С.Файнштейна. В июне 1959 реактор был пущен. Вскоре удалось выйти на заданный уровень мощности, опробовать приборы управления и контроля радиации, систему защиты, выработать рекомендации экипажу ЛАЛ. Одновременно подготовили и реакторную установку для ЛАЛ (конструктор академик Н.Д.Кузнецов). Топливный элемент представлял собой трубку из оксида бериллия (замедлитель нейтронов) забитую оксидом урана, высокообогащенным по урану-235. Двигатель был прямоточным. Рабочее вещество – горячий воздух. Реактор не был окружен со всех сторон защитой – использовалась концепция «теневого защиты», то есть экран предохранял от прямого потока нейтронов только пилота и груз (бомбы).

В летающую лабораторию Ту-95ЛАЛ был переоборудован серийный стратегический бомбардировщик Ту-95М с четырьмя турбовинтовыми двигателями НК-12М мощностью по 15000 л.с. Экипаж и экспериментаторы находились в передней герметической кабине, где также размещался датчик, фиксирующий проникающее излучение. За кабиной был установлен защитный экран из свинцовой 5-см плиты и комбинированных материалов (полиэтилен и церезин) общей толщиной около 20 см. В бомбоотсеке, где в будущем должна была располагаться боевая нагрузка, был установлен второй датчик. За ним, ближе к хвосту самолета, располагался реактор. Третий датчик находился в задней кабине машины. Еще два датчика смонтировали под консолями крыла в несъемных металлических обтекателях.

Реактор был окружен мощной защитной оболочкой, состоявшей из свинца и комбинированных материалов, и никакой связи с двигателями самолета не имел - служил только источником излучения. Дистиллированная вода использовалась как замедлитель нейтронов и как теплоноситель. Нагретая вода отдавала тепло в промежуточном теплообменнике, входивший в замкнутый первичный контур циркуляции воды. Через его металлические стенки тепло отводилось в воду вторичного контура, в котором рассеивалось в водо-воздушном радиаторе. Последний продувался в полете потоком воздуха через большой воздухозаборник под фюзеляжем. Реактор немного выходил за обводы фюзеляжа самолета и прикрывался металлическими обтекателями сверху, снизу и по бокам. Поскольку круговая защита реактора считалась достаточно эффективной, в ней были предусмотрены открываемые в полете окна для проведения экспериментов по отраженному излучению. Окна позволяли создавать пучки излучения в различных направлениях. Управление их открытием и закрытием производилось с пульта экспериментаторов в кабине экипажа.

В 1959-1960 эксперименты проводились на наземном стенде, а в 1961-1962 – на летающем самолёте (36 полетов). В испытаниях исследовали закономерности рассеяния нейтронов и гамма-квантов реактора в воздухе, от земли и конструкций самолёта, изучали влияние излучений реактора на бортовую систему радиосвязи при различных режимах функционирования летательного аппарата, проводили медико-биологические исследования комбинированного



воздействия факторов полёта и излучений реактора на членов экипажа, отработывали технологию аэродромного обслуживания и предполётной подготовки ядерной установки самолёта.

Рис.19 Размещение реактора и датчиков облучения на Ту-95ЛАЛ



Рис.16 Летаящая атомная лаборатория на базе самолета ТУ-95

Испытания Ту-95ЛАЛ показали достаточно высокую эффективность примененной системы радиационной защиты, но при этом выявили ее громоздкость, слишком большой вес и необходимость дальнейшего совершенствования. А главной опасностью атомного самолета была признана возможность его аварии и заражения больших пространств ядерными компонентами.



Рис.27 Ту-95ЛАЛ. На переднем плане -контейнер с датчиком излучения

Данные, полученные в ходе испытаний Ту-95ЛАЛ, позволили разработать крупномасштабную, рассчитанную на два десятилетия программу развития тяжелых боевых самолетов с ядерными силовыми установками и приступить к ее реализации. Важным этапом на этом пути должен был стать экспериментальный самолет «119» (Ту-119) с двумя обычными турбовинтовыми двигателями НК-12М и двумя разрабатывавшимися на их основе атомными

НК-14А. Последние работали по закрытому циклу и во время взлета и посадки имели возможность использовать обычный керосин. По сути, это был тот же Ту-95М, но с реактором по типу ЛАЛ и системой трубопроводов от реактора к внутренним двигателям. Поднять в воздух эту машину предполагалось в 1974. По замыслу Туполева, Ту-119 был призван играть роль переходного к самолету с четырьмя НК-14А, основным назначением которого должна была стать противолодочная оборона. За основу собирались взять пассажирский Ту-114, в сравнительно

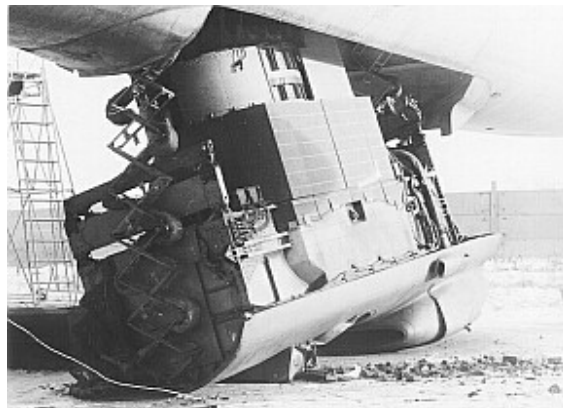


«толстый» фюзеляж которого легко вписывались и реактор, и комплекс противолодочного вооружения.

Рис.28. Ту-95ЛАЛ. Обтекатели и воздухозаборник реактора

Программа предполагала, что в 1970-х гг. начнется проработка серии атомных сверхзвуковых тяжелых самолетов под единым обозначением «120» (Ту-120). Предполагалось, что все они будут оснащены ядерными ТРД закрытого цикла разработки ОКБ

Н.Д.Кузнецова. Первым в этом ряду должен был стать дальний бомбардировщик. Самолет выполнялся по нормальной аэродинамической схеме и представлял собой высокоплан со стреловидными крылом и оперением, велосипедным шасси, реактором с двумя двигателями в хвостовой части фюзеляжа, на максимальном удалении от кабины экипажа. Вторым проектом был маловысотный ударный самолет с низкорасположенным треугольным крылом. Третьим стал



проект дальнего стратегического бомбардировщика с шестью ТРД (из них два атомных), по общей компоновке близкий к американскому сверхзвукового бомбардировщику В-58.

Рис.29. Ту-95ЛАЛ. Демонтаж реактора.

Этим проектам не удалось воплотиться в реальные конструкции. Причины были такими же, что и в США. Главная – атомный бомбардировщик оказался неподъемно сложной и дорогой системой вооружения. Только что появившиеся

межконтинентальные баллистические ракеты решали задачу тотального уничтожения противника гораздо дешевле, быстрее и, если так можно выразиться, гарантированной. И всё же работы по развитию атомных самолетов были прекращены не столько по техническим причинам, сколько из-за требований экологической безопасности. Действительно, катастрофа с атомным самолетом может привести к существенному радиационному загрязнению местности и большим жертвам.

В СССР прекращение проектирования атомного бомбардировщика не означало отказа от ядерной силовой установки как таковой. Военно-политическое руководство СССР отказалось лишь от использования атомного самолета в качестве средства доставки оружия массового поражения непосредственно к цели. Эту задачу возложили на баллистические ракеты, в т.ч. базирующиеся на подводных лодках. Субмарины могли скрытно месяцами дежурить у берегов Америки и в любой момент нанести молниеносный удар с близкого расстояния. Естественно, американцы стали предпринимать меры, направленные на борьбу с советскими подводными ракетносцами, и лучшим средством такой борьбы оказались специально созданные атакующие подлодки. В ответ советские стратеги решили организовать охоту на эти скрытные и подвижные корабли, да еще в районах, удаленных на тысячи миль от родных берегов. Было признано, что наиболее эффективно с такой задачей мог бы справиться достаточно большой противолодочный самолет с неограниченной дальностью полета, обеспечить которую мог только атомный реактор.

Сверхдальнюю машину ПЛО решили создавать на базе самого большого самолета мира тех лет Ан-22 «Антей» в 1965. Внимание военных «Антей» привлек благодаря большому внутреннему объему фюзеляжа, идеально подходящему для размещения большого боекомплекта противолодочного оружия, рабочих мест операторов, помещений для отдыха и реактора. Силовая установка включала двигатели НК-14А. На взлете и посадке они должны были использовать

обычное топливо, развивая 13000 э.л.с., а в полете их работу обеспечивал реактор (8900 э.л.с.). Расчетную продолжительность барражирования определили в 50 часов, а дальность полета - 27500 км. Хотя, конечно, «в случае чего» Ан-22ПЛО должен был находиться в воздухе «сколько надо» - неделю, две, пока не откажет матчасть.

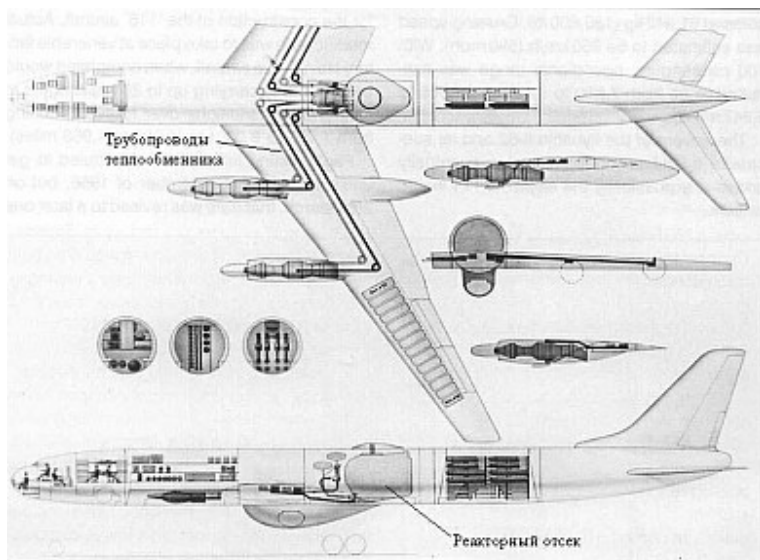


Рис.30 Проект атомного противолодочного самолета на базе Ту-114

За кабиной пилотов расположили отсек операторов противолодочного оружия, бытовые помещения, спасательный катер на случай посадки на воду, биозащиту и сам реактор. Противолодочное оружие разместили в обтекателях шасси. Вскоре оказалось, что проект не связывается по весу, он настолько тяжел, что четыре НК-14А не могут поднять его в воздух. Вес сэкономили на защите реактора, одновременно повысив ее

эффективность, путём выполнения её в виде многослойной капсулы из различных материалов, окружающей реактор со всех сторон. Реактор разрабатывался под руководством А.П.Александрова. Он имел собственные системы управления, электропитания и др. Управление реактора осуществлялось выдвижением угольных стержней из активной зоны, а также перекачкой воды во внешнем контуре. В аварийной ситуации стержни не просто быстро задвигались в активную зону – они туда выстреливались.

Лётные испытания с действующим реактором на борту проводились на Семипалатинском полигоне в 1972 (программа «Аист»). Они завершились успешно, были получены необходимые данные для проектирования достаточно эффективной и безопасной авиационной ядерной силовой установки. Благодаря новой защите и закрытому циклу радиационное заражение конструкции самолета и воздуха сводилось к минимуму, а в экологическом плане такая машина даже имела преимущества перед самолетами на химическом топливе: если все исправно работает, то выхлопная струя атомного двигателя не содержит ничего, кроме чистого нагретого воздуха. На случай же летного происшествия проблемы экологической безопасности в проекте Ан-22ПЛО не были решены в достаточной мере. Выстреливание угольных стержней в активную зону действительно прекращало цепную реакцию, но если реактор не поврежден!

Конструкторы и ученые продолжали поиск решения проблемы. Тем более, что кроме противолодочной функции, атомному самолету нашли новое применение. Оно возникло как логическое развитие тенденции повышения неуязвимости пусковых установок межконтинентальных баллистических ракет в результате придания им мобильности. В начале 1980 США разработали стратегическую систему MX, в которой ракеты постоянно перемещались между многочисленными укрытиями, лишая противника возможности уничтожить их точечным ударом. В СССР межконтинентальные ракеты установили на автомобильное шасси и железнодорожные платформы. Следующим шагом было поместить их на самолет, который бы барражировал над своей территорией либо над океанскими просторами. Ввиду своей подвижности он был бы неуязвим для средств ракетного нападения противника. Главным качеством такого самолета было как можно большее время пребывания в полете, а значит, ядерная силовая установка подходила ему как нельзя лучше.

Наконец, было найдено решение, гарантирующее ядерную безопасность даже в случае летного происшествия. Реактор вместе с первичным контуром теплообмена выполнялся в виде

автономного блока, оснащенного парашютной системой и способного отделиться от самолета в критический момент и выполнить мягкую посадку. Таким образом, даже если бы самолет разбился, опасность радиационного заражения местности была бы незначительной.

Реализации этого проекта помешал конец «холодной войны» и распад Советского Союза.

3. БОЕВЫЕ РАКЕТЫ НА БАЗЕ ЯРД

Созданием боевых межконтинентальных баллистических ракет (в первую очередь для доставки к цели тяжёлых водородных бомб), на базе ядерного реактивного двигателя (ЯРД) в СССР и США начали заниматься в конце 50-х годов прошлого века, т.е. ещё до создания стратегических ракет, работающих на химическом топливе.

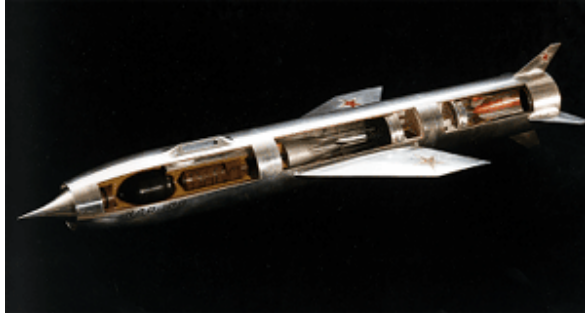


Рис.31. Крылатая атомная ракета со сверхзвуковым прямоточным воздушным реактивным двигателем с нагревом воздуха в реакторе

В СССР задача разработки экспериментальной крылатой ракеты «375» с ядерным прямоточным воздушно-реактивным двигателем конструкции ОКБ-670 М.М.Бондарюка была поставлена перед ОКБ-301, возглавляемым С.А.Лавочкиным. Место обычной камеры сгорания в этом двигателе занимал реактор, работавший по открытому циклу – воздух протекал прямо сквозь активную зону, нагревался до высокой температуры и выбрасывался наружу, создавая тягу. За основу конструкции планера ракеты были приняты разработки по межконтинентальной крылатой ракете «350» на обычном топливе. Однако тема «375» не получила развития, а смерть С.А.Лавочкина в июне 1960 поставила точку в этих работах. США также отказались от боевых межконтинентальных ракет с ядерным двигателем, из-за создания надёжных стратегических ракет на химическом топливе. Реально ни США, ни СССР (Россия) никогда не планировали применения ЯРД в космических войнах, что отрицательно сказалось на их создании.

4. КОСМИЧЕСКИЕ ДВИГАТЕЛИ

Ученые и инженеры, работающие в области космонавтики, всегда стремились создавать наиболее эффективные ракетные двигатели. В частности, они пытались использовать ядерную энергию для нагрева рабочего тела, т.к. это позволяло сделать доступным полет космонавтов на Марс и другие планеты, а также полёты автоматических зондов за пределы Солнечной системы. Однако всевозможных трудностей, в том числе финансовых, возникло очень много, и сегодня ни Россия, ни США не имеют пригодных для установки на космический аппарат ядерных ракетных двигателей (ЯРД). Всё же и СССР и США примерно в одно время создали и испытывали на стендах прототипы таких двигателей.

4.1 Америка

В США работы по созданию ядерного ракетного двигателя «НЕРВА» (NERVA - Nuclear Engine for Rocket Vehicle Application) были начаты в 1960 совместно с Комиссией по атомной энергии. Полученные в самом начале работ по программе «Ровер» в Лос-Аламосской лаборатории обнадеживающие результаты послужили поводом для того, чтобы президент Кеннеди в своей речи в 1961, посвященной планам высадки на Луну, призвал к ускорению работ по созданию ядерных ракетных двигателей, «которые обещают новые возможности в осуществлении заманчивых и беспрецедентных по масштабам исследований космоса за пределами лунной орбиты». Весной 1969 были завершены наземные испытания «Экс-Ф Прайм», прототипа ядерного двигателя.

По программе NERVA был разработан графитовый реактор, охлаждаемый жидким водородом, который испарялся, нагревался и выбрасывался через ракетное сопло. Графит был выбран из-за его высокой температурной стойкости. По проекту NERVA ЯРД должен был

развивать тягу 1100 кН в течение одного часа и иметь удельный импульс 800 сек, что почти вдвое превышает соответствующий показатель для химических двигателей.

Отработка ЯРД велась сразу на опытных полноразмерных реакторах без сопла - Kiwi. При этом тепловыделяющие элементы часто разрушались из-за трещин в защитном покрытии. До 1972 прошли испытания 20 ядерных реакторов, в том числе система NRX-A6 в течение одного часа работы реактора на полной мощности. 28 запусков стендовых ЯРДов имели суммарную продолжительность 4 ч. Испытания проходили на полигоне в штате Невада. В одном из вариантов ЯРД NERVA предварительно подогретый в рубашке охлаждения сопла и корпуса реактора



водород поступал в тепловыделяющие сборки, где за счет специально развитой поверхности теплообмена обеспечивался его нагрев до 2360 К. Часть горячих газов отбиралась для привода турбины турбонасосного агрегата, что обеспечивало расход водорода до 40,7 кг/с и тягу 33,6 т при тепловой мощности реактора 1510 МВт и массе 3400 кг.

Рис.32 Ядерная ракетная система подготовлена для испытания двигателя в Испытательном центре в шт. Невада. Реактор и сопло отчетливо видны над надписью NRX (NERVA Reactor Experiment - испытания реактора «Нерва»).

В январе 1973 изменение приоритетов в стратегии развития американской науки и техники заставило НАСА отказаться от своих планов осуществления пилотируемых межпланетных полетов и создания для этих целей ЯРД. Однако в начале 21-го века НАСА снова начала рассматривать возможности проведения полетов на Марс и создания там базы.

Кроме программы «НЕРВА», нацеленной на разработку ядерных двигателей с твердой активной зоной, создаётся ЯРД с газообразной зоной, удельная тяга которого лежит в диапазоне 1500–1600 с. Проект «Ровер» стал основой для разработки ЯРД, предназначенных для пилотируемого полета на Марс. Это - летный вариант компактного, размерами с письменный стол, реактора, мощность которого соответствует приличной гидроэлектростанции. В Центре им. Льюиса проведены оценки различных схем ядерных двигателей применительно к полету на Марс с возвращением корабля на Землю. Рассматривались: схема ядерного двигателя с твердой активной зоной и три схемы с газовой активной зоной — с регенеративным охлаждением элементов двигателя, со сбросом тепла в космос посредством излучателя и с прозрачными стенками, ограничивающими активную зону (типа «лампа»). Рассчитаны массы космических кораблей, стартующих к Марсу с околоземной орбиты, для различных по своим задачам экспедиций — краткосрочная экспедиций без высадки на Марс продолжительностью не более 200 суток и научно-исследовательская экспедиция с обстоятельным изучением планеты в течение 40-дневного пребывания на ней, посредством оставляемого на Марсе специального мобильного блока массой 140 т. Схема ядерного ракетного двигателя с регенеративным охлаждением и замкнутая цепь (или схема «лампа») позволят осуществить такую экспедицию за год, а краткосрочную — за 150 суток, при стартовой массе 130 т. Обеспечивающая большую удельную тягу схема со сбросом тепла в космос посредством излучателя позволит осуществить экспедицию за 200 суток, при стартовой массе 130 т, а краткосрочную - за 80 суток, при стартовой массе 90 т.

Недостатком ЯРД является радиоактивное излучение, основным источником которого служит активная зона ядерного реактора. Летом 1985 была развернута программа «Проджект Форкаст 2» (Project Forecast 2), нацеленная на поиск новых решений с высокими характеристиками. В фокусе исследований - создание безопасного компактного ядерного

двигателя для межорбитального транспортного аппарата. В Лаборатории космической техники начаты исследования по разработке двигателя с делящимся веществом в виде мелких частиц. Особое внимание уделено предотвращению нежелательных воздействий реактора на биосферу Земли при аварийном прекращении полета. Опыт, накопленный в ходе работ по проекту «Ровер» и программе «НЕРВА», показывает, что риск, связанный с конструкцией ядерной двигательной установки и ее эксплуатацией, может быть ограничен вполне приемлемыми пределами.

В 2005 в США принята программа разработки ЯРД для экспедиции, организованной на Марс в ближайшие 10 лет. Создание ракеты с ядерной двигательной установкой стало главным для NASA приоритетом в научно-исследовательских работах. Новый двигатель должен в три раза увеличить скорость полета ракеты и сократить время перелета до Марса до двух месяцев. При этом возможно будет применен газофазный ядерный двигатель, в котором медленно движущаяся газовая струя делящегося плутония окружена более быстрым потоком охлаждающего водорода.

Интересная идея создания двигателя, использующего реакцию аннигиляции материи и антиматерии, изучалась в рамках программы стратегической оборонной инициативы (СОИ) США. Антивещество в виде атомов хранится в электромагнитной ловушке и посредством магнитного поля подается в камеру двигателя, где оно взаимодействует с обычным веществом, превращаясь в гамма-излучение, которое нагревает рабочую жидкость и создает реактивную струю. Хотя магнитные ловушки используются в физике высоких энергий, для получения нескольких граммов антивещества, необходимых для полета, требуется огромное количество энергии.

4.2 СССР (Россия)

В СССР решение о создании ядерных стратегических ракет и ракет космического назначения было принято в 1957. Реальные эксперименты в этом направлении были начаты, после пуска на Семипалатинском полигоне импульсного реактора ДООУ-3 («До моего третьего удара», – шутил И.В.Курчатов. Реактор был пущен после его смерти). Ректор выдавал мощные потоки нейтронов и использовался для испытания радиационной стойкости материалов, топливных сборок и т.п. На этом реакторе удалось нагреть струю водорода до температуры 3000°С. В 1961 на Семипалатинском полигоне был запущен реактор ИГР и начаты первые эксперименты. В 1975-1989 на реакторе ИВГ-1 выполнена отработка тепловыделяющих сборок на ресурс в форсированном режиме при температурах до 3100 К и тепловых потоках 20 кВт/см³ (на порядок выше, чем в США). А на стендовом реакторе ЯРД минимальной размерности ИРГИТ проводились запуски при мощности 60 МВт и температуре 2650 К.

В 70-80-е годы КБ "Салют", КБ химавтоматики, ИАЭ, НИКИЭТ и НПО "Луч" (ПНИТИ) разработали различные проекты космических ЯРД и ядерных энергодвигательных установок. В КБ химавтоматики создавались ЯРД РД 0411 и ядерный двигатель минимальной размерности РД 0410 тягой 40 и 3,6 т соответственно. В результате были изготовлены реактор, «холодный» двигатель и стендовый прототип для проведения испытаний на газообразном водороде. В отличие от американского, с удельным импульсом не больше 8250 м/с, советский ЯРД за счет более жаростойких и совершенных по конструкции тепловыделяющих элементов и высокой температуры в активной зоне имел этот показатель равным 9100 м/с. Стендовая база «Байкал-1» для испытаний ЯРД размещалась в 60 км юго-западнее г. Семипалатинск-21. Она начала работать в 1962-м. В 1971-1978 на полигоне испытывались тепловыделяющие элементы прототипов ЯРД. С 1970 по 1988 год проведено около 30 «горячих» пусков реакторов. При этом мощность не превышала 230 МВт при расходе водорода до 16,5 кг/с и его температуре на выходе из реактора 3100 К. Все запуски прошли успешно и безаварийно.

Конструкторы ОКБ-11 С.П.Королева рассматривали несколько вариантов космических и боевых ракет, оснащенных ядерными ракетными двигателями (ЯРД). В качестве рабочего тела оценивались вода и сжиженные газы – водород, аммиак и метан. На созданных прототипах ЯРД достигнуты экстремальные для ядерных реакторов значения удельной мощности и температуры рабочего тела. Газоохлаждаемый реактор размером с небольшой бочонок имел параметры:



мощность 200 МВт, температуру газа 3200К, время непрерывной работы 10 минут и при этом излучал 2×10^{15} н*см²/с. Экспериментальный РД-0410 имел тягу 3,6 т при массе (вместе с радиационной защитой и рамой крепления) 2 т. Выигрыш очевиден.

Рис.33 Модель водородного ЯРД типа РД-0410 (разработчик «КБ химавтоматики», г.Воронеж)

Двигатель РД-0410 за 10 включений в течение 1 часа выдаёт тягу 3.6 т и скорость истечения 8,93 км/с при тепловой мощности реактора 196 МВт. Агрегат с теневой защитой, но без высотного сопла имеет длину 3.6 м, диаметр 1.6 м и массу 2 тонны. Нужно отметить, что размерность выбиралась такой, чтобы можно было испытать установку на существующих стендах. Но имеющиеся технологии позволяют, без принципиальных изменений конструкции и почти не меняя размеров и массы, создать двигатель тягой 40 тонн - для межпланетных кораблей, стартующих с околоземной орбиты этого больше чем достаточно. Можно и больше, но тогда нужно

перекомпоновывать тепловыделяющую сборку. Управление реактором осуществляется не стержнями, вводимыми в активную зону, а поворотными барабанами, заполненными карбидом бора, и расположенными в бериллиевом отражателе по ее периферии. Понятно, что такая схема (кстати, типовая для отечественных реакторов космического назначения, и известном «Топазе» то же самое) работает только при определенной геометрии реактора.

Масса силовой установки, использующей ядерные реакции деления, может быть всего порядка сотни килограммов (и даже меньше) а мощность при этом многократно превышать мощность двигателя внутреннего сгорания такой же массы. Вряд ли кто-то решится ставить ядерные реакторы на самолёты или автомобили. В космосе же требуются большая мощность и продолжительность работы двигателя при минимальном весе топлива, поэтому для космических транспортных систем будущего ядерная энергия может оказаться самой перспективной.

Разработка ракет с ядерными двигателями, предназначенных для вывода на орбиту искусственных спутников земли, была остановлена по экологическим причинам. Однако, ядерные ракеты для межпланетных путешествий продолжают разрабатываться. Предполагается, что на таких ракетах будут установлены высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы, в которых в качестве теплоносителя используется водород.

4.3 Типы ЯРД космического назначения

Жидкостные (химические) ракетные двигатели открыли человеку дорогу в космос - на околоземные орбиты. Но дальше двигаться на этой энергетической базе бессмысленно: скорость истечения реактивной струи в них не превышает 4.5 км/с, а для межпланетных полетов нужны десятки километров в секунду. А чтобы получить конечную скорость больше скорости истечения нужно, чтобы отбрасываемая масса была значительно больше остающейся. В свою очередь, для дальних полетов эта конечная масса тоже не маленькая...

Следующим звеном ракетных двигателей стали ЯРД.

Ядерный ракетный двигатель - ракетный двигатель, рабочим телом в котором служит либо какое-либо вещество (водород), нагреваемое за счет энергии, выделяющейся при ядерной реакции или радиоактивном распаде, либо непосредственно продукты этих реакций. Различают радиоизотопные, термоядерные и собственно ядерные ракетные двигатели (используется энергия деления ядер).

ЯРД получили свое название благодаря тому, что создают тягу за счет использования ядерной энергии, т. е. энергии, которая выделяется в результате ядерных реакций. Ядерную энергию в ракетных двигателях можно использовать тремя способами: **1.** Высвобождаемая энергия используется для нагрева рабочего тела, которое затем расширяется в сопле, так же как в обычном

ЖРД. 2. Ядерная энергия преобразуется в электрическую и затем используется для ионизации и разгона частиц рабочего тела. 3. Наконец импульс создается самими продуктами деления, образованными в процессе ядерной реакции деления. Сейчас существует много видов ЯРД.

4.3.1 Ядерный взрывной двигатель

Использование энергии атомного взрыва. В 1960-х годах НАСА и Комиссия по атомной энергии США исследовали довольно экзотический метод получения тяги в рамках проекта «Орион». В этом методе разгон ракеты до большой скорости, необходимой для полета к другим планетам, осуществлялся путем последовательных взрывов небольших атомных зарядов, выбрасываемых за ракетой. Специальные гасители должны были сглаживать воздействие взрывов. В рамках проекта «Орион» построено несколько моделей платформ из алюминия; вопрос состоял в том, выдержит ли она быстрый рост температуры и давления, создаваемых химическими взрывами. В 1959 состоялся 100-метровый полет платформы, обеспеченный шестью последовательными взрывами, который продемонстрировал, что импульсный режим полета может быть стабильным. Воздействие высоких температур столь кратковременен, что поток тепла в платформу невелик, и охлаждения платформы не требовалось. Эксперименты показали, что такие материалы, как алюминий или сталь, подходят для изготовления платформы. Проект «Орион» отменен в соответствии с международными договорами по ограничению ядерных вооружений.

4.3.2 Радиоизотопный ЯРД

Из всех возможных типов ЯРД наиболее разработан тепловой радиоизотопный двигатель (например, на базе рассмотренных в предыдущих лекциях атомных тепловых батарей, использующих энергию, выделяющуюся при распаде радионуклида). Ядерные энергоустановки обладают уникальными характеристиками, к которым относятся практически неограниченная энергоемкость, независимость функционирования от окружающей среды, неподверженность внешним воздействиям. Однако максимальная мощность нынешних ядерных радиоизотопных установок ограничена величиной порядка нескольких киловатт, поэтому нельзя надеяться на широкое применение радионуклидных двигателей в космонавтике.

4.3.3 ЯРД с реактором деления.

Этот тип ЯРД представляет собой сочетание атомного энергетического реактора с ракетным двигателем. Существует множество ЯРД на базе реактора деления: твёрдофазный; газофазный; жидкофазный и коллоидный; термоядерный; импульсный и др.

ЯРД значительно эффективнее жидкостного реактивного двигателя (ЖРД), но только в определенном диапазоне. Они не могут запускаться на Земле, не могут возвращаться на Землю из-за остаточной радиации. Они требуют тяжелой радиационной защиты. Ядерные двигатели предназначены исключительно для работы в космосе. И то на очень высоких орбитах (600 километров и выше), чтобы космический аппарат вращался вокруг Земли многие столетия. Потому что «период высвечивания» ЯРД составляет как минимум 300 лет.

Многие системы ЯРД устроены так же, как у жидкостного ракетного двигателя. Только температура рабочего тела, истекающего из сопла и создающего тягу, повышается не за счет реакции окисления (горения) двух компонентов, а за счет тепловой энергии, выделяющейся в процессе деления ядер. Вместо камеры сгорания, в ядерном двигателе размещен реактор, способный нагреть газ до высокой температуры. Эта температура ограничивается стойкостью применяемых материалов. В реакторе можно разогревать любой газ, а энергетическая эффективность ракетного двигателя тем выше, чем это рабочее тело имеет меньшую молекулярную массу. Поэтому, если в ЯРД применить водород, то скорость истечения его из сопла будет в 3 раза выше, чем в лучшем - кислородно-водородном ЖРД, т.к. молекулярная масса в первом случае - 2 г/моль, а во втором - 18. Значит, для космического полета потребуется существенно меньше рабочего тела.

Замечание. В проектах электронно-импульсного двигателя выдвинута еще более перспективная идея – в качестве рабочего тела использовать электроны, у которых «молекулярная масса» в 4000 раз меньше, чем у водорода.

В качестве рабочего тела могут быть применены жидкий водород, аммиак, гидразин. Удельные импульсы соответственно — 900, 500, 450 сек.

Один из возможных вариантов двигателей для отрыва от Земли - это устройства, в которых урановый ядерный реактор будет разогревать водород до 2500°C, затем этот водород будет смешиваться с атмосферным воздухом и сгорать при температуре 4000°C. Подобная система пригодна только для отрыва от Земли. Более того, включать её будут только на высоте 10 тысяч метров, а до этого ракету должен будет тянуть обычный ракетный двигатель на химическом топливе, чтобы в случае аварии минимизировать ущерб. Похожим образом, но без участия кислорода, предлагается двигать космический аппарат и в открытом космосе: разогретый в ядерном реакторе водород выбрасывается наружу через сопла, создавая двигательный импульс.

Делящееся вещество в активной зоне реактора может находиться в твердом, жидком или газообразном состоянии.

ЯРД с твёрдофазным реактором деления. Создание подобного ЯРД открывает перед космонавтикой большие перспективы, поскольку его можно использовать для дальних полетов. Реакторы состоят из тепловыделяющих сборок, содержащих соединение урана-235 с замедлителем нейтронов (для уменьшения массы урана с десятков до нескольких килограммов) и окруженных отражателем нейтронов, а также из устройств, обеспечивающих запуск, регулирование и останов.

Типичный твердофазный реактор имеет вид цилиндра с высотой и диаметром 1-2 м. Он включает активную зону; отражатель, окружающий эту зону; управляющие органы; силового корпуса и другие элементы. Активная зона содержит ядерное горючее - делящееся вещество (обогащенный до 90% уран), заключенное в тепловыделяющих элементах, и замедлитель. Тепловыделяющие элементы твердофазного реактора пронизаны каналами, по которым протекает, постепенно нагреваясь, рабочее тело. Каналы имеют диаметр порядка 1-3 мм, а их суммарная площадь составляет 20-30% поперечного сечения активной зоны. Активная зона подвешивается при помощи специальной решетки внутри силового корпуса, с тем чтобы она могла расширяться при нагреве реактора (иначе она разрушилась бы из-за термических напряжений). Активная зона испытывает высокие механические нагрузки, связанные с действием значительных гидравлических перепадов давления (до нескольких десятков атмосфер) от протекающего рабочего тела, термических напряжений и вибраций. В отличие от американского, с удельным импульсом не больше 8250 м/с, советский ЯРД за счет более жаростойких и совершенных по конструкции тепловыделяющих элементов и высокой температуры в активной зоне имел этот показатель равным 9100 м/с.

ЯРД с газообразной активной зоной (ГФЯРД). Дальнейшим развитием ЯРД является ядерная двигательльно-энергетическая установка на основе высокотемпературного газофазного реактора - ГФЯР. Возможны два типа ЯРД с газофазной активной зоной. В двигателе с удержанием ядерного горючего применяется вихревая закрутка или коаксиальные потоки для разделения газообразного ядерного горючего и рабочего тела во избежание смешения двух газов. В ЯРД с прозрачной ампулой также используются газодинамические силы для отделения газообразного ядерного горючего от стенок реактора, но в этом случае обеспечивается абсолютное разделение ядерного горючего и рабочего тела с помощью прозрачной ампулы.

В 50-е ядерные двигатели с газовой активной зоной привлекли внимание специалистов благодаря своим высоким характеристикам: в то время удельная тяга оценивалась величиной 6000 с при тяге, достигающей 130 кг. В 60-х рассматривались замкнутая и открытая схемы ядерных двигателей с газовой активной зоной. Реализация открытой схемы представляется более простой: необходимо лишь обеспечить требуемое содержание ядерного горючего путем соответствующей организации течения рабочего тела и управления реактором. Разогрев рабочего тела в ЯРД с твердофазным реактором ограничен температурой тепловыделяющих элементов и стойкостью их материала. А чем выше температура, тем больше удельный импульс двигателя. Однако если использовать газообразное ядерное топливо, то эта проблема снимается. Появляются возможности увеличения удельного импульса до 20-30 км/с при температуре рабочего тела до 12000К.

В основе одного из проектов такой установки - высокотемпературный ГФЯР со вспомогательными подвижными твердофазными тепловыделяющими сборками, которые обеспечивают критическую массу ядерного горючего. Основным элементом конструкции является одна или несколько рабочих камер, окруженных замедлителем-отражателем нейтронов. Ядерное горючее внутри камер удерживается изолированно от стенок в плазменном состоянии в количестве, необходимом для самоподдерживающейся цепной реакции. В промежутке между зоной делящейся плазмы и стенками организуется поток рабочего тела. Нагрев рабочего тела обеспечивается лучистым теплопереносом, при этом его температура на выходе рабочей камеры достигает 10000К. В центральной цилиндрической полости за счет магнитного поля соленоида, окружающего реактор, формируется малорасходная, «застойная», зона. Уран, находящийся в ней в газовой фазе, разогревает протекающий водород за счет распределенных в газе лучепоглощающих добавок и не смешивается с ним. Поглощение лучистой энергии рабочим телом обеспечивает одновременно и тепловую защиту стенок. Истекающая из сопла плазма обладает высокой электропроводностью и обеспечивает получение электрической энергии во встроенном в сопло МГД-генераторе. Эта энергия необходима для питания соленоида, насосов, подающих рабочее тело, и бортовых систем аппарата. Удельный импульс ГФЯРД достигает 20000 м/с.

Газофазный ТВЭЛ заключён в ампулу, в которую непрерывно поступает ядерной топливо. Топливо представляет собой либо пасту, содержащую мелкодисперсный урановый порошок и щелочные металлы, либо расплав урана, разогреваемого непосредственно перед подачей в камеру. Ураносодержащая струя, поступающая в камеру, под действием нейтронного потока высокой интенсивности разогревается, испаряется и переходит в плазменное состояние. Излучение от этой плазмы нагревает рабочее тело. Внутренняя стенка входного конического участка рабочей камеры выполняется из тугоплавкого сплава. Эта стенка газопроницаема, что позволяет вдувать водород и гелий вместе со струей ядерного топлива. Тем самым исключается образование рециркуляционной зоны на участке испарения топлива и турбулизация потока. Вдуваемый водород, в свою очередь, даёт периферийный спутный поток, отделяющий стенки камеры от центральной струи урановой плазмы.

Основная проблема при разработке газофазного реактора – снижение потерь делящегося вещества, которые не должны превышать долей процента от расхода рабочего тела. Некоторая часть урана постоянно уносится потоком водорода в окружающее пространство, но система подачи ядерного горючего все время компенсирует его убыль. Вынос ядерного горючего компенсируется его подачей в рабочую камеру либо в жидкометаллическом виде (1500К), либо в виде пастообразной смеси порошка с NaK эвтектикой. Энергоснабжение космического аппарата с ГФЯРД на режиме выключенной рабочей камеры осуществляют две газотурбинные энергоустановки общей мощностью 200 кВт с нагревом рабочего тела в твердофазных тепловыделяющих сборках. ГФЯРД имеет тягу 17,3 т при давлении в рабочей камере 100 кг/см² и скорости истечения водорода 20 км/с. Продолжительность работы на номинальном режиме при пяти включениях - около 3,5 ч. Мощность МГД-генератора должна составлять 25 МВт.

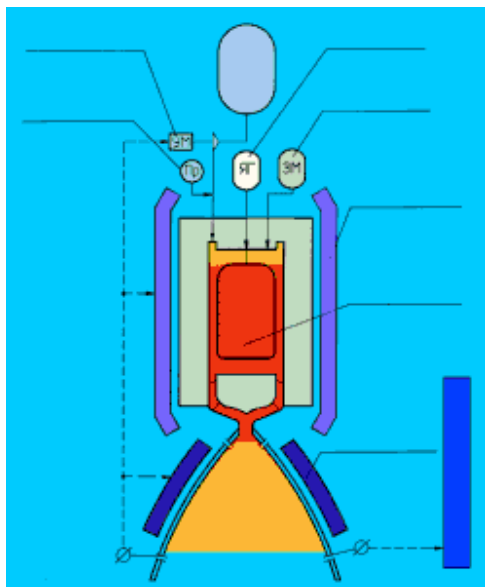


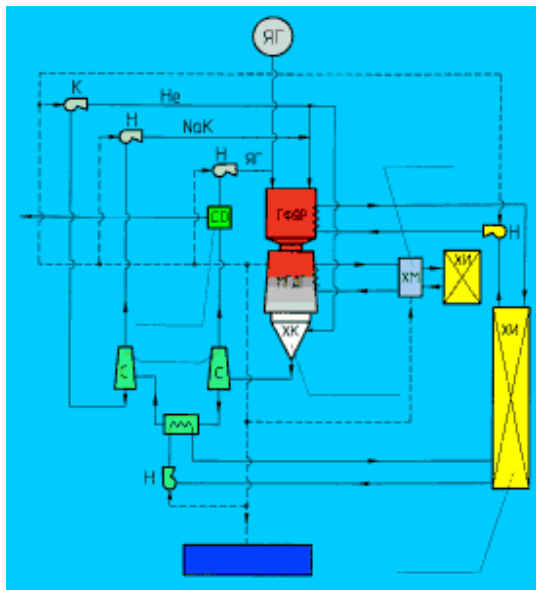
Рис.34 Газофазовый ядерный реактор, работающий по открытой схеме

Космические энергетические установки проектировались по открытой и замкнутой схемам. Если рабочее тело выбрасывается через реактивное сопло наружу, то установка представляет собой ядерный ракетный двигатель открытой схемы. В качестве рабочего тела используется водород, в который для обеспечения электропроводности и поглощения лучистого теплового потока добавляются присадки в виде паров NaK и Li, а также

вольфрамового порошка (при этом одновременно достигается приемлемая температура водорода у стенки камеры). Такой ЯРД имеет чрезвычайно высокие удельные характеристики (удельный импульс порядка 2000:3000 с). Если установка спроектирована таким образом, что рабочее тело выбрасывается наружу через МГД-генератор с высоким КПД, то имеем ЯКЭУ открытой схемы. Двигательная энергетическая установка открытой схемы (Рис.34) включает в себя однополостной реактор с кольцевым выходным каналом и газофазным твэлом с застойной плазменной зоной ядерного горючего. Стабилизация зоны осуществляется с помощью мощного внешнего соленоида.

В установках замкнутой схемы (Рис.35) преобразователем энергии является МГД-генератор, а все рабочие компоненты циркулируют по контуру, не имеющему связи с внешней средой. ЯКЭУ имеет весьма высокий КПД (30:40 %), низкие значения удельной массы преобразователя и удельного расхода рабочего тела. Присадки, вводимые в рабочее тело, помимо всего прочего, призваны способствовать МГД-взаимодействию. Кроме газофазного реактора и МГД-генератора в конструкции присутствуют холодильники, сепараторы и насосы. Рабочим телом является пар NaK в смеси с гелием. Выделяющееся избыточное тепло сбрасывается в космическое пространство с помощью излучателей. Вырабатываемая энергия используется для различных целей, одним из ее потребителей может быть электроракетный двигатель.

Преимуществом использования в замкнутых схемах ГФЯР, в котором вместо твердых твэлов используются газообразные, является принципиальная возможность обеспечения весьма длительного функционирования за счет соответствующей подпитки горючим взамен выводимых из контура во внешнюю среду продуктов ядерных реакций. Существенное значение имеет и то обстоятельство, что в замкнутых схемах требование к выносу ядерного горючего из реактора вместе с рабочим телом менее строгое, чем в открытых. Это позволяет рассматривать более



простую организацию процессов, допускающих большую степень смешения ядерного горючего и рабочего тела. При этом отпадает необходимость в магнитной стабилизации - плазменная зона из застойной превращается в струйную. Использование нескольких таких зон (многополостной реактор) улучшает массогабаритные характеристики ГФЯР. Известно, что между тепловой мощностью реактора и возможностями обеспечения приемлемого температурного режима элементов конструкции существует определенная зависимость. Исследованиями было установлено, что оптимальная тепловая мощность ГФЯР открытой схемы должна быть не ниже 2 ГВт, а замкнутой - 300 МВт (при давлении в рабочей камере порядка 1000 кгс/см²).

Рис.35. Газофазовый ядерный реактор, работающий по закрытой схеме

Вследствие преимуществ одноступенчатого космического корабля, стартующего с Земли, наиболее перспективным вариантом ЯРД с газофазной активной зоной является двигатель с прозрачной ампулой. Основной двигатель имеет несколько параллельных газофазных ядерных реакторов-полостей, заключенных в оболочку, работающую под высоким давлением. Жидкий водород нагнетается через замедлитель-отражатель и сопло, обеспечивая регенеративное охлаждение, и нагревается в полостях до очень высокой температуры за счет теплообмена излучением. После этого горячий водород расширяется в сопле и, истекая, создает тягу. Мощный насос, подающий под давлением жидкий водород, приводится в действие турбиной, работающей на водороде, который поступает из системы регенеративного охлаждения двигателя.

В единичной полости ЯРД с прозрачной ампулой за счет вихревого движения потока образуется стабильное ядро из делящегося вещества. Вихревой поток создается тангенциальным впрыском оптически прозрачного охладителя. Реакция деления газообразного ядерного горючего повышает его температуру до

нескольких тысяч градусов; температура на внешней границе зоны удержания горючего достигает 5500 - 27500К. Энергия из этой зоны передается главным образом тепловым излучением, которое проходит через прозрачную стенку, и поглощается газообразным рабочим телом - водородом, поглощательную способность которого увеличивают путем ввода небольшого количества вещества-присадки. Благодаря поглощению энергии теплового излучения средняя температура рабочего тела повышается до величины, составляющей ~80% от температуры на внешней границе зоны удержания горючего (4400 - 22000К). При расширении водорода с такой температурой в сопле удельная тяга составляет от 1100 до 5000 сек.

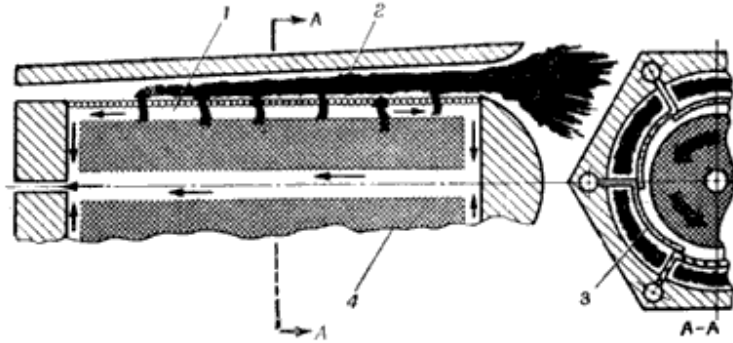


Рис.36. Геометрия единичной полости ЯРД с прозрачной ампулой. 1 - охладитель (гелий или неон); 2 - рабочее тело - водород $T = 4400 - 22000\text{К}$; $I_{\text{уд}} = 1100 - 5000$ сек; 3 - прозрачная стенка; 4 - газообразное ядерное горючее, $T = 5500 - 27\ 500\text{К}$.

(например, гелием). Охлаждающий газ после ввода в полость служит буферной зоной для поглощения осколков деления, а также обеспечивает вращение ядра, образованного горючим. Для предотвращения конденсации горючего на стенке и для уменьшения ее нагрева за счет теплопроводности, конвекции и осколками деления необходимо отделить газообразное ядерное горючее от прозрачной стенки. Часть ядерного горючего и продуктов деления захватывается буферным газом, а затем отделяется от охлаждающего газа в охлаждаемой системе рециркуляции, что позволяет осуществлять повторный впрыск горючего и охладителя в полость.

Первый ЯРД с прозрачной ампулой будет иметь регенеративное охлаждение. Его удельная тяга равна 1500 - 2000 сек. Дальнейшее повышение удельной тяги двигателя связано с применением высокотемпературных космических излучателей для отвода энергии нейтронного и гамма-излучения, накопленной в стенках замедлителя. Такой вариант двигателя будет иметь удельную тягу в вакууме до 5000 сек при приемлемых значениях отношений тяги к весу двигателя.

Ввиду того что ЯРД с прозрачной ампулой обеспечивает надежное удержание ядерного горючего и продуктов деления при отношении тяги к весу, существенно большем единицы, его можно будет применять для выполнения задач вывода на орбиту одноступенчатого космического корабля, стартующего с Земли и ускоряющегося в пределах земной атмосферы.

Электрореактивные двигатели. Удельная тяга электрореактивного двигателя более высокая и лежит в диапазоне 850–4400 с. Межорбитальный аппарат, снабженный электро-ядерным ракетным двигателем, сможет доставлять с околоземной орбиты на геостационарную груз массой в три раза больший, чем с жидкостными двигателями на криогенных компонентах. Однако из-за низкой тяги электрореактивного двигателя продолжительность такой транспортировки увеличится до 200–400 суток, что может оказаться совершенно неприемлемым для некоторых грузов ввиду длительного нахождения в поясе Ван Аллена.

Ионный двигатели и двигатели Холла часто причисляют к электроракетным двигателям (тяга в которых обеспечивается за счёт электрической энергии). Рабочее тело ионизируется (реактивная струя ионов) и разгоняется электрическим (в ионных двигателях) или магнитным (в двигателях Холла) поле. Преимущество таких двигателей - чрезвычайно высокий удельный импульс (из-за высокой скорости реактивного ионного потока), гораздо выше чем у ЯРД.

Безопасность. С самого начала создания ЯРД особое внимание уделяли предотвращению нежелательных воздействий реактора на биосферу Земли при аварийном прекращении полета. Опыт показывает, что риск, связанный с конструкцией ядерной двигательной установки и ее эксплуатацией, может быть ограничен вполне приемлемыми пределами. ООН допускают возможность использования ядерных реакторов для освоения космического пространства при

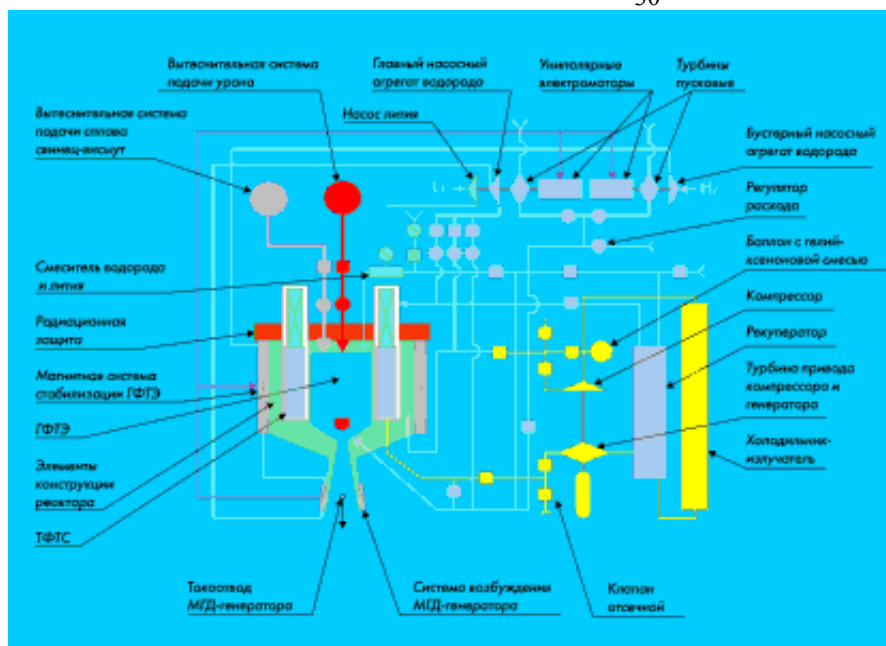
условии соблюдения мер безопасности. Эти меры подразумевают запрещение незапланированных критических режимов работы ядерных реакторов в космосе, устранение радиоактивных выбросов в случае аварий как на запуске, так и в полете, сохранение в допустимых пределах уровня радиационного облучения экипажа и обеспечение надежной работы двигательной установки.

В случае полета ракеты с ядерным двигателем запуск реактора будет осуществляться на орбите сборки космического корабля. До момента старта корабля со сборочной орбиты реактор будет находиться на нулевом уровне мощности, а после выведения реактора на рабочий режим космический аппарат начнет свое ускоренное движение от Земли. Время пребывания на сборочной орбите достаточен, чтобы уровень радиоактивности вышедшего из строя реактора постепенно снизился до безопасного при падении реактора на Землю. Посредством экранирования можно снизить радиоактивное облучение полезной нагрузки и экипажа до приемлемого уровня. Подбором формы топливного бака и других элементов аппарата, а также их размещением можно предельно снизить эффект вторичного излучения. Системы безопасности, включающие специальное диагностическое оборудование, позволят предотвратить возникновение отказов или разрушение систем и агрегатов, а контроль над заданным режимом работы реактора, осуществляемый экипажем и центром управления полетов, исключает возможность опасных отклонений от расчетного разгона и аварий на крейсерском режиме работы.

Особое место в системе безопасности занимает предотвращение радиоактивного загрязнения атмосферы и местности. В настоящее время проблема радиационной защиты космических аппаратов с ЯРД считается в принципе решенной. Решены также и принципиальные вопросы, связанные с обслуживанием ЯРД на испытательных стендах и пусковых площадках.

ЯРД для полёта на Марс. Концептуальная разработка ядерной двигательной энергетической установки для обеспечения марсианской экспедиции является последней по времени, вобравшей в себя весь предшествующий опыт. Установка основана на комбинированном однополостном газофазно-твердофазном реакторе трансформируемой конструкции массой 57,5 т (**Рис.37**). Прототипом устройства является комбинированный газофазно-твердофазный реактор «Лампа». Тепловая мощность реактора 2,14 ГВт. Твердофазные тепловыделяющие сборки (ТфТВС), размещенные по кольцу вокруг центральной полости реактора и снабженные приводными механизмами, обеспечивают необходимый уровень нейтронного потока и критичность при запуске, когда ядерное горючее в полости газофазного твэла отсутствует. По мере подачи и накопления в центральной полости ядерного горючего, т.е. образования плазменной зоны и формирования газофазного твэла, ТфТВС из активной зоны извлекаются, а реактор превращается в газофазовый ядерный реактор.

Благодаря трансформируемой конструкции установка может работать в двух режимах: - двигательном (газофазном) тягой 17 т при удельном импульсе 2000 с - на разгонных и тормозных участках траектории; - энергетическом (твердофазном) с электрической мощностью 200 кВт для обеспечения внутренних нужд космического аппарата без расходования рабочего тела - на маршевом участке траектории. Этот режим обеспечивается замкнутым газотурбинным контуром с гелий-ксеноновой смесью в качестве рабочего тела, преобразованием тепловой энергии в электрическую с КПД 20% и сбросом избыточного тепла через холодильник-излучатель (цикл Брайтона). На двигательном режиме работы электроснабжение обеспечивается встроенным в сопло многополюсным МГД-генератором мощностью 25 МВт с электродами и шинами возбуждения, ориентированными по образующим сопла. Минимизацию массогабаритных характеристик ГФЯР обеспечивают: применение в качестве ядерного горючего ^{233}U ; максимально возможное использование в замедлителе-отражателе реактора металлического, в том числе крупнокристаллического бериллия, а в остальной части - графита; использование для высокотемпературных элементов конструкций рабочей камеры тугоплавких металлов улучшенного изотопного состава, а для силовых корпусов реактора - высокопрочных титановых сплавов и упрочняющих углекомполитов; применение для сильноточных систем магнитной стабилизации, возбуждения МГД-генератора и электропривода насосов гиперпроводящего



алюминия (чистотой 0,9999), допускающего при жидководородном охлаждении плотность тока 100 А/мм^2 при удельном сопротивлении в десятки раз ниже, чем у меди.

Рис.37 ЯРД для полёта на Марс

Понятно, что экстремальные температурные режимы работы многих элементов конструкции ГФЯР и крайне агрессивная среда (расплавленный уран,

водород высокого давления, щелочные металлы) потребовали проведения глубоких материаловедческо-технологических проработок. В результате для системы подачи ядерного горючего были разработаны тугоплавкие сплавы на основе тантала - вольфрама - гафния, а также ниобия. Для некоторых участков стенок рабочей камеры были разработаны пористые тугоплавкие материалы как на основе вольфрама, так и молибдена, а для высокотемпературных фильтроэлементов - никеля и нихрома. Дальнейший анализ выявил исключительную эффективность применения рассмотренного выше ЯРД для марсианского экспедиционного комплекса. При полезной нагрузке 150 т стартовая масса марсианского энергетического комплекса (МЭК) на околоземной орбите составит 520...540 т (в зависимости от даты старта). Для сопоставления можно указать, что в случае применения ЯРД с твердофазным реактором стартовая масса МЭК составляла бы 730:800 т, а с химическим ЖРД - 1700:2500 т.

Кроме основных схем ЯРД – твердо- и газофазных, в 60–80-е годы широко исследовались и другие: с центробежным удержанием топлива (удельный импульс до 11000 м/с), твердофазные на стабильных компонентах топлива и с рабочим телом на основе гидрида лития, газофазные с шестифтористым ураном и др. По каждому из направлений получены ценные материалы, имеющие не только прикладное, но и фундаментальное теоретические и практическое значение. Начатое в середине 70-х годов изучение установок с циркулирующим топливом на основе шестифтористого урана привело к разработке предложений по использованию такой схемы в энергодвигательном комплексе марсианской экспедиции.

В случае полёта на Марс ракеты с ядерным двигателем, запуск реактора будет осуществляться на орбите сборки корабля. До момента старта корабля со сборочной орбиты реактор будет находиться на нулевом уровне мощности, а после выведения реактора на рабочий режим космический аппарат начнет свое ускоренное движение от Земли. При отклонении вектора тяги от расчетного направления предусмотрена возможность отсечения тяги двигателя.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 17. ПРЕДОТВРАЩЕНИЕ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ ВЫБРОСАМИ АЭС

Содержание

1. ПРОБЛЕМА СНИЖЕНИЯ ВЫБРОСОВ АЭС	1
2. ВЫБРОСЫ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В АТМОСФЕРУ	3
2.1 Источники газообразных радионуклидов	4
2.2. Краткая характеристика газообразных выбросов АЭС	6
2.3. Нормирование выбросов радиоактивных газов в атмосферу. Ограничение абсолютных выбросов	10
3. ОЧИСТКА ГАЗООБРАЗНЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АЭС	12
3.1 Методы переработки газовых смесей	12
3.1.1 Выдержка	12
3.1.2 Фильтрование	13
3.1.3 Криогенная дистилляция	13
3.1.4 Абсорбция	14
3.1.5 Адсорбция	15
3.2 Промышленные системы газоочистки	17
3.2.1 АЭС с реактором ВВЭР	17
3.2.2 АЭС с реакторами РБМК	21
3.2.3 АЭС с быстрыми реакторами	24
4. ПУТИ ДАЛЬНЕЙШЕГО СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СИСТЕМ ОЧИСТКИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ГАЗОВ АЭС	25

Как и любая энергетическая система, АЭС выделяют в окружающую среду вредные вещества, в том числе – радиоактивные. Сбросы бывают двух типов – жидкие и газообразные.

Сброс радиоактивных веществ (сброс) (Radioactive effluents) - контролируемое поступление радионуклидов в водоемы с жидкими отходами ядерной установки (например, атомной станции).

Допустимый выброс (радиоактивных веществ) (Permissible releases) - установленное для ядерной установки (например, атомной станции) значение активности радионуклидов, удаляемых за календарный год в атмосферный воздух через систему вентиляции.

Допустимый сброс (радиоактивных веществ) (Permissible radioactive effluents) - установленное для ядерной установки (например, атомной станции) значение активности радионуклидов, поступающих во внешнюю среду со сточными водами.

Удержание радиоактивных веществ (Radioactive material retention) - методы, средства и системы для предотвращения переноса или распространения недопустимых количеств радиоактивных веществ за пределы установленных границ даже в случае аварии.

При штатном режиме работы АЭС, выбросы эти не велики, поскольку атомные электростанции оснащены эффективными системами очистки сбросов от радионуклидов и других вредных веществ. Эти системы удерживают все недопустимые с точки зрения экологии компоненты и не допускают их выхода за пределы технологических линий.

Удержание радиоактивных веществ (Radioactive material retention) - методы, средства и системы для предотвращения переноса или распространения недопустимых количеств радиоактивных веществ за пределы установленных границ даже в случае аварии.

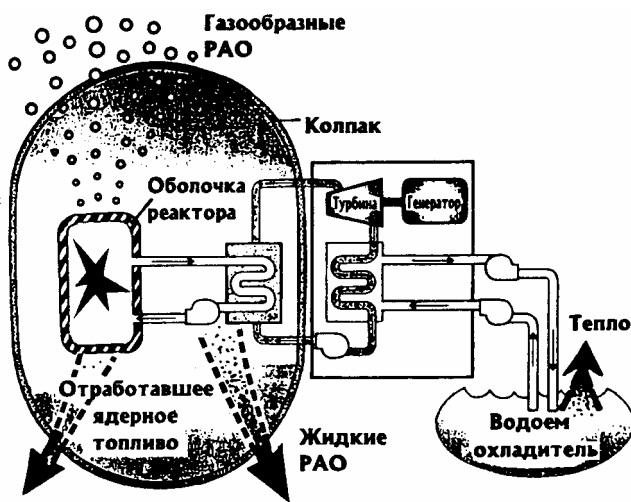
В данной лекции мы рассмотрим процессы образования газообразных нуклидов в ядерном реакторе и системы спецгазоочистки АЭС.

1. ПРОБЛЕМА СНИЖЕНИЯ ВЫБРОСОВ АЭС

Масштабы строительства, прогнозы развития атомных электростанций (АЭС), теплоэлектростанций (АТЭС) и станций теплоснабжения (АСТ) во многих странах

свидетельствуют о возрастающей, а для некоторых стран решающей роли ядерной энергетики в электроснабжении и выработке тепла среднего и низкого потенциала для промышленного и коммунально-бытового теплоснабжения.

С самого начала при создании АЭС уделяли пристальное внимание всем аспектам безопасности, повышению надежности и работоспособности реакторного оборудования и соответствующих систем, разработке норм безопасности и определению степени риска в ядерной энергетике. Поэтому состояние окружающей среды вокруг АЭС значительно благоприятнее, чем в других областях энергетики. Это достигается тем, что прямой выход радиоактивных отходов ядерных реакторов в окружающую среду предотвращается многоступенчатой системой радиационной защиты (топливная матрица, оболочка твэлов, контур теплоносителя, герметичные производственные помещения). На всех АЭС предусматривают меры по предотвращению радиоактивных выбросов в окружающую среду как в условиях нормальной эксплуатации, так и при аварийных ситуациях. Защита населения от недопустимого радиационного воздействия в случае аварии обеспечивается специальными защитными и локализирующими устройствами. Первые



предупреждают развитие аварии и ограничивают ее масштаб, вторые - ограничивают радиационные последствия аварии для окружающей среды.

Повышенное внимание к радиационной безопасности вызвано тем, что в ядерном реакторе образуются высоко радиоактивные продукты, способные потенциально загрязнять окружающую среду (Рис.1), причем испускаемое ими излучения имеют скрытый, не ощутимый человеком характер воздействия.

Рис. 1 Схема образования газообразных, жидких, твердых (ОЯТ) отходов и теплового загрязнения от АЭС.

Основным потенциальным источником загрязнения биосферы и облучения населения, проживающего вблизи АЭС, являются газоаэрозольные отходы, образуемые в процессе эксплуатации станции. Хотя газоаэрозольные выбросы станции не ведут к заметному загрязнению окружающей среды, сохраняют актуальность работы, направленные на дальнейшее их снижение. В перспективе следует не допустить не только облучения населения, проживающего вблизи АЭС, но и возрастания популяционной дозы. Проблема большой важности - обеспечение гарантий против аварийного загрязнения внешней среды. Решение ее существенно облегчит задачу размещения объектов ядерной энергетики вблизи крупных городов.

Выделяют два принципиально различных направления в работах по снижению загрязнения окружающей среды: **активный** и **пассивный**.

Применительно к атомной энергетике активный способ заключается в предупреждении выбросов радиоактивных продуктов в окружающую среду в результате совершенствования технологических схем и оборудования; в создании замкнутого технологического процесса, исключая выброс этих продуктов в окружающую среду; в отработке и совершенствовании топливных элементов; в создании высокоэффективных систем очистки.

Пассивный способ основан на использовании эффекта рассеивания примесей радиоактивных веществ.

Тот или иной способ предотвращения загрязнения окружающей среды выбирают, учитывая такие факторы, как тип и мощность реактора, плотность населения вблизи станции и

метеорологические условия в зоне размещения атомной станции, отработку и эффективность очистки таких систем.

Проиллюстрируем особенности подходов к уменьшению хронического загрязнения радионуклидами окружающей среды на примере уменьшения активности **газообразных** отходов АЭС.

2. ВЫБРОСЫ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В АТМОСФЕРУ

Любая работающая АЭС оказывает мощное влияние на окружающую среду по трем направлениям: газообразные (в том числе радиоактивные) выбросы в атмосферу, выбросы большого количества тепла и неизбежное распространение вокруг АЭС какого-то количества жидких радиоактивных отходов.

Выброс радиоактивных веществ - поступление радионуклидов в атмосферу в результате работы ядерной установки (например, атомной электростанции).

Сброс радиоактивных веществ (сброс) - контролируемое поступление радионуклидов в водоемы с жидкими отходами ядерной установки (например, атомной станции).

В процессе работы реактора АЭС суммарная активность делящихся материалов возрастает в миллионы раз. Так, при полной загрузке реактора ВВЭР-440 (а это более 30 т урана) суммарная активность топлива, с обогащением 3% по урану-235, составляет $6 \cdot 10^{11}$ Бк (16 Ки). Через год эксплуатации радиоактивность продуктов, образовавшихся в процессе деления ядер, составит $4 \cdot 10^{19}$ Бк (10^9 Ки). При производстве 1 ГВт/год электроэнергии в реакторе АЭС образуется 10^{19} Бк (300 млн Ки) продуктов деления.

При штатной эксплуатации ядерной установки, выброс радионуклидов в окружающую среду не должен превышать некоторых пределов, установленных законодательством страны.

Допустимый выброс (радиоактивных веществ) - установленное для ядерной установки (например, атомной станции) значение активности радионуклидов, удаляемых за календарный год в атмосферный воздух через систему вентиляции.

Допустимый сброс (радиоактивных веществ) - установленное для ядерной установки (например, атомной станции) значение активности радионуклидов, поступающих во внешнюю среду со сточными водами.

С точки зрения радиоактивного загрязнения среды работающими в штатном режиме АЭС, первостепенный интерес представляют газоаэрозольные выбросы, как наименее контролируемые после их возникновения. В реакторе любой АЭС из уранового топлива образуются посредством деления атомов около 300 различных радионуклидов, из которых более 30 могут попасть в атмосферу. Среди них: иод-129 (период полураспада 16 млн лет), углерод-14 (5730 лет), цезий-137 (30 лет), тритий (12,3 года), криптон (10,6 лет), иод-131 (8 суток), ксенон-133 (5,27 суток), иод-133 (5,27 суток), иод-133 (20,9 часа), аргон-41 (1,82 часа), криптон-87 (78 мин), ксенон-138 (17 мин), азот-16 (7,35 сек).

Замечание: Нарботка криптона-85 реактором на несколько порядков выше, чем всех остальных радионуклидов.

Возникшие газы через микротрещины ТВЭЛов (в реакторе ВВЭР-1000 находится 48 тыс ТВЭЛов), а также в процессе извлечения ТВЭЛов в ходе их периодической замены, попадают в теплоноситель.

Замечание: По статистике один из 5000 ТВЭЛов имеет какие-то серьезные повреждения оболочки, облегчающие попадание продуктов деления в теплоноситель. Эксплуатационным регламентом российских АЭС допускается наличие до 1% ТВЭЛов с поврежденной защитной оболочкой.

Реактор типа ВВЭР образует в год около 40000 Ки газообразных радиоактивных отходов. Большинство из них удерживается фильтрами или быстро распадаются, теряя радиоактивность. При этом реакторы типа РБМК дают на порядок больше газообразных выбросов, чем реакторы типа ВВЭР Среднесуточный выброс радиоактивных газов и аэрозолей на Курской АЭС в 1981-90 и Смоленской в 1991-92 достигал 600-750 Ки/сутки. В среднем в сутки на территории России газообразные выбросы АЭС составляли до 1993 г около 800 Ки (за год - около 300 тыс Ки).

Замечание: Суммарная величина лицензионных (разрешенных и запланированных) выбросов от всех существующих АЭС в мире на протяжении всего срока их эксплуатации, превышает общую величину чернобыльского взрыва.

Большая часть радиоактивности газоаэрозольных выбросов генерируется короткоживущими радионуклидами и без ущерба для окружающей среды распадается за несколько часов или дней.

Кроме обычных газообразных выбросов время от времени АЭС выбрасывает в атмосферу небольшое количество радионуклидов - продуктов коррозии реактора и первого контура, а также осколков деления ядер урана - хром-51, магний-54, кобальт-60, ниобий-95, рутений-106, церий-144 и др. Они прослеживаются на несколько десятков километров вокруг любой АЭС.

2.1 Источники газообразных радионуклидов

Хотя принцип работы всех реакторов, где используется реакция деления, одинаков, их технологические схемы и оборудование в зависимости от типа реактора и применяемого теплоносителя различны. Поэтому, несмотря на практически одинаковые источники радиоактивных отходов на атомных станциях, возможные пути проникновения радиоактивных веществ в окружающую среду различаются.

В процессе эксплуатации АЭС, происходит наработка продуктов деления в топливе. В реакторах большой мощности ежедневно образуется несколько килограммов продуктов деления (суммарной активностью $(1-300) \cdot 10^{15}$ Бк). При этом основная активность продуктов деления обусловлена короткоживущими осколками ядер. Первым защитным барьером, удерживающим эти продукты в топливе, являются оболочка твэла. Вследствие возможной разгерметизации оболочек твэлов продукты деления могут проникать в теплоноситель. Это относится к газообразным элементам, таким, как Хе, Кг, а также летучим - I, Ru и др.

Источником радиоактивности в реакторах является наведенная радиоактивность. Основными продуктами активации теплоносителя и содержащихся в нем примесей являются радионуклиды таких элементов, как: Ne, Ar, F, Cl, Na, K, Mn, Co, Fe, Cu, Zn, Ag, ^3H , C и др. Все они находятся в замкнутом герметичном контуре, включающем в себя бак реактора, насосы, теплообменное оборудование и трубопроводы. Указанное оборудование является вторым защитным барьером на пути проникновения радиоактивных веществ в окружающую среду. Протечки теплоносителя могут стать потенциальным источником радиационной опасности.

Другая часть наведенной радиоактивности - радиоактивные вещества, образующиеся за счет активации теплоносителя вне первого контура реактора. К ним относят, например, радиоактивные отходы, получающиеся в результате активации теплоносителя, охлаждающего графитовую кладку активной зоны или биологическую защиту.

Третий и четвертый защитные барьеры на пути проникновения радиоактивных веществ во внешнюю среду - это производственные помещения первого контура: герметичные боксы и защитная оболочка реактора с обслуживающими их защитными системами.

Часть образующихся радиоактивных веществ за счет тех или иных технологических операций непрерывно или периодически выделяется из первого контура. Если невозможно обеспечить полную изоляцию радиоактивных веществ от биосферы, то утечки их в окружающую среду необходимо свести до уровня, допустимого санитарными правилами. Кроме того, нормами проектирования АЭС предусматривается создание специальных систем по обезвреживанию и удалению радиоактивных отходов.

При работе АЭС образуются три вида радиоактивных отходов: твердые, жидкие или газообразные.

Газообразные отходы после очистки и фильтрации рассеивают в атмосфере через вентиляционные трубы с соблюдением нормативов по выбросу радиоактивных веществ. Жидкие отходы очищают, фильтруют, разбавляют или концентрируют и хранят в емкостях в жидком виде или предварительно отверждают. Это повышает безопасность и надежность хранения.

Твердые отходы в виде деталей загрязненного радиоактивными веществами демонтированного оборудования, отработанных фильтров для очистки воздуха, спецодежды, мусора и т.п. захоранивают в специальные траншеи. При этом принимают меры по уменьшению объема твердых отходов (сжигают, прессуют) и предотвращению распространения радиоактивных веществ в грунт.

Состав радиоактивных отходов и их активность зависят от типа и конструкции реактора, от вида ядерного горючего и теплоносителя и применяемых систем очистки.

Рассмотрим более подробно источники образования **газообразных** отходов на АЭС, с медленным реактором, работающим на урановом топливе.

Первый контур реактора стремятся выполнить максимально герметичным, чтобы свести к минимуму выход радиоактивного теплоносителя в окружающую среду. Однако это не всегда возможно, поэтому большинство реакторов работают с небольшой продувкой теплоносителя первого контура. Она может быть организованной и технологически обоснованной и неорганизованной, обусловленной утечками из дефектного оборудования. Для восстановления потерь теплоносителя проводят его подпитку обессоленной и обескислороженной водой.

При эксплуатации реактора теплоноситель первого контура всегда содержит определенное количество растворенных газов. Для водо-водяных реакторов источники газов следующие: радиолиз воды; коррозия конструкционных материалов; газовые компенсаторы объема; подпитка теплоносителя; дефектные ТВЭЛы; химические добавки для поддержания заданного водного режима; ядерные реакции; радиолиз и термордиолиз ионитов системы очистки первого контура. Для реакторов на быстрых нейтронах и с натриевым теплоносителем источниками газов являются защитные газовые полости реактора, дефектные твэлы, примеси теплоносителя.

Радиолиз воды. Под действием различных видов мощного ионизирующего излучения молекулы воды и растворенные в ней примеси разрушаются, возбуждаются и ионизируются. Происходит радиолиз воды, в результате которого образуются H , OH , H_2 , H_2O_2 , O_2 , HO_2 , H_2O . Многие из них обладают окислительными или восстановительными свойствами в зависимости от содержащихся примесей в теплоносителе, температур, давлений в первом контуре и т.п.

Чтобы уменьшить радиолиз повышают концентрацию водорода в теплоносителе. Это делают путем добавления в теплоноситель гидразина или аммиака. Обычно концентрация водорода поддерживается на уровне $20 - 50 \text{ см}^3/\text{кг}$. В этом случае кислород, введенный в контур, например, с подпиточным теплоносителем, рекомбинирует с водородом. Радиолиз теплоносителя в таких условиях не является источником кислорода.

Коррозия конструкционных материалов. При работе реактора все материалы, применяемые для изготовления оборудования первого контура, с той или иной скоростью корродируют в зависимости от их коррозионной стойкости и условий эксплуатации в контуре. Коррозия материала сопровождается выделением водорода, часть которого входит в структуру металла, образуя гидриды, а часть либо диффундирует в воду первого контура, либо уходит в окружающую среду через стенки сосудов и труб. При этом коррозия является достаточно мощным источником водорода, так как поверхности материалов и сплавов, омываемые теплоносителем, исчисляются тысячами квадратных метров.

Дефектные твэлы. В современных энергетических реакторах применяют твэлы самых различных конструкций с использованием различного топлива (окислы, металлы, карбиды и т.д.). Наибольшее распространение получило топливо из двуокиси урана. В качестве материала оболочек широко используют нержавеющие стали и циркониевые сплавы. Оболочка предохраняет топливо от химического воздействия теплоносителя, а теплоноситель - от попадания частиц ядерного топлива и осколков деления. После года работы реактора на 1 кВт его мощности в активной зоне образуется около 1.8 ТБк ($1.8 \cdot 10^{12}$ Бк) нуклидов криптона (^{83m}Kr , ^{85}Kr , ^{87}Kr , ^{88}Kr) с массой 5,2 мг; 3.3 ТБк нуклидов ксенона (^{131m}Xe , ^{133m}Xe , ^{133}Xe , ^{135}Xe) с массой 55.7 мг; 6.4 ТБк нуклидов иода (^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{135}I) с массой 2,6 мг; 0.054 ТБк нуклидов цезия (^{134}Cs , ^{136}Cs , ^{137}Cs) с

массой 35 мг; 3,4 ТБк нуклидов стронция (^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{91}Sr) с массой 14,6 мг. Приблизительно 0.1 общего количества газообразных продуктов деления ($25 \text{ см}^3/(\text{МВт}\cdot\text{сут})$) диффундирует из объема горючего к поверхности сердечника и далее в зазор между топливом и защитной оболочкой или в специальный газосборник. Если по какой-то причине произойдет разгерметизация оболочки твэла, то часть этих газообразных продуктов и легколетучих продуктов деления через щель дефекта может выйти из твэла в теплоноситель. Химическая концентрация их будет незначительной. Однако данный источник газа важен с точки зрения влияния на радиационную безопасность станции.

Радиолиз и термолиз ионитов. Для очистки теплоносителя первого контура водо-водяных реакторов от различных примесей и продуктов коррозии, а также для поддержания заданного водяного режима применяют ионообменные катионитовые и анионитовые фильтры. Перед подачей воды на фильтр температуру теплоносителя понижают до 50°C , чтобы обеспечить необходимую устойчивость анионообменников. В процессе эксплуатации фильтров на них сорбируются продукты коррозии и деления. Активность на фильтре может достигать десятков терабеккерелей. Поэтому со временем может иметь место разрушение ионитов (в основном анионитов) с выделением продуктов термического и радиационного разрушения в фильтрах. Попав в первый контур, продукты деления претерпевают радиационно-химические превращения, давая в конечном итоге водород, аммиак и угольную кислоту. Обычно фильтры проектируют таким образом, чтобы потери емкости анионита в конце срока службы фильтра не превышали 30% исходной.

Ядерные реакции. В процессе работы ядерного реактора в небольшом количестве образуются газы - продукты ядерных реакций: ^{14}C - при активации азота и кислорода, содержащихся в виде примеси в топливе и теплоносителе, при тройном делении в топливе; ^3H - при тройном делении в топливе и за счет активации Li , B , D , содержащихся в виде примеси в теплоносителе; ^{18}F , ^{20}F - при активации ядер воды и натрия; ^{23}Ne - при активации ядер натрия; ^{41}Ar - при активации ^{40}K в натрии и ^{40}Ar в воде и воздухе.

^{18}F , ^{20}F , ^{23}Ne из-за малого периода полураспада и низкой химической концентрации практического интереса не представляют и поэтому в дальнейшем не рассматриваются. Остальные радионуклиды, хотя и образуются с низкими химическими концентрациями, однако имеют большой период полураспада, хорошо (кроме ^{41}Ar) усваиваются объектами внешней среды и поэтому важны с точки зрения обеспечения радиационной безопасности.

2.2. Краткая характеристика газообразных выбросов АЭС

В процессе эксплуатации АЭС образующиеся в первом контуре реактора газы выводятся из контура (либо утечкой теплоносителя, либо организованной продувкой) на очистку. По ходу они взаимодействуют с конструкционными материалами, участвуют в радиационно-химических реакциях с теплоносителем и друг с другом, поглощаются ионитовыми фильтрами, диффундируют через металлические поверхности и т.д.

Основные источники газообразных отходов - система байпасной очистки теплоносителя первого контура (АЭС с реакторами типа ВВЭР) и эжектор конденсатора турбины (АЭС с реакторами типа РБМК).

Характер газообразных радиоактивных выбросов зависит от типа реактора и системы обращения с этими отходами. В радиоактивные благородные газы (РБГ) (Радионуклиды Kr , Xe), пары ^3H и $^3\text{H}_2$ в газообразной форме, активационные газы (^{41}Ar , ^{14}C , ^{13}N , ^{16}N), галогены и радиоактивные вещества в твердой форме (продукты деления и активации).

Таблица 1 Основные радиационные характеристики газообразных нуклидов [11]

Нук-лид	$T_{1/2}$	E_{β} , МэВ	E_{γ} , МэВ	Нук-лид	$T_{1/2}$	E_{β} , МэВ	E_{γ} , МэВ	
^3H	12,26 года	0,0186	–	^{133}Xe	5,27 сут	0,346	0,081 (37%)	
^{14}C	5730 лет	0,156	–	^{133m}Xe	2,3 сут	–	0,233 (14%)	
^{41}Ar	1,83 ч	2,49 (0,8%) 1,198 (99,2%)	1,293 (99%)	^{135}Xe	9,14 ч	0,92	0,250 (91%)	
							0,61 (3%)	
^{83m}Kr	1,86 ч		0,009 (9%)	^{135m}Xe	15,6 мин	–	0,527 (80%)	
^{85}Kr	10,76 года	0,67	0,514 (0,41%)	^{137}Xe	3,9 мин	4,1	0,455 (33%)	
			0,150 (74%)					
			0,305 (13%)	^{138}Xe	17,5 мин	2,4	Сложный	
^{85m}Kr	4,4 ч	0,82		^{139}Xe	43 с	–	"	
^{87}Kr	76 мин	3,8	0,403 (84%)	^{140}Xe	16 с	–	0,13	
			0,85 (16%)	^{131}I	8,05 сут	0,806	0,080 (2,6%)	
			2,57 (35%)				0,284 (5,4%)	
							0,364 (82%)	
^{88}Kr	2,8 ч	2,8	0,166 (7%)				0,637 (6,8%)	
			0,191 (35%)				0,723 (1,6%)	
			0,36 (5%)	^{132}I	2,26 ч	2,12	Сложный	
			0,85 (23%)	^{133}I	20,3 ч	1,27	0,53 (90%)	
			1,55 (14%)					
			2,19 (18%)					
			2,4 (35%)	^{134}I	52 мин	2,43	–	
Сложный	^{135}I	6,68 ч	1,4	Сложный				
^{89}Kr	3,18 мин	4,0	Сложный					

Радиоактивные инертные газы. При делении топлива образуется более десятка нуклидов тяжелых благородных газов: Xe и Kr, имеющих различные радиационные характеристики (Табл.1). Общий объем их в расчете на 1 МВт.сут равен 25 см³ (при нормальном давлении и комнатной температуре). В теплоноситель они попадают при разгерметизации оболочек ТВЭлов. В реакторах типа ВВЭР РБГ могут поступать во внешнюю среду с утечкой воды из первого контура. Общая их активность равна 0.3 ТБк/МВт(эл).год (Табл.2 и 3), причем основной вклад в активность этих отходов вносит ^{133}Xe (Табл. 4).

В реакторах кипящего типа РБГ во внешнюю атмосферу могут попасть вместе с неконденсирующимися газами, отсасываемыми эжектором из конденсатора турбины. Их активность в десятки и сотни раз больше активности РБГ в выбросах реакторов типа ВВЭР и изменяется в широком диапазоне: от 0.074 до 4.4 ТБк/МВт(эл).год. Около 60% всей активности приходится на короткоживущие нуклиды ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{135}Xe , ^{85m}Kr .

Табл. 2 Поступление радиоактивных газообразных отходов в атмосферу (1979 г.)

Тип реактора	Активность, МБк/[МВт (эл.)]*год		
	РБГ, ТБк	Иод	Аэрозоли (без иода)
ВВЭР	0,11 – 0,28	0,74 – 9,25	0,37 – 11
РБМК	<2,8	3,7 - 560	0,3

Табл. 3. Среднее количество радиоактивных газоаэрозольных выбросов (ГБк на ГВт произведенной электроэнергии) разных реакторов (средние данные за 1980-1984)

Реактор	РБГ*	Иод-131	ДЖН**	Тритий
		10 ⁻³	10 ⁻³	
РБМК	5500	80	16	1.3
ВВЭР	220	1.7	4.5	5.9
CSR	2320	1.4	1.4	54
BWR	2200	9.3	43	3.4
HWR	210	0.23	0.04	670

*радиоактивные благородные (инертные) газы

**Долгоживущие радионуклиды

Табл. 4. Состав РБГ и йода в газообразных отходах АЭС

Нуклид	Относительное содержание, %					
	ВВЭР	PWR		РБМК	ВВР	
⁴¹ Аг	0,2	0,03		0,3	—	
⁸⁵ Кг	6	1	4,6	0,7	2	12,8
^{85m} Кг	5,4	0,6		6,6	5	3,3
⁸⁷ Кг	1	0,4		13,4	12	10,2
⁸⁸ Кг	2,2	0,9		18,6	14	9,8
¹³³ Хе	72	90	85,8	35,2	14	11,7
^{133m} Хе	—	0,5		—	0,6	
¹³⁵ Хе	13,2	3,2	4,76	25,4	26	18,2
^{135m} Хе	—	0,8		—	4	8,4
Другие изотопы Хе	—	2,5		—	22,4	
Всего ИРГ	100	100		100	100	
¹³¹ И	58,9	98	30	23,8	12,7	9
¹³³ И	31,9	1		43,5	39,7	
¹³⁵ И	8,3	1		32,7	47,6	
Всего	100	100		100	100	

Криптон трудно улавливается фильтрами и очень подвижен в атмосфере (в том числе и потому, что не поглощается ни Мировым океаном, ни почвами). Масштабы образования криптона-85 на несколько порядков выше, чем всех остальных радионуклидов - 375 Ки-МВт.год. Криптон как химический элемент не вовлекается в биологические процессы. Однако он поглощается тканями тела при дыхании и хорошо растворяется в жировых тканях человека и животного. Уже поэтому испускаемая им радиация должна оказывать какое-то влияние на биологические процессы, например, блокируя электропроводность тканей. Малые дозы облучения криптоном-85 повышают частоту рака кожи, опасен он для беременных. Особенно отмечается роль криптона-85 в изменении электропроводности атмосферы, что может вызвать серьезные геофизические эффекты, например, уменьшение электрического заряда Земли и изменение магнитного поля, уменьшение электрического сопротивления атмосферы между океанами и ионосферой, увеличение электризации гроз, изменение характера осадков, увеличение числа смерчей и торнадо. Количество криптона-85 в атмосфере ежегодно увеличивается. Сейчас содержание ⁸⁵Кг в атмосфере в миллионы раз выше, чем до начала атомной эры.

Активационные газы (⁴¹Аг, ¹⁴С, ^{13, 16}Н). ⁴¹Аг образуется при захвате нейтрона ядром ⁴⁰Аг. Мощность выброса ⁴¹Аг в атмосферу на ядерных реакторах зависит от их конструктивных и технологических особенностей. Как правило, для рассматриваемых типов реактора относительное содержание его в выбросах не превышает 0.3% общей активности (Табл.4). Однако на РБМК для охлаждения графитовой кладки активной зоны используют воздух или специальный газовый контур с инертным теплоносителем (He+N). Содержание Аг в воздухе составляет 0,93, в азоте - доходит до 0,3-0,5 объемных %. Обычно активность ⁴¹Аг в газовых отходах достигает нескольких десятков терабеккерелей. Однако задержка, которой подвергаются газы сдувок из этого контура перед выбросом в систему вентиляции, значительно снижает их активность.

Радиоактивный углерод. ¹⁴С может образовываться на ядерных реакторах в результате реакций ¹⁴N(n,p)¹⁴С (активации азота, находящегося в виде примеси в топливе), а также при тройном делении; ¹⁷O(n,α)¹⁴С (активации кислорода, содержащегося в окисном топливе и в замедлителе) и ¹³С(n,γ)¹⁴С, которые по сравнению с другими являются наиболее практически

значимыми. На АЭС с реакторами кипящего типа и водой под давлением выбросы ^{14}C колеблются в диапазоне 0,22 - 0,67 ГБк/МВт(эл).год. (Гига = 10^9).

Выброс ^{14}C из реакторов кипящего типа происходит в основном в форме CO_2 , CO , CH_4 , C_2H_6 и C_4H_{10} , причем на долю CO_2 , CO и углеводородов приходится соответственно 95; 2,5 и 2,5%. На реакторах с водой под давлением 80% CO приходится на долю CH_4 и C_2H_2 , на CO_2 и CO - менее 5%. На реакторах с водой под давлением поступающие в атмосферу из теплоносителя первого контура газы содержат слабощелочные соединения углерода. На реакторах кипящего типа преобладающим механизмом является окисление углерода до CO_2 и CO кислородными радикалами, образующимися при электролизе охлаждающей воды.

Углерод-14 в большом количестве накапливается в биосфере, замещая обычный углерод в органических соединениях. При распаде углерод превращается в азот и органическая молекула разрушается. Если это происходит в молекуле ДНК или РНК, должен произойти разрыв хромосомы, и возникнуть мутация. Есть основания предполагать, что накопление углерода-14 ведет к замедлению роста деревьев. Сейчас в составе атмосферы количество ^{14}C увеличено на 25% по сравнению с до атомной эрой.

Тритий в природе может существовать в газообразном виде и в окисленных формах НТО, T_2O , может также входить в состав более сложных органических и неорганических соединений. Газообразная форма трития неустойчива. Она сравнительно быстро окисляется. На АЭС с ВВЭР и РБМК в теплоносителе тритий существует в основном в виде тритиевой воды, в продувочном газе - в газообразной и окисленной формах. В реакторе тритий образуется при тройном делении ядерного топлива; в результате реакции нейтронной активации Li и B , растворенных в теплоносителе первого контура; а также активации дейтерия, содержащегося в теплоносителе в качестве примеси (до 0,015%). Основным источником трития в теплоносителе реактора ВВЭР являются реакции $^{10}\text{B}(n,2\alpha)^3\text{H}$ (бор добавляется в теплоноситель в виде борной кислоты) и $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$ (литий попадает в виде примеси к гидроксида калия), а также выход трития за счет диффузии и из негерметических твэлов.

В реакторе типа РБМК поддерживается нейтральный водный режим, и тритий в теплоносителе накапливается только в результате выхода из твэлов, а также активации дейтерия. Более существенный выброс трития в атмосферу может дать азотно-гелиевый контур охлаждения графитовой кладки реактора. Здесь тритий образуется по реакции $^3\text{He}(n,p)^3\text{H}$ в количестве 3.3 ГБк/ч.

В АЭС с реакторами типа ВВЭР и РБМК за счет тройного деления в твэлах образуется около 0,37-0,74 ГБк/МВт(эл).год трития. Для реакторов типа ВВЭР переход ^3H в жидкие и газообразные отходы принимают равным 74 и 7,4; для реакторов с кипящей водой - 2,6 и 0,18 ГБк/МВт(эл).год. Через оболочку из циркониевого сплава в теплоноситель вследствие диффузии поступает примерно 0,1 трития, находящегося под оболочкой. Если оболочка твэла сделана из нержавеющей стали, то скорость поступления трития в теплоноситель приблизительно в 10 раз больше.

Тритий может замещать водород во всех соединениях с кислородом, серой, азотом. А эти соединения составляют значительную часть массы животных организмов. Доказано, что он легко связывается протоплазмой живых клеток и накапливается в пищевых цепях. Когда тритий распадается, он превращается в гелий и испускает бета-излучение. Эта трансмутация должна быть очень опасной для живых организмов, т.к. при этом поражается генетический аппарат клеток.

Радионуклиды иода. При реакции деления, а также при распаде продуктов деления образуется несколько радионуклидов иода. Наибольший вклад в дозу облучения дают нуклиды с массовыми числами 129, 131, 132, 133, 134 и 135. Для всех из них за исключением ^{129}I , в активной зоне реактора достаточно быстро устанавливается равновесное состояние. Попасть в окружающую

среду радионуклиды иода могут только при разгерметизации оболочки твэла и первого контура. Как источник облучения наиболее важным нуклидом иода является ^{131}I . В равновесных условиях его активность колеблется от 0,92 до 1,1 пБк/МВт (теп). Долгоживущий ^{129}I не обнаруживают в окружающей среде вокруг АЭС, и его выбросы значительно меньше выбросов других радионуклидов иода.

^{131}I может существовать либо в аэрозольной, либо в газовой форме. Соотношение этих форм зависит от многих факторов и различно для разных АЭС, более того, оно может меняться по пути доставки отходов к сбросным устройствам. В отходах ^{131}I представлен молекулярным иодом и иодом в органических соединениях, главным образом в виде иодистого метила CH_3I .

На реакторах с обычной водой 73% радионуклидов иода присутствуют в виде органических соединений, 22% иодноватистой кислоты, 5% элементарного иода. Средние выбросы ^{131}I из реакторов с кипящей водой и водой под давлением равны 74-185 и 1,85-22,2 МБк/МВт(эл).год. Выбросы ^{131}I из реактора РБМК существенно ниже, чем из ВВЭР. Это объясняется тем, что у данного реактора отмечается пониженный выход иода из негерметичных твэлов в теплоноситель.

Выброс иода из реакторов РБМК и ВВЭР определяется расходом неограниченных протечек теплоносителя в технологические помещения и выходом иода в воздух помещений. Обычно протечки теплоносителя на РБМК больше, чем на реакторах ВВЭР. Однако на АЭС с реакторами РБМК допустима перегрузка дефектных твэлов на ходу, что позволяет своевременно их заменять. Это, а также меньший выход иода из-под оболочки дефектного твэла приводит к уравниванию выброса иода из-за протечки теплоносителя.

Радиоактивный иод вызывает нарушение гормонального уровня у человека, летаргию и ожирение.

Аэрозоли. Часть продуктов деления, продукты распада РБГ и нуклиды с наведенной активностью образуют аэрозоли, которые с воздушными потоками могут поступать во внешнюю среду. Количество таких аэрозолей зависит от типа реактора, его мощности, эффективности систем газоочистки, водоочистки и ограничивающих барьеров, продолжительности эксплуатации и т.п.

В составе аэрозолей, выбрасываемых из АЭС с реактором ВВЭР, идентифицируют несколько десятков радионуклидов. Наиболее типичные из них: ^{131}I , $^{89,90,91}\text{Sr}$, ^{103}Ru , ^{137}Cs , $^{141,144}\text{Ce}$, ^{51}Cr , $^{54,55}\text{Mn}$, ^{59}Fe , $^{58,60}\text{Co}$, ^{95}Zr , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, $^{22,24}\text{Na}$, ^{88}Rb , ^{99}Mo и др. Аэрозоли, образующиеся в результате деления или распада РБМК, в газовых выбросах АЭС появляются после разгерметизации оболочки твэла. Их доля в общей смеси долгоживущих радионуклидов колеблется в широких пределах (10-80% общей активности) и зависит от состояния активной зоны. Активность отдельных радионуклидов изменяется от нескольких сотых до нескольких единиц гигабеккерелей в год. Суммарное содержание твердой фракции в выбросах на реакторах ВВЭР примерно 2.2 МБк/МВт(эл).год.

Помимо радиоактивных, при работе АЭС образуются многочисленные стабильные продукты, в той или иной степени взрывоопасные (например, водород, озон) или токсичные. Системы очистки сбросных газов должны эффективно удалять и их. Многие стабильные вещества (вода, аммиак, углекислый газ и др.) которые сами по себе может и не опасны, но они крайне негативно влияют на процессы извлечения радионуклидов из сбросных газов. Есть, наконец, ценные компоненты, которые нужно выделять из сбросов, очищать и возвращать в технологический процесс. По этим причинам, системы очистки обычно являются комбинированными – они занимаются переработкой смесей радиоактивных, и стабильных газов.

2.3. Нормирование выбросов радиоактивных газов в атмосферу. Ограничение абсолютных выбросов

В процессе работы АЭС образуются жидкие, газообразные, аэрозольные и твердые радиоактивные отходы. На пути поступления радиоактивных отходов во внешнюю среду

предусматривают различные защитные барьеры. К ним, в частности относят: топливную матрицу, оболочку твэлов, контур первичного теплоносителя, герметичные помещения реакторной установки, газового контура, контура очистки теплоносителя и всех остальных контуров и оборудования с радиоактивными средами, защитные оболочки (для ограничения выбросов при аварийной ситуации). Кроме того, для всех реакторов ограничивается количество допустимых негерметичных твэлов в активной зоне. В результате этого радиоактивные отходы за пределы АЭС выходят в количествах, не превышающих допустимые.

Ограничение воздействия источников излучения на человека определены нормами радиационной безопасности (НРБ), основными дозовыми пределами и производными от них величинами. НРБ допускают облучение отдельных лиц из населения в пределах дозы (ПД), равной $5 \cdot 10^{-3}$, $1,5 \cdot 10^{-2}$ и $3 \cdot 10^{-2}$ Зв в год для I, II и III групп критических органов соответственно (Табл. 5).

Табл. 5. Предел дозы (ПД) ограниченной части населения (категория Б), обусловленный радиоактивными отходами, мЗв/год

Радиоактивные отходы	Доля, НРБ	Группа критических органов		
	%	I	II	III
Газоаэрозольные сбросы	4	0.2	0.6	1.2
Жидкие сбросы	1	0.05	0.15	0.3
Всего	5	0.25	0.75	0.75

Примечание. I группа — все тело, гонады и красный костный мозг; II — мышцы, щитовидная железа, жировая ткань, печень, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие, хрусталик глаза и другие органы, за исключением тех, которые относятся к I и III группам; III группа — кожный покров, костная ткань, кисти, предплечья, лодыжки и стопы.

Дозовая квота от радиоактивных отходов АЭС составляет лишь 5% регламентированного НРБ предела дозы. Дозовый предел на все тело составляет 1/4 дозы, обусловленной естественным радиационным фоном. Ее практически невозможно измерить на уровне фона, и, следовательно, контролировать. Поэтому кроме пределов дозы устанавливаются производные (вторичные) характеристики, полученные из расчета по тем или иным моделям. К таким производным характеристикам относят предельно допустимые выбросы (ПДВ) радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу и предельно допустимые сбросы (ПДС) жидких радиоактивных отходов во внешнюю среду. Современные приборы позволяют регистрировать достаточно низкие уровни радиоактивности. В связи с этим санитарные правила (СП АЭС) устанавливают и среднемесячные допустимые выбросы (ДВ) газоаэрозольных и годовые допустимые сбросы (ДС) жидких радиоактивных отходов АЭС во внешнюю среду, действующие в период нормальной эксплуатации АЭС. При этом учитываются все возможные пути воздействия радиоактивных отходов на человека (внешнее облучение, внутреннее облучение в результате ингаляционного поступления радионуклидов в организм, с водой и по пищевым цепочкам), географические, метеорологические и другие факторы. В соответствии с санитарными правилами (СП) устанавливаются среднесуточный и среднемесячный ДВ радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу (Через трубу высотой 80-150 м) (Табл.6 и 7).

Табл. 6. Среднесуточный допустимый выброс

Нуклид	N=1000 МВт (эл)	N = 6000 МВт (эл.)
ИРГ (любая смесь), ТБк/ [МВт (эл.)сут]	18,9	111
¹³¹ I (газовая и аэрозольная фазы), ГБк/[МВт (эл.)сут]	0,37	2,22
Смесь долгоживущих нуклидов (ДЖН), ГБк/[МВт(эл.)•сут]	0,555	3,33
Смесь короткоживущих нуклидов (КЖН), ГБк/[МВт(эл.)сут]	7,4	44,4

Табл. 7. Среднемесячный допустимый выброс

Выброс	⁹⁰ Sr	⁸⁹ Sr	¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co	⁵⁴ Mn	⁵¹ Cr
N= 1000-6000 МВт(эл.), ГБк/ [мес • 1000 МВт (эл.)]	0,0555	0,555	0,555	0,555	0,555	0,555

N ≥ 6000 МВт (элЛ, ГВт/(месАЭС))	0,333	3,33	3,33	3,33	3,33	3,33
----------------------------------	-------	------	------	------	------	------

При этом предполагают, что этот выброс не приведет на местности к дозе, превосходящей предельно допустимую. Разделение допустимого выброса на среднесуточные и среднемесячные связано с трудностями определения удельной активности ряда радионуклидов (например, ^{89}Sr , ^{90}Sr и др.) в пробе выброса, отобранной за одни сутки. Санитарные правила разрешают АЭС однократно превысить в 5 раз среднесуточный допустимый выброс при условии, что суммарный выброс за квартал или за год соответственно не превзойдет соответствующего расчетного значения.

3. ОЧИСТКА ГАЗООБРАЗНЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АЭС

3.1 Методы переработки газовых смесей

В настоящее время достаточно хорошо проработаны с научной и технологической точек зрения такие методы разделения газовых смесей, как адсорбция, абсорбция, криогенная дистилляция, мембранные методы и др. Для отделения аэрозолей от чистых газов используется фильтрация. Для избавления от радиоактивных веществ используется метод выдержки, при котором смесь газов выдерживается в некотором сосуде вплоть до полного распада короткоживущих радионуклидов. Используются не только методы выделения и разделения, но и методы конверсии (например, дожигание водорода (как протия, так и трития) для превращения их во взрывобезопасную и легко удаляемую воду).

Газов очистка – выделение из газовой смеси при выбросе её в атмосферу различных примесей с целью сохранения нормальных санитарных условий в прилегающих к промышленным объектам районах, подготовки газов к использованию в качестве химического сырья или топлива, а самих примесей – как ценных продуктов. Газоочистку принято подразделять на очистку от взвешенных частиц – пыли, тумана, и от паробразных и газообразных примесей, нежелательных при использовании газов или при выбросе их в атмосферу.

Промышленные методы очистки газов можно свести к трём группам: 1) с помощью твёрдых поглотителей или катализаторов – «сухие методы» очистки; 2) с помощью жидких поглотителей (абсорбентов) – жидкостная очистка; 3) очистка без применения поглотителей и катализаторов. К первой группе относятся методы, основанные на адсорбции, химическом взаимодействии с твёрдыми поглотителями и на каталитическом превращении примесей в безвредные или легко удаляемые соединения. Сухие методы очистки обычно проводят с неподвижным слоем сорбента, поглотителя или катализатора, который периодически должен подвергаться регенерации или замене. В последнее время такие процессы осуществляются также в «кипящем» или движущемся слое, что позволяет непрерывно обновлять очищающие материалы. Жидкостные способы основаны на абсорбции извлекаемого компонентом жидким сорбентом (растворителем). Третья группа методов очистки основана на конденсации примесей и на диффузионных процессах (термодиффузия, разделение через пористую перегородку).

В зависимости от требуемой степени очистки газа различают грубую, среднюю и тонкую очистку. Однако количественные нормы, отвечающие такой классификации, меняются в зависимости от требований технологии. Требуемая степень очистки газа нередко достигается в несколько ступеней, отличающихся условиями или даже способом проведения процесса.

В данной лекции мы рассмотрим лишь те способы переработки газовых смесей, которые нашли применение в ядерной индустрии.

3.1.1 Выдержка

Характерной чертой атомной энергетики и военного ядерного-топливного цикла является присутствие в технологических процессах радиоактивных веществ. Очистка сбросов от некоторых из них включает выдержку для естественного распада радиоактивной примеси (в течение времени, сравнимого с десятью периодами распада радионуклида). Выдержке подвергают непосредственно отходящий газ на протоке или в газгольдерах, либо после предварительной подготовки: сжатия, сжигания, разделения, а также в адсорбционных колоннах.

3.1.2 Фильтрация

Содержащиеся в промышленных газах частицы чрезвычайно разнообразны по своему составу, агрегатному состоянию, а также дисперсности. Очистка газов от взвешенных частиц (аэрозолей) достигается механическими и электрическими средствами. Механическую очистку газов производят: воздействием центробежной силы, фильтрацией сквозь пористые материалы, промывкой водой или же другой жидкостью; иногда для освобождения от крупных частиц используют их силу тяжести. Механическую очистку газов обычно проводят методами сухой газоочистки (аппарат циклон), фильтрации и мокрой газоочистки. Электрическая очистка газов применяется для улавливания высокодисперсных частиц пыли или туманов и обеспечивает, при известных условиях, высокий коэффициент очистки. Осаждение аэрозолей осуществляется электрическим полем высокого напряжения (до 50000 вольт), что вызывает ионизацию газа; частицы аэрозолей получают дополнительный заряд и осаждаются на противоположно заряженном электроде.

Здесь мы будем рассматривать лишь метод фильтрации.

На АЭС для удаления аэрозолей (частиц малого диаметра и капель жидкости) из вентиляционного воздуха используют тонковолокнистые фильтры.

Фильтрация – разделение суспензий или аэрозолей при помощи фильтров – пористых перегородок (металлических, асбестовых, стеклянных, и др.), пропускающих жидкость или газ, но задерживающих твёрдые частицы.

Фильтрация – движение жидкости или газа сквозь пористую среду, например, просачивание воды сквозь грунт основания плотины. В промышленности часто фильтрацию называют фильтрованием.

Аэрозоли – дисперсные системы, состоящие из мелких твёрдых или жидких частиц, взвешенных в газовой среде (обычно в воздухе). Аэрозоли, дисперсная фаза которых состоит из капелек жидкости, называется туманами, а в случае твёрдой дисперсной фазы – дымами; пыль относят к грубодисперсным. Размеры частиц в аэрозолях изменяются в очень широких пределах – от нескольких миллиметров до 10^{-7} см.

Для фильтрации запылённых газовых потоков используются различные ткани из натуральных или искусственных волокон (хлопок, шерсть, асбест, стекловолокно, базальтовое волокно, лавсан и др.). Фильтры такого типа называются тканевыми (рукавными) фильтрами. Размеры осаждённых частиц пыли в порах ткани и на её поверхности часто во много раз меньше среднего диаметра пор фильтровальной ткани. Это объясняется тем, что осаждение частиц в основном происходит в результате их столкновения с элементами ткани под действием сил инерции, электрических зарядов и других факторов. Однако пока фильтр частично не забит пылью, он мало эффективен по отношению к мелким частицам. Тканевые фильтры служат для улавливания весьма тонких фракций пыли и имеют высокий коэффициент очистки.

Помимо тканевых, применяются фильтры из специального картона, пористой бумаги, ваты, пористой керамики, металлокерамики и др. Конструкции их весьма разнообразны. Некоторые из них не имеют приспособлений для периодического удаления пыли, и при достижении определённой величины гидравлического сопротивления фильтрующий материал заменяется. Удаление пыли из некоторых фильтров производится периодической обратной продувкой или промывкой, чаще всего водой. Для повышения эффекта пылеулавливания фильтры с насадкой из крупных материалов (керамических и металлических колец, гофрированной стальной сетки и др.) смачивают минеральным маслом.

Промышленные фильтры подразделяются на аппараты периодического и непрерывного действия, а также по признаку направлений движения фильтрата и действия силы тяжести. Эти направления могут совпадать, быть противоположными или взаимоперпендикулярными.

3.1.3 Криогенная дистилляция

В методе криогенной дистилляции, смесь газов, путём глубокого охлаждения, переводят в жидкость, которую подвергают дистилляции, т.е. разгонке на фракции. После чего температуру повышают и переводят жидкости в газы.

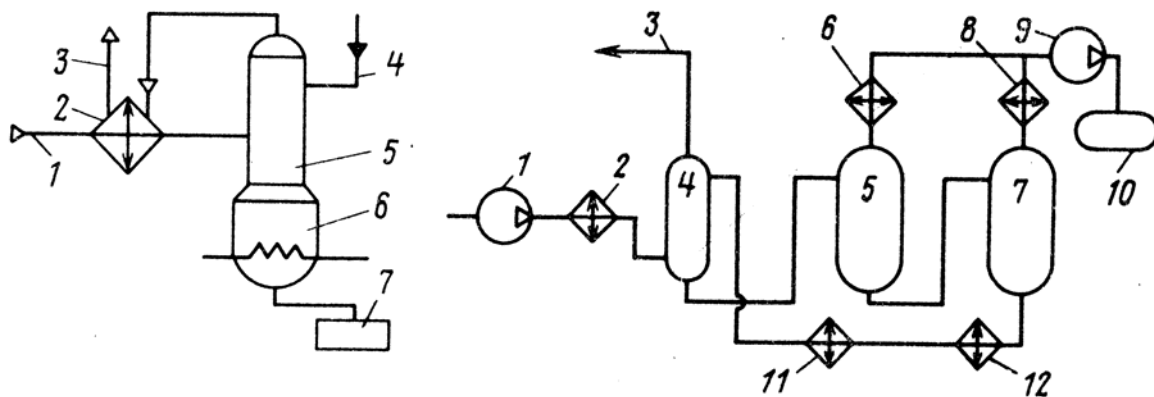


Рис.2 Слева: Принципиальная схема криогенной дистилляционной установки. 1 – вход смеси газов; 2 – холодильник; 3 – сброс очищенного газа; 4 – подача жидкого азота; 5 – дистилляционная колонка; 6 – низкотемпературная часть колонки; 7 – сосуд выдержки

Справа: Принципиальная схема очистки от радиоактивных благородных газов абсорбцией в жидкости: 1, 9 – компрессор; 2 – охладитель газа; 3 – сброс чистого газа; 4 – смеситель РБГ и фреона; 5 – ректификационная колонка; 6, 8 – охладители; 7 – десорбционная колонка; 10 – газгольдер хранения РБГ; 11, 12 – охладители фреона

Дистилляция – разделение многокомпонентных смесей на отличающиеся по составу фракции; основано на различии в составах жидкости и образующегося из неё пара. Осуществляется путём частичного испарения жидкости и последующей конденсации пара. Полученный конденсат обогащён низкокипящими компонентами, остаток жидкой смеси – высококипящими.

3.1.4 Абсорбция

Абсорбция – объёмное поглощение газов или паров жидкостью (абсорбентом) с образованием раствора. В промышленности осуществляют в абсорберах (прежнее название – скрубберы), имеющих развитую поверхность соприкосновения абсорбента с поглощаемым веществом.

Сорбция – поглощение газов, паров и растворённых веществ твёрдыми телами и жидкостями. Различают: 1) адсорбцию – поглощение поверхностью твёрдого тела или поглощение на границе раздела жидкость-жидкость или жидкость-газ (пар); 2) абсорбцию – объёмное поглощение жидкостью или твёрдым телом; 3) хемосорбцию – поглощение с образованием химического соединения; 4) капиллярную конденсацию, выражающуюся в образовании жидкой фазы в порах и капиллярах поглотителя.

Абсорбция – один из случаев сорбции. В отличие от адсорбции, при абсорбции поглощение веществ происходит во всём объёме поглотителя. Поглощение вещества может быть осложнено химическим взаимодействием поглощаемого вещества с поглотителем (хемосорбция).

По характеру поверхности соприкосновения фаз абсорберы можно разделить на поверхностные, плёночные, барботажные и распыливающие. Особую группу составляют механические абсорберы, в которых развитие поверхности соприкосновения достигается действием вращающихся деталей.

Типичная схема жидкостных способов очистки включает непрерывную циркуляцию абсорбента между аппаратом, в котором происходит очистка газа, и регенератором, в котором происходит восстановление поглотительной способности раствора. В барботажных абсорберах газ распределяется в жидкости в виде пузырьков и струй, на поверхности которых происходит абсорбция. Наиболее распространены абсорберы в виде колонн с колпачковыми и ситчатыми тарелками. Газ проходит через слой жидкости, уровень которой поддерживается переливными трубами. В плёночных абсорберах газ соприкасается с жидкостью, движущейся в виде тонкой плёнки. Наиболее распространены насадочные абсорберы, представляющие собой колонны, загруженные насадкой – твёрдыми телами различной формы (из керамики, стекла, фарфора и др. материалов), по поверхности которых стекает жидкость.

3.1.5 Адсорбция

Адсорбция – поглощение газов, паров и жидкостей поверхностным слоем твёрдого тела (адсорбента) или жидкости.

Адсорбция представляет собой концентрирование вещества (адсорбата, адсорбтива) из объёма фаз на поверхности раздела между ними, например, из газа или раствора на поверхности твёрдого тела (адсорбента) или жидкости. Адсорбция происходит под влиянием молекулярных сил поверхности адсорбента и ведёт к уменьшению свободной поверхностной энергии. Физическая адсорбция результат действия дисперсионных или электростатических сил. При этом молекулы адсорбата сохраняют свою индивидуальность. Если адсорбция сопровождается химической реакцией поглощаемого вещества с адсорбентом, то она называется хемосорбцией.

Адсорбенты – высокодисперсные искусственные и природные тела с большой наружной (непористые) или внутренней (пористые) поверхностью, на которой происходит адсорбция веществ из соприкасающихся с ней газов или растворов.

Сорбенты – твёрдые вещества или жидкости, применяющиеся для поглощения газов, паров и растворённых веществ. Наиболее широкое распространение имеют: активный уголь, силикагель, алюминия окись, цеолиты. Особое место занимают синтетические ионообменные смолы, представляющие собой нерастворимые в воде органические полиэлектролиты. Жидкие сорбенты применяются в химической промышленности и в качестве поглощающей фазы в газожидкостной хроматографии.

Адсорбционные свойства адсорбента определяются природой твёрдого тела, химическим составом и состоянием поверхности, степенью её химической и геометрической неоднородности, величиной удельной поверхности, размерами и характером транспортной связности пор. Адсорбенты обычно имеют большую удельную поверхность: активные окиси и гидроокиси (силикагели, алюмогели и др.) – от 10 до 1000 м²/г, активные угли – до 1000 м²/г.

Активный (активированный) уголь – пористый адсорбент, скелет которого построен из рыхлых и неправильно построенных пачек, состоящих из сеток 6-членных углеродных колец, менее упорядоченных, чем в графите, и ковалентно связанных с углеродными радикалами, с водородом, а часто и с кислородом.

Активированный уголь сильно адсорбирует органические вещества – углеводороды, слабее – низшие спирты, аммиак и особенно плохо – воду. Обычно активированные угли обладают неоднородной поверхностью и пористостью. Различают микропоры размером 10-20Å с сильно развитой поверхностью (до 1000 м²/г), поры переходных размеров (50-500Å) с поверхностью до 100 м²/г и макропоры с размерами более 1000Å и малой поверхностью (около 1 м²). Сильная адсорбция происходит в микропорах. В порах переходных размеров происходит полимолекулярная адсорбция и капиллярная конденсация паров. Макропоры служат в основном транспортными каналами, подводящими молекулы газа к внутренним частям зёрен. Обычно размерный спектр пор в активированном угле имеет 2 – 3 чётких максимума.

Алюминия окись для хроматографии мелкокристаллический порошок плотностью 2,55 размер зёрен 10-30 мк; величина удельной поверхности для различных сортов колеблется в пределах от 170 до 300 м²/г.

Алюмогель – аморфный оксид алюминия, микропористое вещество. Получают высушиванием геля гидроксида алюминия.

Алюмосиликаты – группа порообразующих минералов, класса силикатов; алюмокремниевых соединений с катионами щёлочных металлов (полевые шпаты, слюды, минералы глин, и др.). Отдельную группу алюмосиликатов образуют **цеолиты**, состав которых может быть выражен формулой $M_xE_yO_{2y} \cdot nH_2O$ где M – Ca, Na реже Ba Sr K, а Э - Si Al в переменных отношениях. Цеолиты обладают рыхлой кристаллической структурой и способны обменивать содержащуюся в них воду на другие жидкости (спирт, аммиак), а катионы M – на различные другие катионы. Цеолитная вода ведёт себя как сорбированная, причём даже полное обезвоживание не ведёт к разрушению основной структуры минерала.

Цеолиты – алюмосиликаты, кристаллическая структура которых образована тетраэдрическими фрагментами SiO_4^{4-} и AlO_4^{5-} , объединёнными общими вершинами в трёхмерный каркас, пронизанный полостями и каналами. В последних находятся молекулы воды и катионы металлов, аммония и др. Способны селективно выделять и вновь впитывать различные вещества, например, воду, а также обменивать катионы. Встречаются в природе, получают искусственно. Адсорбенты, ионообменники, молекулярные сита.

Силикагель – микропористое тело, получаемое прокаливанием геля поликремниевой кислоты, состоит из SiO_2 . Получают приливанием к раствору силиката натрия кислоты. Готовый технический силикагель представляет собой твёрдые хрупкие полупрозрачные или меловидные зёрна белого или желтоватого цвета. Силикагель можно получать и в виде шарообразных гранул. Силикагель – сорбент с высокоразвитой капиллярной структурой, обусловленной тем, что скелет геля состоит из мельчайших (около 100 А) шарообразных частиц двуокиси кремния. Характер структуры зависит от режима приготовления: различают мелкопористые и крупнопористые силикагели. Силикагель является гидрофильным сорбентом и применяется главным образом для поглощения водяных паров, конденсирующихся в его капиллярах. Силикагель поглощает также пары органических жидкостей – спирта, ацетона, бензола и др. и находит применение в процессах рекуперации летучих растворителей. Силикагели используются для адсорбционной очистки органических жидкостей и в хроматографии. Крупнопористый силикагель может служить носителем для многих катализаторов (Pt, Ni и др.).

При постоянной температуре физическая адсорбция увеличивается с ростом давления газа или концентрации раствора. С ростом температуры физическая адсорбция уменьшается. Физическая адсорбция обратима, она уменьшается с уменьшением концентрации адсорбата, хемосорбция обычно необратима. Физическая адсорбция паров часто сопровождается капиллярной конденсацией вещества в порах адсорбента. В области капиллярной конденсации адсорбция необратима (имеет место сорбционный гистерезис). Обычно адсорбция сопровождается выделением тепла. Изотермы адсорбции графически выражают зависимость адсорбции от равновесного давления газа (или равновесной концентрации раствора) при постоянной температуре. В зависимости от интенсивности силового поля на поверхности адсорбента и при различных внешних условиях могут образовываться адсорбционные слои в одну (мономолекулярная адсорбция), две или несколько молекул (полимолекулярная адсорбция). Для математического описания изотерм адсорбции предложены разные формулы: Генри, Ленгмюра, Киселёва, БЭТ, Дубинина-Астахова, Фрейндлиха и др. Кинетика адсорбции зависит от его концентрации в объёмной фазе, температуры, химической природы и геометрической структуры адсорбента, природы и концентрации других веществ в объёме и на поверхности.

В промышленности адсорбцию осуществляют в специальных аппаратах – адсорберах. Известны адсорберы периодического действия (газ и пар поступают попеременно) и адсорберы с кипящим слоем адсорбента.

Десорбция – процесс удаления адсорбированного вещества с поверхности адсорбента. Десорбция обратна адсорбции.

Десорбция вызывается уменьшением концентрации адсорбируемого вещества в окружающей адсорбент среде или повышением температуры. Десорбция применяется в промышленности для извлечения из адсорбентов поглощённых ими газов, а также с целью регенерации адсорбента, для чего адсорбенты обрабатывают продуванием горячего водяного пара, воздуха или промывают чистым растворителем (регенерация). Скорость десорбции зависит не только от температуры и скорости тока десорбируемого газа (и его природы), но и от особенностей структуры адсорбента, т.к. в узких порах перенос десорбируемого вещества затруднён. Часто при десорбции проявляется гистерезис сорбционный, причиной которого в области мономолекулярного покрытия поверхности являются химические реакции с поверхностью, а в области высоких давлений пара – капиллярная конденсация и набухание.

***Гистерезис сорбционный** – явление неполной обратимости процесса адсорбции, удерживание большего количества адсорбированного вещества пористыми телами при десорбции, чем при адсорбции.*

При гистерезисе изотермы адсорбции и десорбции не совпадают, т.е. одному и тому же давлению пара соответствуют различные величины поглощения при прямом и обратном ходе процесса. Две несовпадающие ветви изотерм адсорбции и десорбции образуют гистерезисную петлю. Причиной гистерезиса может быть капиллярная конденсация пара в открытых порах, а также химическая реакция молекул газа с поверхностью адсорбента или медленное обратное выделение после растворения их в веществе адсорбента (набухание).

Хемосорбция – поглощение газов твёрдыми или жидкими поглотителями, сопровождающееся образованием химических соединений. Скорость хемосорбции растёт с ростом температуры. Скорость и количество поглощённого вещества растут с ростом концентрации поглощаемого вещества в растворе или в парах и часто зависят от геометрической структуры сорбента и скорости перемешивания, определяющих диффузию молекул к поверхности или в объём поглотителя.

3.2 Промышленные системы газоочистки

При принятии решения об очистке технологических газов рассматривают вопросы экономики и защиты окружающей среды и человека. На АЭС нашли применение преимущественно способы, основанные на адсорбции и выдержке, поскольку обезвреживанию подлежат в основном радионуклиды инертных газов. Для удаления трития применяют каталитическое сжигание. Мы ограничимся рассмотрением очистки технологических газов АЭС в основном от радионуклидов криптона, ксенона и иода.

В настоящее время нашли применение два способа удаления криптона и ксенона из технологических газов АЭС: адсорбция на активированном угле и криогенная дистилляция. Во всех вариантах используемых методов для совершенствования технологии процесса, обеспечения или повышения его безопасности приходится предварительно удалять некоторые вредные и мешающие примеси: водяные пары, метан, окислы азота, углекислый газ, озон, кислород, водород. Узлы и аппараты, используемые для такой предварительной подготовки газа, часто составляют большую часть таких систем, ограничивают значения таких основных параметров, как производительность и эффективность очистки.

3.2.1 АЭС с реактором ВВЭР

Для очистки отходящих газов АЭС с реактором ВВЭР используется адсорбционный метод очистки, в частности способ динамической адсорбции радионуклидов криптона и ксенона в колонне, работающей в режиме непрерывного потока. Она обеспечивает очистку в $10^2 - 10^4$ раз, что позволяет поддерживать активность газовых выбросов АЭС значительно ниже норм, установленных санитарными правилами.

Для поддержания норм качества теплоносителя и очистки его от различных примесей часть теплоносителя выводится из контура и направляется в системы очистки. В состав таких систем входят фильтры, дегазаторы, выпарные установки, деаэраторы. Дегазированный теплоноситель возвращают в первый контур, а радиоактивные газы и аэрозоли направляют в специальные емкости выдержки или системы очистки. Кроме того, газообразные отходы возникают в результате дегазации разного рода протечек теплоносителя, при водообмене в реакторе и при отборе проб воды в бассейнах выдержки. Газообразные и аэрозольные отходы из монтажных пространств, боксов парогенераторов и насосов, защитных кожухов оборудования, емкостей с жидкими отходами выводят с помощью вентиляционных систем. Эти отходы перед выбросом в вентиляционную трубу очищаются на аэрозольных и иодных фильтрах.

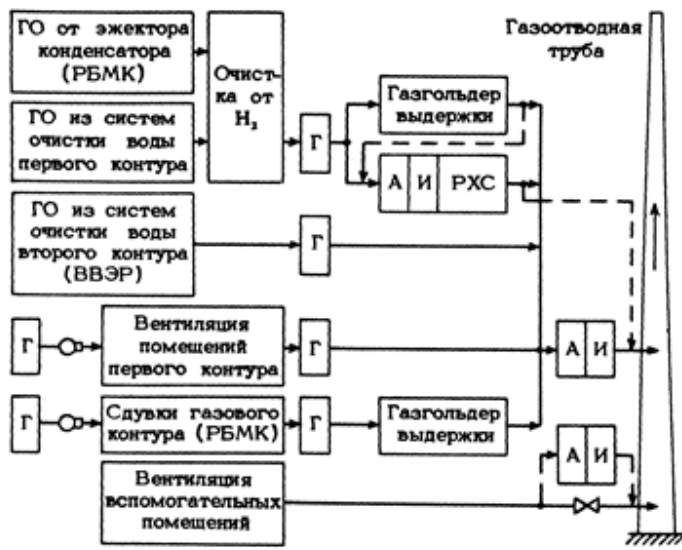


Рис. 3. Схема обработки и удаления газообразных продуктов на АЭС с реактором типа ВВЭР или РБМК;

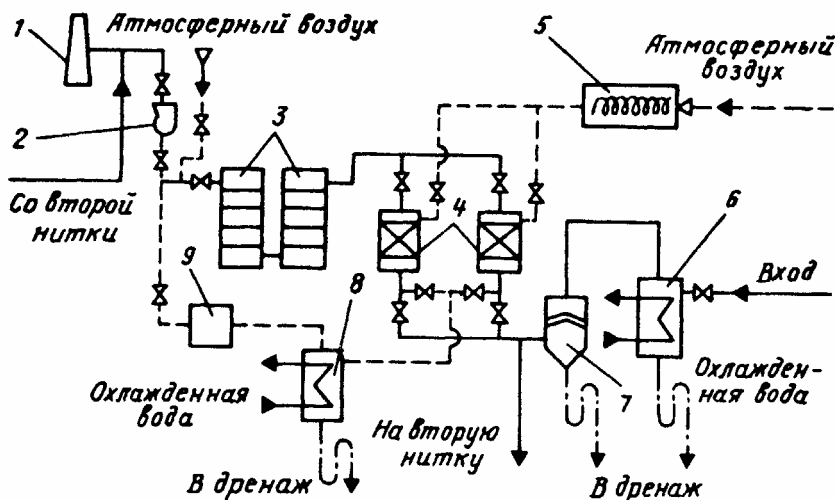
Г — фильтр грубой очистки; А (И) — аэрозольный (йодный) фильтр; РХС — радиохроматографическая система очистки газов

Отводимые от технологического оборудования газы состоят из азота с примесью водяного пара, водорода, газообразных продуктов деления. Объем этих газов равен 4-70 м³/ч для реакторов типа ВВЭР, в которых первый контур замкнут и герметичен. Время пребывания в нем радиоактивных веществ намного больше, чем в разомкнутом первом контуре кипящего реактора типа РБМК,

т.к. расход воды из первого контура реактора типа ВВЭР в систему очистки с учетом протечек мал: 20 - 50 т/ч. Поэтому период полувыведения радиоактивных газов из первого контура большой: часы и даже сутки. Дезактивацию технологических газов осуществляют в камерах выдержки или на специальных установках, имеющих фильтры с активированным углем. При выдержке в камерах газов с высокой концентрацией водорода возможно образование взрывоопасной гремучей смеси. Для устранения этого газы разбавляют азотом, что, однако, увеличивает габариты камер. Сократить объем дезактивируемых газов можно за счет сжигания водорода.

Схема обработки и удаления газообразных отходов АЭС с реакторами типа ВВЭР и РБМК приведена на **Рис.2**.

В качестве примера рассмотрим схему установки очистки газообразных отходов АЭС с реактором с водой под давлением, спроектированной в СССР для финской АЭС "Ловица". На этой станции источники газообразных отходов подключены к циркуляционному газовому контуру. В контуре в специальном аппарате с платиновым катализатором дожигается радиолитический водород. Из циркуляционного контура газ поступает в систему газоочистки, которая состоит из трех параллельных взаимозаменяемых ниток. Одна нитка работает постоянно, другая принимает на себя газ эпизодически в процессе дренирования первого контура, когда наблюдается



повышенное газовыделение, третья нитка - резервная.

На **Рис. 4** представлена технологическая схема одной из ниток, которая

Рис. 4. Принципиальная технологическая схема установки газоочистки финской АЭС «Ловица» (реактор ВВЭР)

включает в себя фильтр-адсорбер 3, заполненный активированным углем, и узел осушки. Адсорбер рассчитан на работу при температуре окружающей среды.

В системе газоочистки третьего и четвертого блоков Нововоронежской АЭС и первой очереди Кольской АЭС рабочий объем адсорбера 20 м³. Время прохождения хроматографического фронта инертных газов через адсорбер в нормальном режиме составляет 42 сут. для ксенона и 3,6 сут. для криптона. Рабочий объем адсорбера в системе газоочистки АЭС "Ловица" 40 м³, а время прохождения хроматографического фронта криптона 10 сут, что с избытком обеспечивает заданный коэффициент очистки.

Вместимость адсорбера по иоду и его соединениям очень велика. Поэтому система практически полностью адсорбирует радиоактивный ¹³¹I.

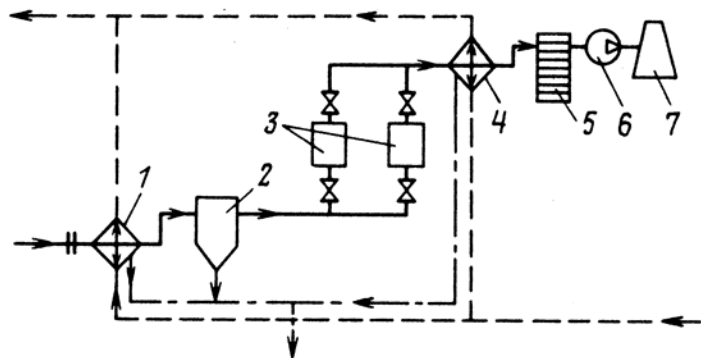


Рис.5 Принципиальная схема радиохроматографической газовой системы ВВЭР-440. 1, 4 – теплообменник; 2 – влагоохладитель; 3 – цеолитовые адсорберы; 5 – угольные адсорберы; 6 – газодувка; 7 – вентиляционная труба.

Узел очистки состоит из теплообменника 6, где газ охлаждается до минимально возможной по условиям эксплуатации температуры, самоочищающегося аэрозольного фильтра 7, где газ освобождается от капельной влаги, и двух цеолитовых колонн 4, предназначенных для глубокой осушки газа. Аэрозольный фильтр работает непрерывно в режиме самоочистки. Цеолитовые колонны включаются поочередно. Когда в одной колонне происходит осушка газа, другая регенерируется или находится в резерве. Переключение цеолитовых колонн выполняется по сигналу влагометра. Остаточное влагосодержание осушенного газа не превышает 0,1 г/м³.

Регенерация цеолитовых колонн осуществляется нагретым атмосферным воздухом. Для этого в системе предусмотрен электронагреватель 5, вход которого оборудован аэрозольным фильтром. Во время регенерации нагретый воздух подается в колонну в направлении, противоположном рабочему ходу газа в режиме сушки. Регенерация заканчивается после того, как температура воздуха на выходе цеолитовой колонны достигает заданного значения.

Для осушки газа от влаги предусматривают три адсорбера, работающие в следующем режиме: один работает, второй регенерируется, третий - в резерве. Момент отключения адсорбера на регенерацию определяется по показаниям прибора, измеряющего влажность газа на выходе из адсорбера. Регенерацию адсорбера осуществляют продувкой через адсорбер атмосферного воздуха, нагретого до температуры 620 - 650К, и заканчивают, если температура цеолита достигает 573К. Время регенерации при указанной температуре равно 2 - 3 часа.

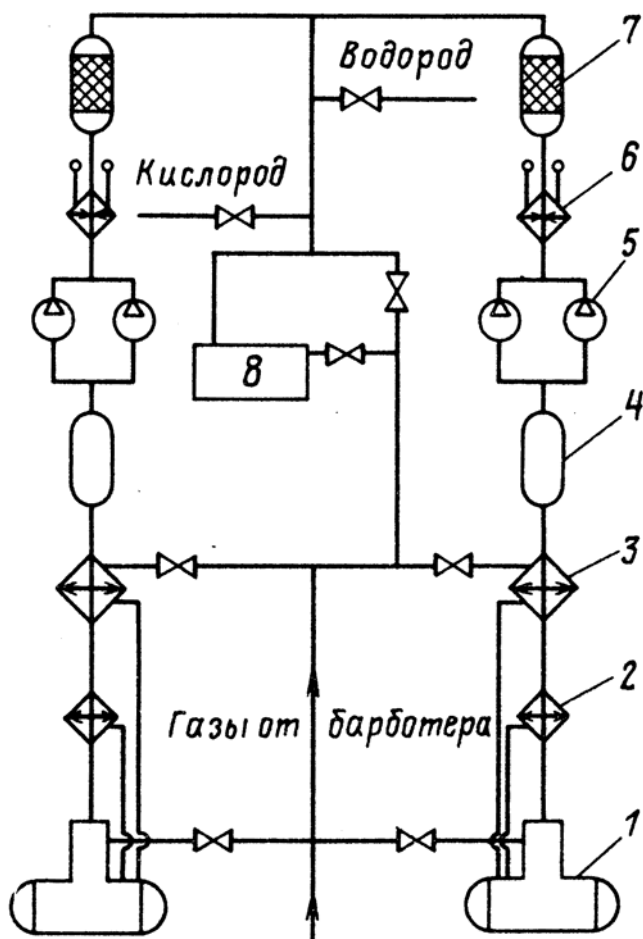
При относительно простой технологии осушки газовых смесей цеолитовыми абсорберами и небольших капитальных затратах на её осуществление адсорбционный способ имеет ряд существенных недостатков. Так, например, в процессе эксплуатации гранулы цеолита измельчаются, уменьшается их влагеёмкость. Это требует замены цеолита. Кроме того, на цеолите сорбируются твёрдые продукты распада РБГ, что приводит к росту полей γ -излучения от оборудования. Цеолит необходимо охлаждать в режиме осушки и после регенерации. В технологии осушки газовой смеси имеются высокотемпературные (до 570К) режимы без использования тепла регенерации.

Первые два недостатка приводят к увеличению твёрдых радиоактивных отходов на АЭС и ухудшению условий обслуживания и ремонта указанного оборудования. Размельчение цеолита требует включения в схему противопыльных фильтров. Цеолитовый узел осушки и узел адсорбции РБГ углем работают в противоположных температурных режимах. Процесс адсорбции газа углем требует понижения температуры, процесс осушки газовой смеси цеолитом

сопровождается выделением тепла. Необходимость периодического разогрева цеолита до 570К для регенерации и последующего охлаждения в режиме осушки газовой смеси существенно усложняет схему узла осушки.

Чтобы в газодувку 2 не поступали горячий воздух и радиоактивный иод, линия регенерации оборудована теплообменником 8 и иодным фильтром-адсорбером 9. Влагоотделитель теплообменников 6, 8 и самоочищающегося фильтра 7 имеют дренажи для слива конденсата. Чтобы газ не перетекал по дренажному трубопроводу от одного аппарата в другой, в дренажных линиях предусмотрены индивидуальные гидрозатворы.

Система газоочистки АЭС призвана не только осушать газы и удалять радионуклиды, но и избавляться от взрывоопасных газов (например, водорода), превращая их в безобидные вещества (например, в воду). Водород сжигают на катализаторах в контактных аппаратах. Наиболее важной и трудной технической задачей, решаемой при конструировании контактного аппарата, является обеспечение заданной температуры в зоне реакции. Это обусловлено тем, что теплопроводность зернистого слоя катализатора мала, и поэтому всегда тепловыделение по длине слоя неравномерно. В большинстве промышленных контактных аппаратов химической промышленности для поддержания определённой температуры в нём тепло отводят из зоны реакции.



Конструктивно контактный аппарат выполняют в виде теплообменника с катализатором в трубах и теплоносителем в межтрубном пространстве. Преимущество такой конструкции контактного аппарата – хорошие условия для отвода тепла от катализатора. При небольших диаметрах труб с катализатором и достаточно высокой скорости газового потока в них создаются необходимые условия для передачи тепла реакции к стенке и, следовательно, его отвод теплоносителем.

Рис.6 Установка сжигания водорода АЭС ВВЭР-440: 1 – деаэрактор, 2 – конденсатор выпара, 3 – холодильник газа; 4 – буферная ёмкость; 5 – газодувка; 6 – электронагреватель; 7 – контактный аппарат, 8 – бак протечек первого контура.

На ВВЭР-440 очистка газов от водорода производится на узле сжигания водорода (УСГС). На контактный аппарат поступает газовая смесь, где основным компонентом является азот, а содержание воды незначительно. Поэтому в некоторых режимах для сжигания водорода подаётся кислород, дозируемый автоматически в зависимости от количества поступающего водорода. Допускается режим с повышенным расходом кислорода. В этом случае дополнительно подаётся водород. Особенность схемы этой

установки в том, что по замкнутому технологическому контуру (газодувка – электронагреватель – контактный аппарат – холодильник газа – газодувка) циркулирует азот с расходом 200 м³/ч. Это

обеспечивает взрывобезопасность газовой смеси при максимальном поступлении водорода. Избыток азота после сжигания водорода направляют на угольные адсорберы.

В качестве катализатора используют шариковый платиновый катализатор ШПК-2, в последнее время больше применяют катализатор марки ОПК-2, содержащий меньше хлора.

Контактный аппарат в этой установке имеет электронагреватель, который постоянно поддерживает аппарат в горячем состоянии на резервной нитке.

Установка сжигания водорода для АЭС с ВВЭР-440 наиболее отработана, режимы её полностью автоматизированы. Концентрация водорода снижается с 2,5% объемных на входе в контактный аппарат до 0,02% после него.

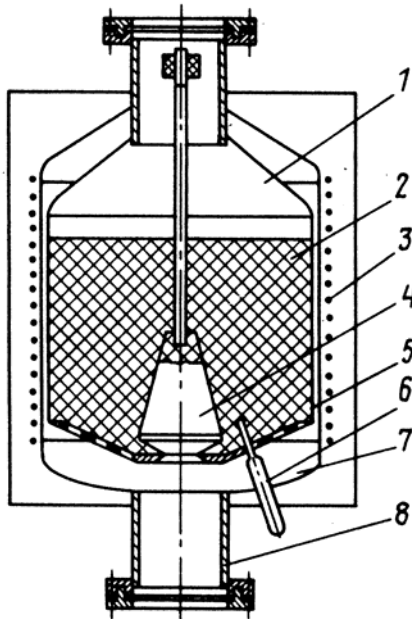


Рис.7 Контактный аппарат для сжигания водорода на ВВЭР-440: 1 – эллиптическое днище; 2 – катализатор; 3 – электронагреватель; 4 – запорное устройство; 5 – корзина; 6 – термометр; 7 – корпус; 8 – штуцер

Указанная система может использоваться для очистки газообразных отходов и в аварийных ситуациях. В России подобная система типична для всех АЭС с ВВЭР.

3.2.2 АЭС с реакторами РБМК

Объем отводимых от технологического оборудования газов для реакторов типа РБМК составляет 300 - 350 м³/ч – во много раз больше, чем для реактора ВВЭР. На АЭС с реакторами кипящего типа (одноконтурными) время пребывания большей части радиоактивных газообразных продуктов деления (около 95%) в теплоносителе не превышает нескольких десятков секунд (не более 30 с). Вместе с продуктами радиолиза воды они в виде парогазовой смеси выбрасываются из конденсатора турбин и направляются в систему спецгазоочистки или

газгольдер выдержки.

В схеме установки для очистки сбросных газов кипящего реактора типа РБМК использован конденсационный способ очистки газа. Он более экономичен, что для кипящих реакторов важно ввиду значительного объема отходящих радиоактивных газов. Сначала влагу конденсируют в парожектором холодильнике до точки росы, близкой к температуре 273К, а затем вымораживают в газоохладителе. Источником холода служит одноступенчатая фреоновая холодильная машина. Сухой и охлажденный газ подают в угольные адсорберы, причем сначала в головной адсорбер с малым объемом угля. Назначение головного адсорбера – предотвратить попадание влаги и радиоактивных аэрозолей в основной адсорбер.

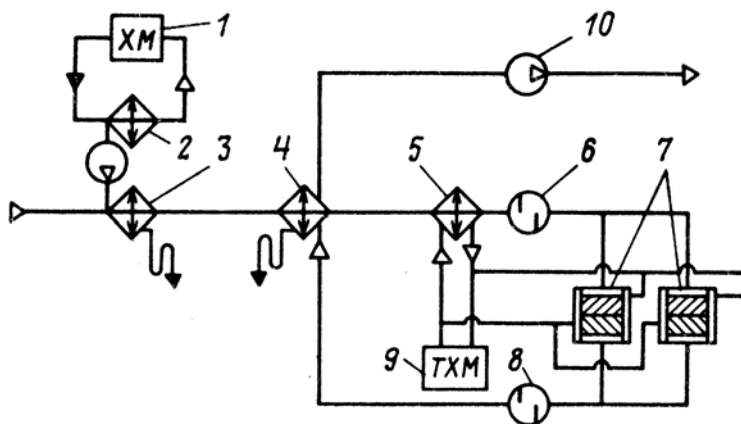
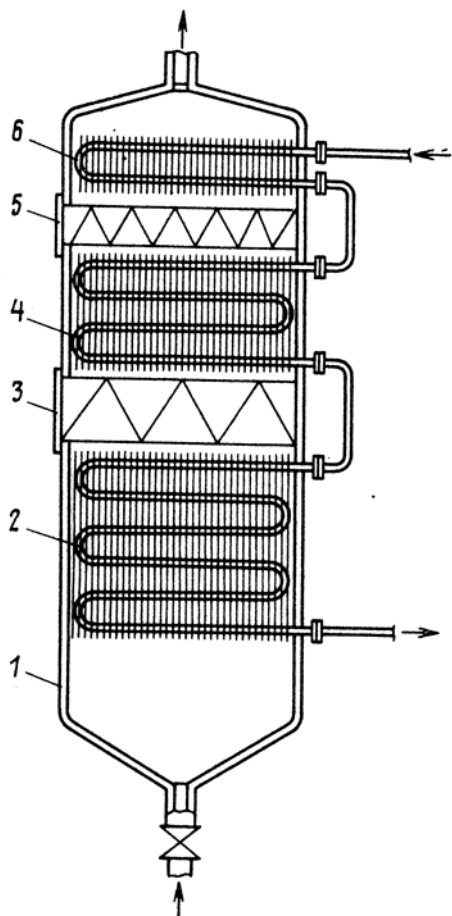


Рис.8 Принципиальная схема РХГС РБМК. 1 – холодильная машина; 2 – теплообменник; 4 – регенеративный газоохладитель; 5 – вымораживатель влаги; 6 – фильтр для улавливания аэрозольного снега; 7 – угольные адсорберы; 8 – фильтр; 9 – турбохолодильная машина; 10 – газодувка

В составе системы очистки газообразных отходов АЭС угольная колонна может быть использована в режиме до проскока, **рециркуляром**

режиме и в режиме "вечной" колонны.



Режим работы до проскока. Наиболее высокая степень очистки газа от удаляемого компонента может быть достигнута, если использовать попеременно работающие колонны. Одна находится в работе, другая - регенерируется. Цикл регенерации должен быть короче рабочего, либо в работу включают резервную колонну. В рабочем цикле колонна работает до момента появления компонента в регистрируемом приборами количестве или концентрации.

Рис.9 Вымораживатель. 1 – корпус, 2, 4, 6 – поверхность охлаждения до 220, 213, 200К; 3, 5 – фильтры из стекловолокна.

На АЭС режим работы угольных фильтров до проскока используют в двух случаях. При очистке газообразных, технологических отходов для достижения максимальной очистки газов, сбрасываемых в атмосферу, например, на кипящих реакторах и реакторах с водой под давлением. В быстрых реакторах газообразных отходов из первого контура практически нет или они чрезвычайно малы (неорганизованные протечки из газовой системы). Но необходимость в очистке газовой подушки реактора есть. Ее очищают либо периодически, перед остановом на планово-предупредительный ремонт, либо непрерывно. При периодической очистке также используется режим работы адсорберов до проскока, но с возвратом очищаемого газа в газовую систему реактора.

Режим "вечной" работы колонны. В этом режиме используют то обстоятельство, что многие радионуклиды криптона и ксенона имеют достаточно короткие периоды полураспада в сравнении с временем движения вещества по колонне. Каждый нуклид распадается за некоторое среднее время движения по колонне до уровня, зависящего от его постоянной распада. Можно показать, что эффективность угольной колонны: коэффициент очистки от радиоактивных газообразных продуктов, объем угля в адсорберах в рассматриваемом режиме определяются равновесным коэффициентом адсорбции.

Осушка газов на реакторе РБМК представляет собой более сложную задачу, чем на реакторе ВВЭР. Для АЭС с кипящим реактором с большим расходом технологических сдувок (до $500 \text{ м}^3/\text{г}$) и значительной влажностью газа ($20 - 30 \text{ г}/\text{м}^3$) применение осушки газа при помощи цеолитовых адсорберов технически нецелесообразно и экономически не выгодно.

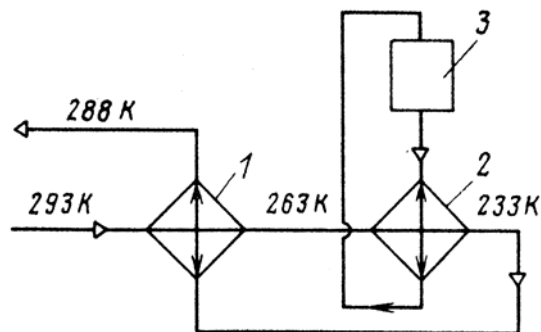


Рис.10 Регенеративная схема вымораживания: 1 – регенеративный газоохладитель; 2 – основной газоохладитель; 3 – холодильная машина.

Осушку газовой смеси можно проводить за счёт конденсации влаги при охлаждении. При положительной температуре процесса сконденсированная влага удаляется постоянно, а при отрицательной температуре выморозенная влага осаждается в виде инея на охлаждающей поверхности. Удаляют иней с

охлаждающей поверхности, оттаивая его при помощи горячего воздуха, подаваемого в газоохладитель. Количество отложившейся влаги в виде инея на охлаждающей поверхности ограничено, поэтому чем больше газ осушается при положительной температуре, тем меньше нагрузка на вымораживатель, тем благоприятнее происходит процесс вымораживания влаги.

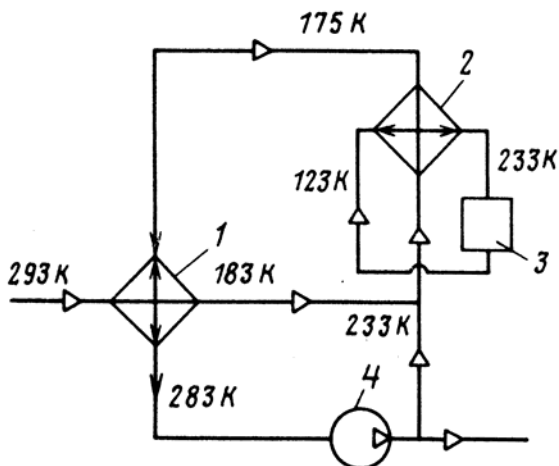


Рис.11 Регенеративная схема вымораживания с рециркуляцией газа

Технической водой из оборотного водоснабжения можно охладить газ до температуры 305 – 313К и осушить его таким образом до влажности 35 – 40 г/м³. Охлаждение до температуры 285К проводят при помощи фреоновой холодильной машины. Предварительную осушку технологических газовых сдувок АЭС

необходимо проводить, снижая их температуру до 273К. Для улавливания частиц инея при охлаждении ниже 223К необходимо устанавливать фильтры внутри вымораживателя. Следует учитывать, что в вымораживателе одновременно с выведением из газового потока влаги происходит его очистка от твёрдых продуктов распада РБГ, и нелетучих форм иода. При оттаивании они переходят в конденсат.

Для обеспечения перепада температур 3 – 5К между температурой газа и температурой стенки в воздухоохладителе по всей охлаждающей поверхности наиболее экономична регенеративная схема вымораживания. В этом случае расход энергии в 8-10 раз меньше, чем при выпуске охлаждающего газа наружу. При большом содержании паров воды (более 5 г/м³) в газовом потоке часть холода расходуется на конденсацию пара, поэтому необходим дополнительный источник холода. В технологических схемах между холодильником-

вымораживателем и регенеративным газоохладителем устанавливают угольные адсорберы, которые дополнительно охлаждают хладагентом от того же источника холода.

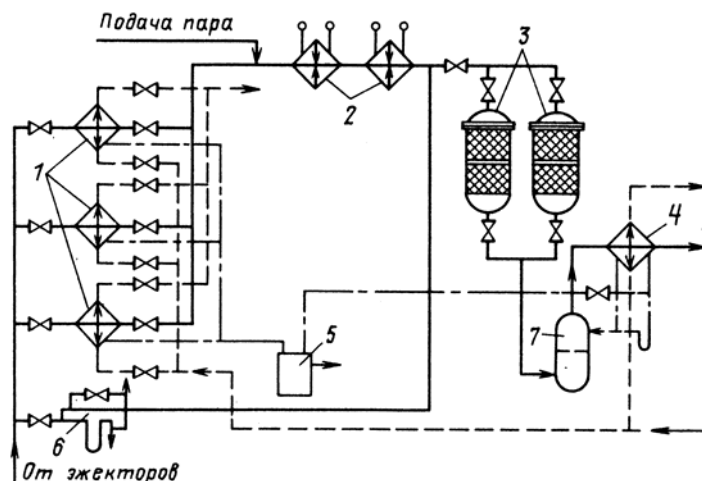


Рис.12 Установка сжигания водорода АЭС РБМК: 1 – конденсатор; 2 – электронагреватель; 3 – контактный аппарат; 4 – теплообменник; 5, 6 – гидрозатвор; 7 – барботажная колонка.

На РБМК вымораживание влаги и охлаждение угольных адсорберов осуществляют с помощью холодного

воздуха. Охлаждение воздуха в УПАК осуществляют воздушной турбохолодильной машиной.

Сжигание водорода на РБМК проводится на контактных аппаратах ёмкостного типа, обладающих низким динамическим сопротивлением. Парогазовая смесь, состоящая из рабочего пара соплового аппарата 3-ей ступени основного эжектора турбины, воздуха, присасываемого в конденсатор турбины, и продуктов радиолитического распада воды в реакторе (водород, кислород), поступает в электронагреватели 2. Для поддержания взрывобезопасной концентрации водорода в парогазовую

смесь перед электронагревателем подаётся пар. В электронагревателе эта парогазовая смесь нагревается до температуры 413К и поступает в контактный аппарат. В постоянной работе используют один аппарат, другой находится в резерве. Из контактного аппарата парогазовая смесь с температурой 620К поступает в барботажную колонку, где при прохождении пара через слой конденсата конденсируется основная доля пара. Охлаждение неконденсируемых газов с 373 до 313К осуществляется в теплообменнике 4. Слив конденсата с конденсаторов и теплообменника производят через гидрозатвор в конденсатор турбины. На этой установке сжигается до 50 м³/ч водорода. После контактного аппарата концентрация водорода не превышает 0,03% объёма.

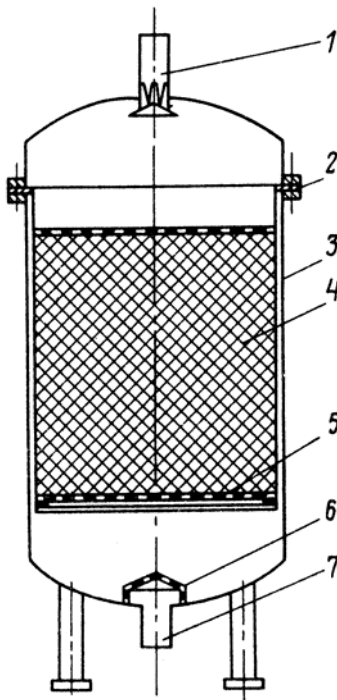


Рис.13 Контактный аппарат АЭС РБМК: 1, 7 – штуцеры; 2 – корзина; 3 – корпус; 4 – катализатор; 5 – днище корзины; 6 – колпак перфторированный.

Конструкционно, контактный аппарат представляет собой сосуд с эллиптическими днищами. Для уменьшения температурных напряжений, связанных с резким приростом температуры в небольшом по высоте слое катализатора, последний размещают внутри специальной корзины. Между корзиной и корпусом контактного аппарата имеется зазор. Регулирование температуры осуществляют изменением концентрации водорода паром,

подаваемым перед электронагревателем. Температура в контактном аппарате возрастает за счёт тепловыделения при сгорании водорода. При адиабатическом сгорании 1% (объёмного) водорода температура парогазовой смеси возрастает на 70К. поэтому с учётом допустимой температуры катализатора ОПК-2, равной 670К, содержание водорода в парогазовой смеси должно быть не более 3%.

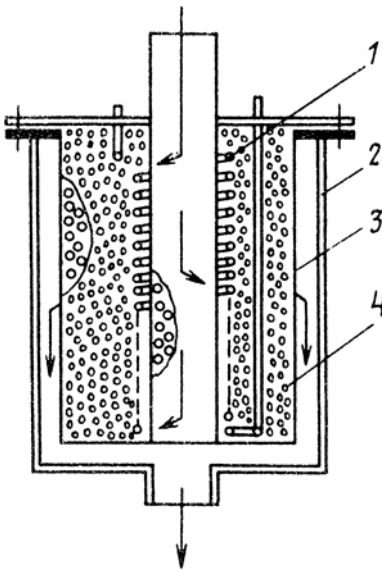


Рис.14 Контактный аппарат УПАК-II для быстрого реактора

3.2.3 АЭС с быстрыми реакторами

Рециркуляционный режим. Примером использования режима рециркуляции газа в замкнутой газовой системе, включающей угольный фильтр и очищаемую газовую полость, являются реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Защитный газ реактора на быстрых нейтронах заключен в сложные геометрические объемы, содержащие различные конструкционные элементы. При высокой удельной активности даже незначительные неорганизованные протечки

защитного газа могут привести к повышению газовой активности в смежных помещениях или в вентсистеме. Приходится непрерывно очищать газ.

Первоначально, после длительного останова системы или при ее пуске, осуществляется режим работы до проскока. Затем в газовую полость будет поступать газ с пониженной переменной концентрацией радионуклидов. За время удержания τ происходит спад активности газа, а после проскока радионуклидов через уголь спустя время τ -рост активности. Это приводит к

формированию второго фронта или пика активности в угольном адсорбере, просок которого наступает через время 2τ после включения установки.

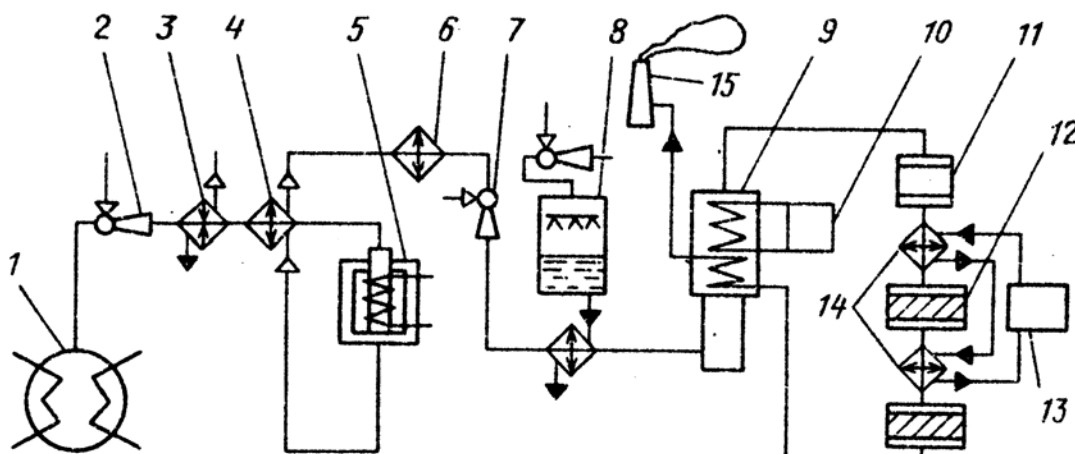


Рис.15 Принципиальная схема УПАК-II быстрого реактора ВК-50. 1 – конденсатор турбины; 2 – основной эжектор турбины; 3 – пусковой подогреватель; 4 – регенеративный подогреватель; 5 – контактный аппарат; 6 – конденсатор; 7 – одноступенчатый эжектор; 8 – парозежекторный холодильник; 9 – вымораживатель; 10, 13 – холодильная машина; 11 – головной абсорбер; 12 – основные адсорберы; 14 – доохладитель газа, 15 – вентиляционная труба

Угольная колонна в режиме рециркуляции практически не уменьшает активность относительно короткоживущих радионуклидов (^{85m}Kr , ^{85}Kr , ^{87}Kr , ^{135m}Xe) из-за натечки их в газовую полость из натрия. В таком случае снижение активности ^{133}Xe имеет смысл проводить лишь до значения суммарной активности этих короткоживущих газообразных продуктов деления.

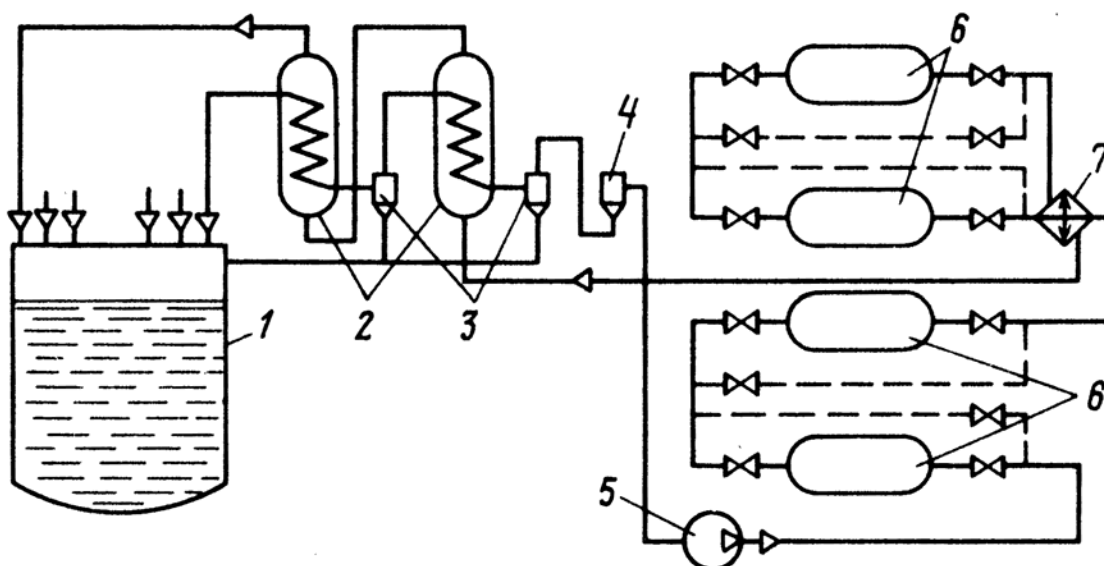


Рис.16 Принципиальная схема угольной системы очистки для реактора на быстрых нейтронах

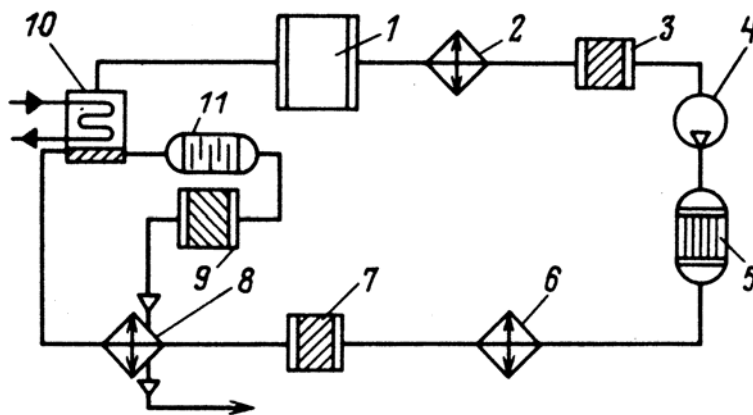
4. ПУТИ ДАЛЬНЕЙШЕГО СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СИСТЕМ ОЧИСТКИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ГАЗОВ АЭС

Создание безопасных и экономичных установок для обезвреживания радиоактивных технологических газов АЭС является задачей комплексной. Решать ее нужно не только за счет совершенствования таких установок, но и совершенствования и создания основного и вспомогательного оборудования АЭС, имеющих минимум технологических сдувок

радиоактивных газов. В качестве примера можно отметить, что в настоящее время расход эжекторных газов на турбинах отечественных АЭС в 5 раз больше, чем на зарубежных. Следует пересмотреть некоторые режимы газовых сдувок с целью снижения их объемных расходов.

В настоящее время при создании установок по подавлению активности (УПАК) для АЭС с РБМК принят вариант единой установки на два блока электрической мощностью 1000 МВт. Сложная система с большой тепловой инерционностью неспособна на быстрые изменения температурных режимов, связанных с изменением расходов разных источников технологических газовых сдувок. Такую систему трудно автоматизировать. Кроме того, при выходе из строя оборудования на самой УПАК сдувки технологических газов двух блоков реактора могут на какое-то время остаться без очистки. Практика показывает, что в таких случаях целесообразнее иметь небольшие системы очистки, расположенные на том оборудовании, где проводят сдувки радиоактивных газов. Поэтому такие устройства следует создавать на каждом реакторе, на каждой турбине.

Значительного снижения капитальных и эксплуатационных затрат при создании систем очистки, а главное увеличения надёжности таких установок, можно достичь, если для отдельных технологических операций использовать возможности основного и вспомогательного оборудования АЭС, подключением оборудования УПАК к регенеративной системе турбоустановки. Примером такого подхода может служить использование газового контура РБМК с организацией очистки сдуваемых газов непосредственно в самом контуре. В таком контуре имеются все элементы криогенной технологической схемы РГХС, кроме угольного адсорбера. В контуре используют оборудование для сжигания СО и Н₂, осушки газов от паров воды и СО₂, охлаждения газа до температуры 110К. Дефлегматор-разделитель азота от гелия работает в режиме дистилляционной колонны. В жидкий азот переходят все нуклиды Хе, Кг и ⁴¹Аг. После выдержки в жидком виде в сосуде выдержки газовую смесь пропускают через угольный адсорбер



объемом 0,5 м³, где происходит задержка криптона и ксенона, достаточная для снижения активности в 100 раз.

Рис.17 Принципиальная схема газового контура РБМК: 1 – реактор, 2 – теплообменник; 3 – иодный фильтр; 4 – компрессор; 5 – контактный аппарат; 6 – конденсатор; 7 – цеолитовый адсорбер; 8 – газоохладитель; 9 – угольный адсорбер; 10 – дефлегматор; 11 – сосуд выдержки.

Принимаемые меры приводят к постепенному снижению выбросов радиоактивных газов в атмосферу.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Спецкурс.

Лекция 18. **ХИМИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ**

Содержание.

1. АКТИНИДЫ	2
2. АКТИНИЙ	4
3. ТОРИЙ	5
4. ПРОТАКТИНИЙ	7
5. УРАН	9
6. НЕПТУНИЙ	15
7. ПЛУТОНИЙ	15
8. АМЕРИЦИЙ	23
9. КЮРИЙ	24
10. БЕРКЛИЙ	26
11. КАЛИФОРНИЙ	27
12. ЭЙНШТЕЙНИЙ	29
13. ФЕРМИЙ	29
14. МЕНДЕЛЕВИЙ	29
15. НОБЕЛИЙ	30
16. ЛОУРЕНСИЙ	30
17. РЕЗЕРФОРДИЙ	31
18. ДУБНИЙ	32

В этой лекции мы рассмотрим химические свойства некоторых радиоактивных элементов. Нас будут интересовать те из них, которые не имеют стабильных изотопов, и которые представляют основной интерес с точки зрения ядерного топливного цикла на базе урана.

Уран ^{235}U является первичным ядерным горючим. Из всех изотопов, встречающихся в природе, это единственный изотоп, делящийся под действием медленных нейтронов (точнее сказать уран-235 делится при любой энергии нейтронов) и выделяющий при этом более чем один вторичный нейтрон. Благодаря этому качеству можно осуществить систему с цепной реакцией. Число нейтронов, выделяющихся при делении, минус один нейтрон, необходимый для поддержания цепной реакции, приблизительно равно 1,3 на один акт деления. Эти избыточные нейтроны могут быть использованы для рождения новых изотопов, из которых по крайней мере два делятся медленными нейтронами и могут употребляться как вторичное ядерное горючее.

Плутоний ^{239}Pu является первым вторичным ядерным горючим. Если ^{238}U присутствует в первичном ядерном горючем, то большая доля избыточных нейтронов поглощается вследствие реакции $^{238}\text{U}(n,\gamma)^{239}\text{U}$. Продукт реакции подвергается последовательно двум β -процессам и образует ^{239}Pu (период полураспада 24000 лет, что позволяет нарабатывать плутоний в килограммовых количествах, если имеется первичное ядерное горючее).

Другим вторичным горючим является ^{233}U (период полураспада 160000 лет). Этот изотоп получается, когда ^{232}Th помещен в качестве первичного ядерного горючего. Уран-233 делится медленными нейтронами и может служить в качестве ядерного топлива. Это особенно важно, поскольку торий, из которого изготавливается этот изотоп урана, более распространен в природе, чем уран.

Все интересующие нас нуклиды, относятся к актиноидам. Коротко остановимся на их общих свойствах.

1. АКТИНИДЫ

Актиниды (от актиний и греч. *eidos* - вид) (**актиноиды**) – семейство из 14 радиоактивных химических элементов с атомными номерами 90 (Th) – 103 (Lr), расположенных в 7 периоде периодической системы элементов за актинием и относящихся, как и актиний, к III группе. Актиноиды следуют за 89-м элементом – актинием, являющимся аналогом лантана (**Рис.1**). Близки по строению электронных оболочек атомов и химическим свойствам. Первый из них – торий, последний - лоуренсий. Все актиноиды радиоактивны. Первые три актиноида - Th, Pa и U - встречаются в природе в заметных количествах; они принадлежат к природным радиоактивным рядам. Остальные актиноиды синтезированы искусственно (впоследствии Np и Pu в ничтожных количествах были обнаружены в некоторых радиоактивных рудах). Актиноиды характеризуются тем, что в их атомах прерывается заполнение наружных – шестой (группа 6d) и седьмой (после появления группы $7s^2$) электронных оболочек. В атомах актиноидов, как правило, имеется 1 электрон 6d и 2 электрона 7s, а при увеличении атомного номера на 1 новый электрон обычно попадает на оболочку 5f. Название актиноиды дано по аналогии с семейством лантаноидов, у которых происходит заполнение f-слоя в четвертой электронной оболочке. Число возможных f-электронов (14) определяет число переходных элементов как в VI, так и в VII периодах системы элементов. Сходное строение двух внешних электронных оболочек обуславливает близость химических свойств различных актиноидов, а также схожесть химического поведения актиноидов и лантаноидов.

Замечание. В зарубежной литературе для элементов 90 – 103 и 58 – 71 приняты соответственно наименования «актиниды» и «лантаниды» (суффикс «ид» придает значение «следующий за»). В России более распространены названия «актиноиды» и «лантаноиды», отражающие аналогию рассматриваемых элементов с актинием и лантаном (суффикс «оид» имеет смысл «подобный»).

Вследствие постоянства числа электронов на двух внешних оболочках и возрастания атомного номера положительного заряда ядра имеет место т. н. **актиноидное сжатие**: у нейтральных атомов и ионов актиноидов с одинаковым зарядом при увеличении атомного номера радиус не увеличивается, как это бывает обычно, а несколько уменьшается.

Гипотезу о существовании семейства актиноидов, аналогичного семейству лантаноидов, выдвинул впервые в 1942 Г. Т. Сиборг (G. T. Seaborg) на основе анализа химических свойств элементов с атомными номерами 95-97 и более тяжелых (под руководством и при участии Сиборга открыто 9 актиноидов). Необходимость объединения в одно семейство элементов с атомными номерами 90-103 подтвердилась после изучения химических свойств 104-го элемента: они оказались аналогичными свойствам гафния, принадлежащего к IV группе периодической системы.

Замечание 1. Если бы уран и заурановые элементы были аналогами не редкоземельных элементов, а W, Re, Os и т.д., то по мере перехода к более тяжелым элементам устойчивость высших валентностей возрастала бы. На самом же деле, наоборот, от U к Am возрастают трудности перехода от низших к высшим валентностям.

Замечание 2. Далеко не все ученые придерживаются концепции актиноидов. Так, известный французский радиохимик М. Гайсинский всегда считал, что ряд химических элементов, для которых трехвалентное состояние — основное начинается с кюрия. Он скептически относился к актиноидной теории и группу элементов от 96-го до 103-го называл кюридами в отличие от предыдущих уранидов.

Наиболее устойчивая степень окисления +3 для Am и следующих за ним актиноидов. Для актиноидов с атомными номерами меньшими, чем у Am, характерно образование соединений с более высокими степенями окисления, т. к. у этих элементов энергии электронов 6d близки к энергии электронов 5f и в образовании химических связей участвуют 7s-, 6d- и 5f-электроны, общее число которых доходит до 8 (у Pu). Поэтому у Th, Pa, U, Np и Pu наиболее характерные степени окисления равны соответственно +4, +5, +6, +5 и +4. Устойчивость 3-валентного состояния быстро возрастает от U к Am. Для кюрия вообще практически невозможно добиться какого-либо состояния, кроме 3-валентного.

В семействе актиноидов по мере увеличения атомного номера новые электроны появляются не на внешней и даже не на предпоследней электронной оболочке, а еще ближе к ядру, в оболочке 5. Находясь как бы в тылу, они не участвуют в образовании химических связей. Отсюда — химическое сходство актиноидов с родоначальником семейства актинием. Но не все актиноиды так уж актинопоподобны. Для тория, протактиния, урана трехвалентное состояние вовсе не характерно.

Для них типичны иные, высшие валентности. Это противоречие объяснимо. Комбинация из одного, двух, трех электронов на пятой от ядра оболочке энергетически неустойчива. Но по мере насыщения электронами эта оболочка становится все крепче. Одновременно более устойчивым (и более характерным) становится трехвалентное состояние элемента. И вот у кюрия число 5-электронов достигает семи:

Периодическая система элементов

Периоды	Ряды	I группа	II группа	III группа	IV группа	V группа	VI группа	VII группа	VIII группа				
1	1	1 H водород						1 H 1,0079 водород	2 4,0026 He гелий				
2	2	3 Li 6,939 литий	4 Be 9,0122 бериллий	5 10,81 B бор	6 12,01115 C углерод	7 14,0067 N азот	8 15,9994 O кислород	9 18,9984 F фтор	10 20,183 Ne неон				
3	3	11 Na 22,9898 натрий	12 Mg 24,305 магний	13 26,98154 Al алюминий	14 28,086 Si кремний	15 30,97376 P фосфор	16 32,064 S сера	17 35,453 Cl хлор	18 39,948 Ar аргон				
4	4	19 K 39,102 калий	20 Ca 40,08 кальций	21 Sc 44,956 скандий	22 Ti 47,90 титан	23 V 50,942 ванадий	24 Cr 51,996 хром	25 Mn 54,9380 марганец	26 55,847 Fe железо	27 58,9332 Co кобальт	28 58,9332 Ni никель	29 58,9332 Cu медь	30 58,9332 Zn цинк
	5	29 63,54 Cu медь	30 65,37 Zn цинк	31 69,72 Ga галлий	32 72,59 Ge германий	33 74,9216 As мышьяк	34 78,96 Se селен	35 79,909 Br бром	36 83,80 Kr криптон				
5	6	37 Rb 85,467 рубидий	38 Sr 87,62 стронций	39 Y 88,905 иттрий	40 Zr 91,22 цирконий	41 Nb 92,906 ниобий	42 Mo 95,94 молибден	43 Tc 98,9062 технеций	44 101,07 Ru рутений	45 102,905 Rh родий	46 106,42 Pd палладий	47 102,905 Cd кадмий	48 102,905 In индий
	7	47 107,87 Ag серебро	48 112,40 Cd кадмий	49 114,82 In индий	50 118,69 Sn олово	51 121,75 Sb сурьма	52 127,60 Te теллур	53 126,9044 I йод	54 131,30 Xe ксенон				
6	8	55 Cs 132,905 цезий	56 Ba 137,34 барий	57 La 138,91 лантан	72 Hf 178,49 гафний	73 Ta 180,948 тантал	74 W 183,85 вольфрам	75 Re 186,2 рений	76 190,2 Os осмий	77 192,2 Ir иридий	78 195,08 Pt платина	79 196,967 Au золото	80 200,59 Hg ртуть
	9	79 196,967 Au золото	80 200,59 Hg ртуть	81 204,37 Tl таллий	82 207,19 Pb свинец	83 208,980 Bi висмут	84 <210> Po полоний	85 <210> At астат	86 <222> Rn радон				
7	10	87 <223> Fr франций	88 <226> Ra радий	89 <227> Ac актиний	104 <260> Rf резерфордий	105 <261> Db дубний	106 <263> Sg сигборгий	107 <264> Bh борий	108 <269> Hs хассий	109 <268> Mt мейтнерий			
Высшие оксиды		R ₂ O	RO	R ₂ O ₃	RO ₂	R ₂ O ₅	RO ₃	R ₂ O ₇	RO ₄				
Легучие водородные соединения					RH ₄	RH ₃	RH ₂	RH					

лантаноиды

57 La 138,91 лантан	58 Ce 140,12 церий	59 Pr 140,907 празеодим	60 Nd 144,24 неодим	61 Pm <145> прометий	62 Sm 150,35 самарий	63 Eu 151,96 европий	64 157,25 Gd гадолиний	65 Tb 158,924 тербий	66 162,50 Dy диспрозий	67 Ho 164,93 гольмий	68 Er 167,26 эрбий	69 Tm 168,934 тулий	70 Yb 173,04 иттербий	71 Lu 174,97 лютеций
-------------------------------------	------------------------------------	---	-------------------------------------	--------------------------------------	--------------------------------------	--------------------------------------	--	--------------------------------------	--	--------------------------------------	------------------------------------	-------------------------------------	---------------------------------------	--------------------------------------

актиноиды

89 Ac <227> актиний	90 Th 232,038 торий	91 Pa <231> проактиний	92 U 238,03 уран	93 Np <237> нептуний	94 Pu <242> плутоний	95 Am <243> америций	96 Cm <243> курий	97 Bk <249> берклий	98 Cf <249> калфорний	99 Es <254> эйнштейний	100 Fm <255> фермий	101 Md <256> менделевий	102 No <254> нобелий	103 Lr <257> лоуренсий
-------------------------------------	-------------------------------------	--	----------------------------------	--------------------------------------	--------------------------------------	--------------------------------------	-----------------------------------	-------------------------------------	---------------------------------------	--	-------------------------------------	---	--------------------------------------	--

оболочка наполовину застроена (всего она “вмещает” 14 электронов). Эта комбинация электронов чрезвычайно устойчива, именно поэтому можно говорить о кюриии как о самом типичном представителе семейства актиноидов, представителе пребывающем практически всегда в трехвалентном состоянии. (Кстати, у последнего кюрида - элемента № 103 - на 5f-оболочке 14 электронов. Дважды семь!).

Комбинация из семи электронов на 5f-оболочке заманчива и для других атомов. Так, например, атом америция, у которого общее число электронов на один меньше, чем у кюриии, тоже располагает семью 5f-электронами. На этот уровень переходит один из электронов с близлежащей

6f-оболочки. С другой стороны, берклий, у которого восемь 5f-электронов, легко расстается с одним избыточным, окисляясь до четырехвалентного состояния. Электронные перемещения хорошо объясняют противоестественные, казалось бы, валентности многих элементов.

Актиноиды обладают близкими химическими свойствами, разделять их очень трудно, и “игра” на валентностях - основа большинства методов разделения. Действительно, ионные радиусы Cm^{3+} и Am^{3+} почти не отличаются (разница — тысячные доли ангстрема), и химические свойства этих ионов так близки, что разделение элементов № 95 и 96 было бы весьма трудной задачей, если бы нельзя было перевести америций в высшие валентные состояния. Разница в поведении ионов Cm^{3+} и $(\text{AmO}_2)^{2+}$ уже достаточно ощутима. Но для отделения кюрия от трехвалентных лантаноидов (тоже имеющих очень близкие ионные радиусы) этот путь заказан. Именно поэтому чистую гидроокись кюрия (а это было первое чистое соединение элемента - № 96) удалось получить лишь спустя три года после того, как этот элемент был открыт.

Для разделения и очистки актиноидов применяют тонкие химические методы (хроматографию, экстракцию и др.).

Практическое применение нашли главным образом Th, U, Pu, Am и Cm. Нуклиды ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu служат ядерным горючим в атомных реакторах и взрывчатыми веществами в атомных бомбах и снарядах. Некоторые нуклиды актиноидов, испускающие α -частицы (^{238}Pu , ^{242}Cm и др.), используются в источниках тока длительного действия (до 10 лет и более).

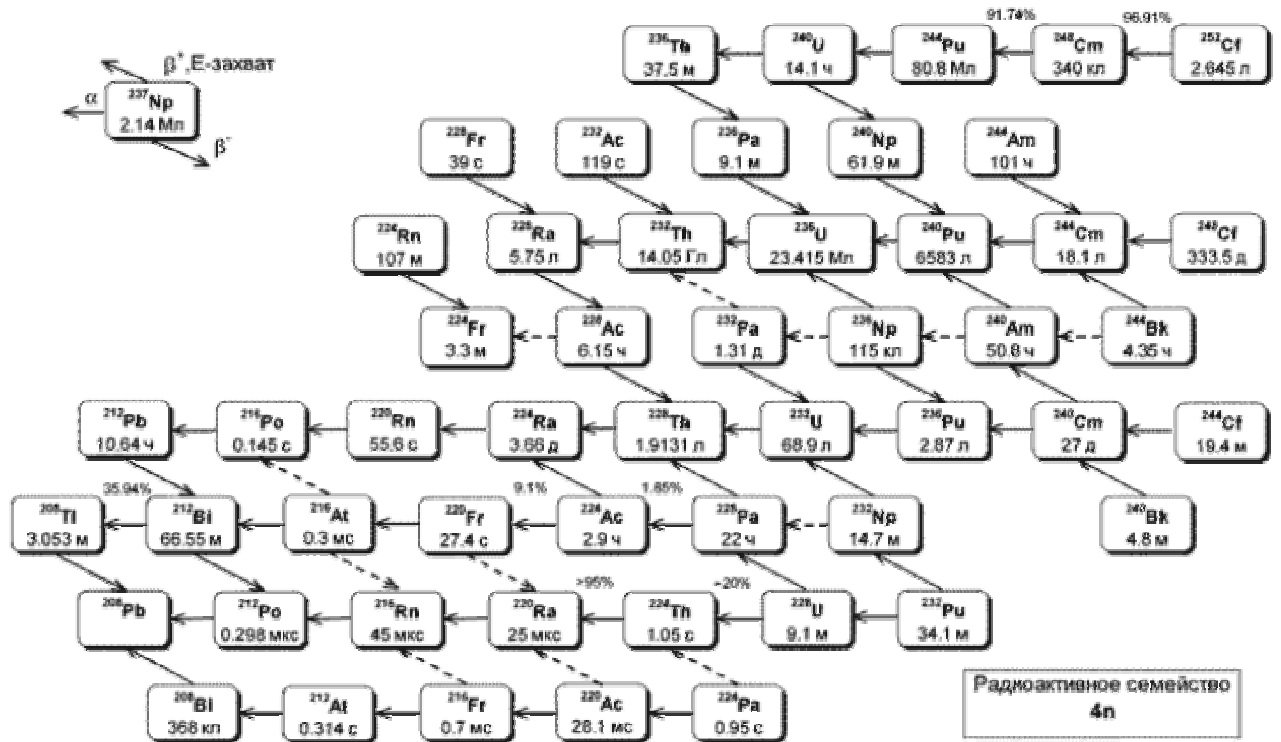


Рис.2 Радиоактивное семейство тория

С точки зрения радиоактивности, многие изотопы актиноидов объединяются в ряды генетически связанных радионуклидов (см., например, Рис.2).

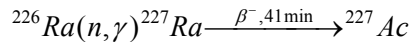
Рассмотрим теперь физические и химические свойства наиболее важных актиноидов.

2. АКТИНИЙ

Актиний не входит в число актиноидов, но исследование его свойств необходимо для понимания поведения следующей за ним группы элементов (так же, как знание свойств лантана помогает понять свойства семейства лантаноидов).

Актиний (от греч. aktis, род. падеж aklinos - луч, сверкание, сияние; лат. Actinium), Ac, - 98-ой элемент III группы периодической системы элементов. Открыт в 1899 французским ученым А. Дебьерном. Радиоактивен. Известно 10 изотопов актиния. Наиболее долгоживущий изотоп - β -радиоактивен (99% β и 1,2% α) ^{227}Ac ($T = 21,773$ года). Изотопы актиния ^{227}Ac и ^{228}Ac (называемый также **мезоторий II**, Ms Th II, $T=6,13$ часа) входят в состав природных радиоактивных рядов.

Содержание актиния в земной коре очень мало ($6.10^{-10}\%$), выделять его из природных руд сложно, поэтому миллиграммовые количества ^{227}Ac получают искусственно, облучая радий нейтронами:



Конфигурация внешних электронных оболочек $6d7s^2$; энергии последовательной ионизации соответственно равны 6,9; 12,06; 20 эВ. Металлический радиус 0,203 нм, радиус иона Ac^{3+} 0,111 нм. Значение электроотрицательности 1,00.

Свободный Ac - серебристо-белый металл с гранцентрированной кубической решеткой, $t_{\text{пл}}$ ок. 1050°C , $t_{\text{кип}}$ ок. 3300°C . Из-за высокой радиоактивности светится в темноте. Очень реакционноспособен; легко окисляется на воздухе и растворяется в соляной и азотной кислотах.

В соединениях проявляет степень окисления +3. В химическом отношении является высшим гомологом лантана, сходство с которым очень велико. Во влажном воздухе актиний легко окисляется с образованием белой окисной пленки, предотвращающей дальнейшее окисление. Температура плавления актиния $1000-1100^\circ\text{C}$, температура кипения - около 3300°C .

Встречается в природе в рудах урана и тория. В тонне урана содержится всего лишь шесть сотысячных долей грамма актиния. Это наиболее богатый источник актиния. Таким образом, чтобы добыть 1 г актиния, необходимо переработать 16000 т урана, т. е. 1000 вагонов.

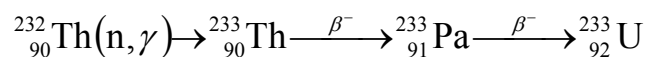
Смесь ^{237}Ac с бериллием используется для изготовления нейтронных источников.

3. ТОРИЙ

В 1828 году, анализируя редкий минерал, найденный в Швеции, Йенс Якоб Берцелиус обнаружил в нем окись нового элемента. Этот элемент был назван торием в честь всемогущего скандинавского божества Тора. Получить чистый металлический торий Берцелиусу не удалось. Чистый препарат тория был получен лишь в 1882 году другим шведским химиком - первооткрывателем скандия - Ларсом Нильсоном. Радиоактивность тория открыта в 1898 году независимо друг от друга одновременно Марией Склодовской-Кюри и Гербертом Шмидтом.

Торий, Th, - химический элемент III группы периодической системы, первый член группы актинидов; п.н. 90, ат.в. 232.038. Торий – природный радиоактивный элемент, родоначальник семейства тория (**Рис.2**). Радиоактивен. Известны 12 изотопов, однако природный торий практически состоит из одного изотопа ^{232}Th ($T_{1/2}=1,4 \cdot 10^{10}$ лет, α -распад). Его удельная радиоактивность 0.109 микрокюри/г. Распад тория приводит к образованию радиоактивного газа – торона (радон-220), который представляет опасность при вдыхании. С ^{232}Th в равновесии находится в незначительном количестве ^{238}Th ($T_{1/2}=1,91$ лет). Четыре изотопа тория образуются в процессах распада ^{238}U и ^{235}U . Это ^{227}Th (период полураспада 18.72 дней), ^{230}Th (75.380 лет), ^{231}Th (1.063 дня) и ^{234}Th (24.1 дня). Для практических применений, единственными изотопами, присутствующими в заметных количествах в очищенном тории - ^{228}Th и ^{230}Th , т.к. остальные имеют очень короткий период полураспада, и ^{228}Th распадается после нескольких лет хранения. Искусственные изотопы тория большей частью короткоживущие; из них большой период полураспада имеет только ^{229}Th ($T_{1/2}=7340$ лет), принадлежащий к искусственному радиоактивному семейству нептуния.

Как и всякий четно-четный изотоп (четное число протонов и нейтронов), торий-232 не способен делиться тепловыми нейтронами. Тем не менее торий является источником вторичного ядерного горючего (^{233}U), получаемого по ядерной реакции на тепловых нейтронах:



^{233}U - отличное ядерное горючее, поддерживающее цепное деление и имеющее некоторое преимущество перед ^{235}U : при делении его ядра выделяется больше нейтронов. Каждый нейтрон, поглощенный ядром ^{239}Pu или ^{235}U , дает 2.03 - 2.08 новых нейтронов, а ^{233}U - намного больше - 2.37.

С точки зрения ядерной индустрии, преимущество тория перед ураном заключается в высокой температуре плавления и отсутствии фазовых превращений до 1400°C . ^{233}U отличается высоким значением коэффициента воспроизводства тепловых нейтронов, обеспечивающим высокую степень их использования в ядерных реакторах. К недостаткам тория относится необходимость добавления к нему делящихся материалов для осуществления ядерной реакции.

Применение тория в качестве ядерного горючего затруднено прежде всего тем, что в побочных реакциях образуются изотопы с высокой активностью. Главный из таких загрязнителей ^{232}U - α - и γ -излучатель с периодом полураспада 73.6 года. Его использованию препятствует и то

обстоятельство, что торий дороже урана поскольку уран легче выделить из смеси с другими элементами. Некоторые урановые минералы (уранит, урановая смолка) - это простые окислы урана. У тория таких простых минералов (имеющих промышленное значение) нет. А попутное выделение из редкоземельных минералов осложнено сходством тория с элементами семейства лантана.

Главная проблема получения делящегося материала из тория состоит в том, что он изначально не присутствует в реальном реакторном топливе, в отличие от ^{238}U . Для использования ториевого воспроизводства высокообогащенный делящийся материал (^{235}U , ^{233}U , ^{239}Pu) должен использоваться в качестве топлива реактора с включениями тория только для возможности воспроизводства (т.е. не происходит или происходит незначительное выделение энергии, хотя сгорание ^{233}U , полученного на месте, может внести вклад в выделение энергии). С другой стороны, тепловые брідерные реакторы (на медленных нейтронах) способны использовать ^{233}U /торий цикл воспроизводства, особенно если в качестве замедлителя использовать тяжелую воду.

Содержание тория в земной коре $8 \cdot 10^{-4}$ вес.%, примерно столько же, сколько свинца. В природных соединениях торий связан с ураном, редкоземельными элементами и цирконием. Основными промышленными минералами тория являются монацит $(\text{Ce, La, Th} \dots)\text{PO}_4$, торит ThSiO_4 и торианит $(\text{Th, U})\text{O}_2$. Торит очень богат торием, но редок, так же как и другой богатый ториевый минерал - торианит $(\text{Th, U})\text{O}_2$, содержащий от 45 до 93% ThO_2 . Важный минерал тория - монацитовый песок. В общем виде его формулу записываю в виде $(\text{Ce, Th})\text{PO}_4$, но он содержит кроме церия еще лантан, празеодим, неодим и другие редкие земли, а также - уран. Тория в монаците - от 2.5 до 12%. Богатые монацитовые россыпи есть в Бразилии, Индии, США, Австралии, Малайзии. Известны и жильные месторождения этого минерала - на юге Африки.

Торий – серебристо-белый блестящий металл, стойкий к окислению в чистом виде, но обычно медленно тускнеющий до темного цвета с течением времени. До 1400°C устойчива кубическая гранцентрированная решетка, выше этой температуры кубическая объема центрированная. Торий медленно разрушается водой, но плохо растворяется в основных кислотах, за исключением соляной. Он малорастворим в серной и азотной кислотах. Порошок металлического тория пирофорен, поэтому обращаться с ним нужно с осторожностью. При нагреве в воздухе он загорается и горит ярким белым светом. Чистый торий - мягкий, очень гибкий и ковкий, с ним можно работать непосредственно (холодный прокат, горячая штамповка и т.п.), однако его протяжка затруднительна из-за низкого предела прочности на разрыв. Содержание оксида сильно затрагивает механические свойства тория; даже чистые образцы тория обычно содержат несколько десятых процента оксида тория. При сильном нагреве он взаимодействует с галогенами, серой и азотом.

Основные свойства тория: плотность: 11.724 г/см^3 ; температура плавления: 1750°C ; температура кипения: 4790°C

Торий по внешнему виду и температуре плавления напоминает платину, по удельному весу и твердости - свинец. В химическом отношении у тория много сходства с церием, а по структуре электронной оболочки атома - это равноправный член семейства актиноидов. Электронная конфигурация атома тория $6d^2 7s^2$ или $5f 6d 7s^2$. энергия ионизации (эВ): $\text{Th}^0 \rightarrow \text{Th}^+ \rightarrow \text{Th}^{2+} \rightarrow \text{Th}^{3+} \rightarrow \text{Th}^{4+}$ соответственно равны 6,95; 11,5; 20,0 и 28,7.

Хотя торий относится к семейству актинидов, по некоторым свойствам он близок также ко второй подгруппе IV группы периодической системы – Ti, Zr, Hf. Сходство тория с редкоземельными элементами связано с близостью величин их ионных радиусов, которые для всех этих элементов находятся в пределах 0.99 - 1.22 А. В соединениях ионного или ковалентного типа торий почти исключительно четырехвалентен. При образовании полуметаллической связи (например, в сульфидах, карбидах и др.) наблюдаются иногда значительные отклонения от нормальной валентности. Торий примерно так же отрицателен, как Mg. Химические свойства тория определяются большими размерами его атома и ионов, высоким зарядом 4-валентного иона и небольшой суммой ионизационных потенциалов. Ион Th^{4+} отличается сильной склонностью к гидролизу и образованию комплексных соединений.

ThO_2 – основной оксид тория. Прокаленная ThO_2 почти не растворяется в растворах кислот и щелочей; процесс растворения в азотной кислоте резко ускоряется при добавлении незначительных количеств ионов фтора. Окись тория является довольно тугоплавкой субстанцией -

ее температура плавления 3300°C - самая высокая из всех оксидов и выше большинства других материалов, за несколькими исключениями. Это свойство когда-то рассматривалось для основного коммерческого использования тория как огнеупорной керамики - в основном в керамических деталях, огнеупорных литевых формах и тиглях. Но, выдерживая высочайшие температуры, окись тория частично растворяется во многих жидких металлах и загрязняет их. Самое широкое применение окиси было в производстве газокалильных сеток для газовых фонарей.

При взаимодействии растворов солей тория со щелочами или аммиаком выделяется осадок гидроокиси $\text{Th}(\text{OH})_4$, причем осаждение начинается при pH 3,5-3,6, в то время как гидроокиси 3-валентных редкоземельных элементов осаждаются при pH 7 - 8, что используется в технике для грубого разделения тория и редких земель. Гидроокись тория отличается основным характером. Гидроокись тория отличается основным характером – растворяется в разбавленных кислотах и не растворяется в щелочах; легко растворима в растворах некоторых солей, например, карбонатов щелочных металлов, оксалатов аммония и др. с образованием комплексных соединений. При нагревании до 470° и выше $\text{Th}(\text{OH})_4$ теряет воду и превращается в ThO_2 .

Качественно и полуколичественно торий можно определять методами оптического спектрального рентгеноспектрального анализа. Чувствительность рентгеноспектрального определения тория достигает 0,1%. Радиохимическое определение тория в случае равновесия с его продуктами распада возможно по накоплению торона. Используется также радиометрический метод определения тория по α -излучению продуктов распада.

Отделение тория от большинства элементов, кроме Y, Sc и лантаноидов, производится в виде оксалата. Широко распространено осаждение тория иодатом калия: при этом соосаждаются Sc, Ti и Zr, а также 4-валентные Ce и U. При предварительном введении перекиси водорода Ce восстанавливается до 3-валентного, а U окисляется до 6-валентного, что предотвращает их осаждения. Для отделения тория применяется также ряд органических реагентов – себациновая, фениларсоновая, и м-нитробензойная кислоты. Для отделения тория от редких земель и урана используются также методы экстракции трибутилфосфатом из азотнокислых растворов и ионного обмена.

При весовом определении тория чаще всего используется осаждение щавелевой кислотой с прокаливанием оксалата до двуокиси или же осаждение и непосредственное взвешивание двойного иодата тория и калия. Из объемных методов применяют комплексометрическое титрование в присутствии ряда индикаторов. В основу колориметрических методов положены реакции образования окрашенных соединений тория с органическими реагентами, чаще всего с ТОРОНОМ (красно-фиолетового цвета) и арсеназо III (сине-красного цвета).

Сейчас торий используется для легирования некоторых сплавов. Торий заметно повышает прочность и жаростойкость сплавов на железной, никелевой, кобальтовой, медной, магниевой или алюминиевой основе. Большое значение имеют многокомпонентные сплавы на магниевой основе, содержащие торий, а также Zn, Zr, и Mn; сплавы отличаются небольшим удельным весом, хорошей прочностью, высокой стойкостью при повышенных температурах. Эти сплавы применяют для деталей реактивных двигателей, управляемых снарядов, электронной и радарной аппаратуры.

Торий применяется как катализатор - в процессах органического синтеза, крекинга нефти, при синтезе жидкого топлива из каменного угля, гидрирования углеводородов, а так же в реакциях окисления NH_3 до HNO_3 и SO_2 до SO_3 .

В связи со сравнительно малой работой выхода электрона и высокой электронной эмиссией торий применяют как электродный материал для некоторых типов электронных ламп. Торий используется так же как геттер в электронной промышленности. Важнейшей областью применения тория является ядерная техника. В ряде стран построены атомные реакторы в которых в качестве топлива используется металлический торий, карбид тория, Th_3Bi_5 и др., часто в смеси с ураном и его соединениями

4. ПРОТАКТИНИЙ

Протактиний, Pa, 91й элемент периодической системы, атомный вес 231,03588. Предсказан Д.И.Менделеевым (экатантал). Протактиний почти одновременно обнаружили О.Ган и Л.Майтнер в Германии и Ф.Содди и Дж.Крэнстон в Англии (1917). К.Фаянс и Геринг (1913), выделили из

продуктов распада урана короткоживущий изотоп ^{234}Pa (UX2). В 1921 г., протактиний-234 вошел в историю науки. При его детальном изучении Отто Ган открыл явление ядерной изомерии. Суть этого явления состоит в том, что некоторые радиоактивные ядра способны распадаться двояко – разными способами или с разными периодами полураспада. У ^{234}Pa большинство ядер, испуская бета-частицы ($T=1,17$ минуты), сразу же превращается в уран-234. Однако одно ядро из тысячи (точнее, 13 из 10000) избирает другой путь. Испустив гамма-квант, оно превращается в новое ядро, тоже β -активное, но отличающееся от прочих ядер ^{234}Pa более низким уровнем энергии. Такое ядро более стабильно, и у этой разновидности ^{234}Pa $T=6,7$ часа.

Радиоактивен. Всего известно 12 изотопов. Наиболее устойчивый изотоп ^{231}Pa ($T=32500$ лет) входит в радиоактивный ряд урана-235. В равновесии с 1 природного урана находится $3,7 \cdot 10^{-7}$ г протактиния. Назван от греческого *protos* – первый и *актиний* (^{227}Ac образуется при α -распаде ^{231}Pa). Распространенность в земной коре – $1 \cdot 10^{-10}\%$.

Структура электронной оболочки атома протактиния $5f26d7s2$ или $5f6d^27s^2$. Светло-серый ковкий металл, плотность 15,37, температура плавления 1570°C . Имеет тетрагональную структуру. На воздухе быстро покрывается защитной пленкой окиси. Pa_2O_5 – самое устойчивое и, пожалуй, наиболее изученное из соединений элемента №91. Этот окисел белого цвета хорошо растворяется в плавиковой кислоте, но не растворяется в азотной и соляной.

В своих соединениях протактиний проявляет валентность +3, +4, +5. Существование 3-валентного протактиния в растворах не доказано. По своим химическим свойствам протактиний является аналогом, с одной стороны, Ta и Nb, а с другой Ti Zr и лантанидов. До сих пор известно немного соединений протактиния, состав которых установлен точно. Тому есть причины, и главная из них – склонность очень многих соединений элемента №91 к гидролизу. В водной среде они существуют в самых разнообразных формах – ионных, коллоидных, полимерных. Форма нахождения протактиния в растворе зависит не только от начального состава раствора, но и от того, каким способом и как давно этот раствор приготовлен. Нередко протактиний вообще исчезает из раствора: многие его соединения сорбируются стенками стеклянных сосудов.

Не случайно этот элемент считается одним из самых трудных для исследования.

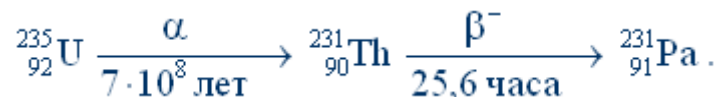
Протактиний, если можно так выразиться, самый неактиноидный актиноид.

Протактиний весьма плохо следует правилам, принятым в актиноидном семействе. Если для большинства этих элементов наиболее характерна валентность 3+, то протактиний чаще всего пятивалентен, а в трехвалентном состоянии до сих пор не получен. Известны, правда, соединения четырехвалентного протактиния, которые получают с помощью восстановителей в атмосфере водорода или инертного газа. Эти соединения подобны аналогичным соединениям некоторых лантаноидов и актиноидов в четырехвалентном состоянии. Этот факт оправдывает размещение элемента №91 во втором «интерпериодическом узле» менделеевской таблицы.

Замечание. Двойственность химического поведения протактиния: то он ведет себя как типичный *d*-элемент, подобный ниобию и танталу, то как актиноид – нашла объяснение. Разница энергий у электронов *5f*- и *6d*-уровней в его атомах очень мала – меньше, чем у других актиноидов (исключая торий). Электроны этих слоев могут легко переходить с одного уровня на другой, меняя электронную конфигурацию атома и, следовательно, химические свойства элемента.

Порожденный ураном

По сравнению с возрастом Земли – $4,5 \cdot 10^9$ лет – время жизни любого изотопа протактиния очень мало. Первичный протактиний, образовавшийся в период формирования нашей планеты, уже давно распался. Тем не менее протактиний в природе есть. Его очень немного, порядка $10^{-10}\%$. Этот протактиний (изотоп ^{231}Pa) порожден распадом урана-235 по схеме:



Этот процесс идет постоянно, поэтому протактиний-231 постоянно присутствует во всех рудах, содержащих уран. Но поскольку продолжительность жизни протактиния-231 в 22000 раз меньше, чем урана-235, у цифр, отражающих содержание этих изотопов в земной коре, та же пропорция. Доля порождающего протактиний урана-235 в природной смеси изотопов этого элемента всего 0,7%. Поэтому протактиний принадлежит к числу наименее распространенных на Земле элементов. В этом расчете, разумеется, не учтен другой природный изотоп протактиния с массовым числом 234 – бывший бревий. Но на точности расчета это обстоятельство никак не отразилось: слишком уж мало время жизни этого изотопа. Заметим только, что и он – продукт распада ядер урана.

Кроме этих двух изотопов протактиния, сейчас известны еще 11 с массовыми числами от 224 до 237 и периодами полураспада от нескольких секунд до нескольких дней. Все они образуются искусственным путем в

цепочках радиоактивных распадов, идущих при облучении урана-238 и тория-232 протонами, дейтронами или альфа-частицами.

Об источниках протактиния

Существуют источники протактиния реальные, но бесперспективные и перспективные, но еще нереальные. Отсюда должно быть ясно, почему протактиний до сих пор не нашел практического применения. Исключительная труднодоступность (радия в урановой руде больше, чем протактиния), недостаточная изученность, отсутствие (по сегодняшним критериям) каких-либо выдающихся свойств... И в довершение всего – токсичность, примерно в 250 миллионов раз превышающая токсичность синильной кислоты (последняя цифра выведена из сравнения допустимых концентраций содержания этих веществ в воздухе).

В 1955 во всех химических лабораториях мира было три грамма протактиния. Позже его стали получать больше, но не из урановых руд, а из так называемых эфирных шламов, выпадавших при экстракции урана эфиром из азотнокислых растворов. Только на одном из английских урановых заводов (до того, как он перешел на другую технологию извлечения урана) скопилось 60 т такого шлама, значительно более богатого протактинием, чем любая урановая руда. Но и этот протактиний был баснословно дорог: его себестоимость составляла примерно 3 тыс. долларов за грамм. А поскольку в урановой промышленности всего мира наблюдается устойчивая тенденция к переработке и использованию бедных руд, природные источники протактиния практически бесперспективны.

Но тут естественно возникает вопрос: стоит ли говорить о перспективности (или бесперспективности) протактиниевого сырья? Чего ради получать этот капризный, токсичный, бесполезный элемент?

Прежде всего ради науки: изучение протактиния продолжается, и это не чья-то прихоть. Несколько лет назад был предложен и развит метод датирования океанических осадков по соотношению в них протактиния-231 и тория-230 (иония); этот метод дал ценные для науки результаты. Уже поэтому протактинием стоит заниматься. И потом... Торий тоже был «безработным» элементом, и германий тоже, и многие другие элементы.

А еще протактиний стоит изучать ради будущего. Известно, что из протактиния-231 сравнительно несложно (при облучении нейтронами) получить искусственный изотоп урана с массовым числом 232. Элемент, порожденный ураном, сам порождает уран. А уран-232 – перспективный альфа-излучатель, способный конкурировать с плутонием-238 и полонием-210, используемыми в земной и космической технике в качестве автономных источников энергии. Подсчитано, что удельное энерговыделение урана-232 примерно в девять раз больше, чем у плутония-238, а периоды полураспада этих изотопов близки. Уже поэтому нельзя считать бесперспективным протактиний, ибо простейший путь к урану-232 лежит через протактиний-231.

Искусственным путем протактиний-231 можно получать в количествах, значительно больших, чем добывалось и добывается его из урана. «Сырье» для этого есть – изотопы тория с массовыми числами 230 и 232. Вероятнее всего, протактиний-231 будут получать в энергетических реакторах с ториевым циклом как побочный продукт при производстве одного из ядерных горючих – урана-233. Полагают, что такие реакторы будут играть важную роль в энергетике близкого будущего.

Протактиний добывают из урановой руды.

5. УРАН

Уран, U, элемент с порядковым номером 92, самый тяжелый из встречающихся в природе. Использовался он еще в начале нашей эры, осколки керамики с желтой глазурью (содержащие более 1% оксида урана) находились среди развалин Помпеи и Геркуланума. Уран был открыт в 1789 году в урановой смолке немецким химиком М. Г. Клапротом, назвавшего его в честь планеты уран, открытой в 1781. Впервые получил металлический уран французский химик Ю. Пелиго в 1841, восстановив безводный тетрахлорид урана калием. В 1896 году А. Беккерель открыл явление радиоактивности урана случайным засвечиванием фотопластинок ионизирующим излучением от оказавшегося поблизости кусочка соли урана.

Уран – химический элемент группы актинидов периодической системы. $Z=92$, $A=238.03$. Назван в честь планеты Уран. В природном уране три радиоактивных изотопа: ^{238}U (99,2739%, $T=4.47 \cdot 10^9$ лет), ^{235}U (0.7205%, $T=7 \cdot 10^9$ лет) и ^{234}U (0.0056%, $T=2.48 \cdot 10^5$ лет). Чрезвычайно важным свойством некоторых изотопов урана является их способность к делению при захвате нейтронов. В качестве ядерного топлива используют изотопы ^{235}U и ^{233}U , способные поддерживать цепную реакцию деления. ^{235}U – единственный природный изотоп, способный к делению при облучении как медленными (тепловыми), так и быстрыми нейтронами.

Среднее содержание урана в земной коре $3 \cdot 10^{-4}$ вес.%, что отвечает общему количеству урана $1.3 \cdot 10^{14}$ т. Урановые минералы образуются на всех стадиях эндогенного минералообразования. Минералы подразделяются на соединения 4-валентного и 6 – валентного урана (соли уранила). Минералы группы оксидов представлены уранинитом, браннеритом и давидитом. Уранинит UO_2 и настуран (или урановая смолка) U_3O_8 – одна минеральная фаза переменного состава UO_x , где x изменяется от 2 до 2.6. Цвет минералов черный.

Уран очень тяжелый, серебристо-белый глянцеватый металл. В чистом виде он немного мягче стали, ковкий, гибкий, обладает небольшими парамагнитными свойствами. Уран имеет три

аллотропные формы: альфа (призматическая, стабильна до 667.7°C), бета (четырёхугольная, стабильна от 667.7 до 774.8°C), гамма (с объёмно центрированной кубической структурой, существующей от 774.8°C до точки плавления), в которых уран наиболее податлив и удобен для обработки. Альфа-фаза - очень примечательный тип призматической структуры, состоящей из волнистых слоев атомов в чрезвычайно асимметричной призматической решетке. Такая анизотропная структура затрудняет сплав урана с другими металлами. Только молибден и ниобий могут создавать с ураном твердофазные сплавы. Всё же металлический уран может вступать во взаимодействие со многими сплавами, образуя интерметаллические соединения.

Основные физические свойства урана: температура плавления 1132.2°C; температура кипения 3818°C; плотность 19.12; удельная теплоемкость 6.65 кал/моль/°C (25°C); прочность на разрыв 450 МПа. Существенное влияние на физико-механические свойства урана оказывает облучение нейтронами, вызывающее увеличение размеров, изменение формы, а также резкое ухудшение механических свойств (ползучесть, охрупчивание) урановых блоков (ТВЭЛов) в процессе работы ядерного реактора. Увеличение объема обусловлено накоплением в уране при делении примесей элементов с меньшей плотностью (перевод 1% урана в осколочные элементы увеличивает объем на 3.4%).

Химически уран очень активный металл. Быстро окисляясь на воздухе, он покрывается радужной пленкой оксида. Мелкий порошок урана самовоспламеняется на воздухе, он загорается при температуре 150-175 °C, образуя U_3O_8 . При 1000 °C уран соединяется с азотом, образуя желтый нитрид урана. Вода способна разъедать металл, медленно при низкой температуре, и быстро при высокой. Уран растворяется в соляной, азотной и других кислотах, образуя четырехвалентные соли, зато не взаимодействует с щелочами. Уран вытесняет водород из неорганических кислот и солевых растворов таких металлов как ртуть, серебро, медь, олово, платина и золото. При сильном встряхивании металлические частицы урана начинают светиться.

Конфигурация внешних электронов атома урана в основном состоянии $5f^36d7s^2$. Энергия ионизации $U^0 \rightarrow U^+$ равна 6,08 эв.

Особенности структуры электронных оболочек атома урана (наличие 5f-электронов) и некоторые его физико-химические свойства служат основанием для отнесения урана к переходному ряду актиноидов. Однако несомненна также химическая аналогия урана с элементами шестой побочной группы периодической системы (Cr, Mo, W). Уран отличается высокой химической активностью и реагирует со всеми элементами за исключением благородных газов. Уран образует соединения с валентностью 2, 3, 4, 5 и 6. Наиболее устойчивы как в твердом состоянии, так и в растворах соединения 4- и 6-валентного урана. Шестивалентные соединения включают в себя триоксид уранила UO_3 и уранилхлорид урана UO_2Cl_2 . Тетрахлорид урана UCl_4 и диоксид урана UO_2 - примеры четырехвалентного урана. Вещества, содержащие четырехвалентный уран обычно нестабильны и обращаются в шестивалентные при длительном пребывании на воздухе. Ураниловые соли, такие как уранилхлорид распадаются в присутствии яркого света или органики.

В системе уран-кислород установлены шесть окислов: UO , UO_2 , U_4O_9 , U_3O_8 , UO_3 . Для них характерна широкая область гомогенности. UO_2 - основной окисел, тогда как UO_3 - амфотерна. UO_3 - взаимодействует с водой с образованием ряда гидратов, из них важнейшие - диурановая кислота $H_2U_2O_7$ и урановая кислота H_2UO_4 . Со щелочами UO_3 образует соли этих кислот - уранаты. При растворении UO_3 в кислотах образуются соли двухзарядного катиона уранила UO_2^{2+} . С фтором уран реагирует при комнатной температуре. Стабильность высших галогенидов падает от фторидов к иодидам. UF_6 (температура сублимации 56.5°C), используется для разделения урана, UF_4 (т.пл. 1030°C), служит исходным соединением для производства урана.

В нейтральных и кислых растворах 6-валентный уран существует в виде UO_2^{2+} - иона уранила, окрашенного в желтый цвет. К хорошо растворимым солям уранила относятся нитрат $UO_2(NO_3)_2$, сульфат UO_2SO_4 , хлорид UO_2Cl_2 , фторид UO_2F_2 , ацетат $UO_2(CH_3COO)_2$. Эти соли выделяются из растворов в виде кристаллогидратов с различным числом молекул воды. Среди малорастворимых солей уранила, имеющих значение в технологии, следует назвать оксалат $UO_2C_2O_4$, фосфаты UO_2HPO_4 и $UO_2P_2O_4$, уранилфосфат аммония $UO_2NH_4PO_4$, уранилванадат натрия $NaUO_2VO_4$, ферроцианид $(UO_2)_2[Fe(CN)_6]$. Для иона уранила характерна склонность к

образованию комплексных соединений. Так известны комплексы с ионами фтора типа $[\text{UO}_2\text{F}_3]^-$, $[\text{UO}_2\text{F}_5]^{3-}$, $[\text{UO}_2\text{F}_6]^{4-}$; нитратные комплексы $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_3]^-$ и $[\text{UO}_2(\text{NO}_3)_4]^{2-}$; сернокислые комплексы $[\text{UO}_2(\text{SO}_4)_2]^{2-}$ и $[\text{UO}_2(\text{SO}_4)_3]^{4-}$; карбонатные комплексы $[\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3]^{4-}$ и $[\text{UO}_2(\text{CO}_3)_2(\text{H}_2\text{O})_2]^{2-}$ и др. Известно большое число комплексных соединений уранила с жирными и ароматическими кислотами и рядом других классов органических соединений. При действии щелочей на растворы солей уранила выделяются труднорастворимые осадки диуранатов типа $\text{Me}_2\text{U}_2\text{O}_7$ (моноуранаты Me_2UO_4 не выделяются из растворов, они получаютсся сплавлением окислов урана с щелочами). Известны полиуранаты, состав которых может быть выражен формулой $\text{Me}_2\text{U}_n\text{O}_{3n+1}$ (например, $\text{Na}_2\text{U}_6\text{O}_{19}$).

Шестивалентный уран восстанавливается в кислых растворах до U^{4+} железом, цинком, алюминием, гидросульфитом натрия, амальгамой натрия (восстановление невозможно ни SO_2 , ни H_2S). Растворы окрашены в зеленый цвет. Щелочи осаждают из них гидроокись $\text{UO}_2(\text{OH})_2$, плавиковая кислота – фторид $\text{UF}_4 \cdot 2,5\text{H}_2\text{O}$, щавелевая кислота – оксалат $\text{U}(\text{C}_2\text{O}_4)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$. склонность к комплексообразованию у иона U^{4+} меньше, чем у ионов уранила.

Для качественного обнаружения урана применяют методы химического, люминисцентного, радиометрического и спектрального анализов. Химические методы преимущественно основаны на образовании окрашенных соединений (например, красно-бурая окраска соединения с ферроцианидом, желтая – с перекисью водорода, голубая – реактивом арсеназо). Весьма чувствительный люминисцентный метод основан на способности многих соединений урана под действием УФ-лучей давать желтовато-зеленоватое свечение. При количественном определении урана применяют для его отделения от других элементов осаждение малорастворимых соединений (диуранатов аммония или натрия, пероксида, осаждение органических комплексов с оксихинолином, купферроном и др.); экстракцию органическими растворителями; хроматографию; электролиз водных и неводных растворов.

Количественное определение урана производится различными методами. Важнейшие из них: объемные методы, состоящие в восстановлении U(VI) до U(IV) с последующим титрованием растворами окислителей; весовые методы – осаждение уранатов, пероксида, купферранатов U(IV) , оксихинолята, оксалата и т.п. с последующей их прокалкой при $900 - 1000^\circ$ и взвешиванием U_3O_8 ; полярографические методы в растворе нитрата позволяют определить $10^{-7} - 10^{-9}$ г урана; многочисленные колориметрические методы (например, с H_2O_2 в щелочной среде, с реактивом арсеназо в присутствии ЭДТА, с дибензоилметаном, в виде роданидного комплекса и др.); люминесцентный метод, позволяющий определить при сплавлении с NaF до 10^{-11} г урана.

Уран служит основным горючим в ядерных реакторах. В реакторах часто используют металлический уран, легированный и нелегированный. Однако в некоторых типах реакторов применяют горючее в форме твердых соединений (например, UO_2), а также водных соединений урана или жидкого сплава урана с другим металлом. Соли урана находят применение в фотографии, стеклоделии (окраска стекла в желто-зеленый цвет), производстве пигментов для высокотемпературных глазурей.

Уран имеет 14 изотопов, при этом только три из них встречаются в природе. Примерный изотопный состав природного урана приведен в **Табл.1**.

Табл.1 Изотопный состав природного урана

Изотоп	Массовый %	Атомный %	Период полураспада
U-234	0.0054%	0.0055%	247 тыс. лет (альфа-распад)
U-235	0.7110%	0.7202%	710 млн. лет (альфа-распад)
U-238	99.2836%	99.2742%	4.51 млрд. лет (альфа-распад)

Хотя содержание изотопа ^{235}U в общем постоянно, могут иметься некоторые колебания его количества, в следствии обеднения руды из-за реакций деления, имевших место, когда концентрация ^{235}U была много выше, чем сегодня. Самый известный такой природный "реактор", возрастом 1.9 миллиарда лет, обнаружен в 1972 году в шахте Окло в Габоне. Когда этот реактор действовал, в природном уране содержалось 3% ^{235}U , столько же, сколько и в современном топливе для атомных электростанций. Теперь ядро шахты выгорело и обеднено, содержит лишь 0.44% ^{235}U . Естественные реакторы в Окло и другие, открытые поблизости, являются единственными в своем роде до сих пор.

Минералы – уранинит, урановые слюдки. Содержание ^{234}U в руде незначительно. В отличие от ^{235}U и ^{238}U , из-за своей короткой жизни, этот изотоп образуется вследствие распада атомов ^{238}U : $^{238}\text{U} \rightarrow$ (4.51 миллиарда лет, α -распад) \rightarrow $^{234}\text{Th} \rightarrow$ (24.1 дней, β -распад) \rightarrow $^{234}\text{Pa} \rightarrow$ (6.75 часов, β -распад) \rightarrow ^{234}U Обычно ^{234}U существует в равновесии с ^{238}U , распадаясь и образуясь с одинаковой скоростью. Однако распадающиеся атомы ^{238}U существуют некоторое время в виде тория и протактиния, поэтому могут химически или физически отделиться от руды (выщелачиваться подземными водами). Поскольку ^{234}U обладает относительно коротким временем полураспада, весь этот изотоп, находящийся в руде, образовался в последние несколько миллионов лет. Примерно половину радиоактивности природного урана составляет вклад ^{234}U .

^{236}U обладает периодом полураспада 23.9 миллиона лет и не встречается в природе в значительных количествах. Он накапливается, если уран облучается нейтронами в реакторах, и потому используется как "сигнализатор" отработанного уранового ядерного топлива.

Удельная радиоактивность природного урана 0.67 микрокюри/г (разделяется практически пополам между ^{234}U и ^{238}U , ^{235}U вносит маленький вклад). Природный уран достаточно радиоактивен для засвечивания фотопластины за время около часа.

Отдельные изотопы урана.

U-235.

В природном уране только один, относительно редкий, изотоп подходит для изготовления ядра атомной бомбы или поддержания реакции в энергетическом реакторе. Степень обогащения по ^{235}U в ядерном топливе для АЭС колеблется в пределах 2-4.5%, для оружейного использования - минимум 80%, а более предпочтительно 90%. В США ^{235}U оружейного качества обогащен до 93.5% (промышленность способна выдать 97.65%). – Такой уран используется в реакторах для военно-морского флота.

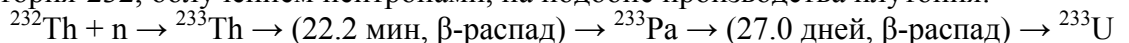
Будучи еще более легким, ^{234}U пропорционально обогащается даже еще в большей степени, чем ^{235}U во всех процессах разделения, основанных на разнице в массах. Высокообогащенный ^{235}U обычно содержит 1.5-2.0% ^{234}U . Интенсивность спонтанного деления ^{235}U 0.16 делений/с*кг. Чистая 60-килограммовая масса ^{235}U производит всего 9.6 делений/с, делая достаточно простой для изготовления пушечную схему. ^{238}U создает в 35 раз больше нейтронов на килограмм, так что даже маленький процент этого изотопа поднимает этот показатель в несколько раз. ^{234}U создает в 22 раза больше нейтронов и имеет похожее с ^{238}U нежелательное действие. Удельная активность ^{235}U всего 2.1 микрокюри/г; загрязнение его 0.8% ^{234}U поднимают ее до 51 микрокюри/г.

U-238

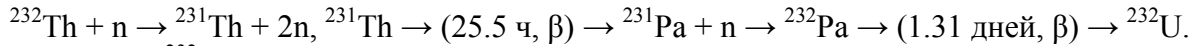
Хотя уран-238 не может быть использован как первичный делящийся материал, из-за высокой энергии нейтронов, необходимых для его деления, он занимает важное место в ядерной отрасли. Имея высокую плотность и атомный вес, ^{238}U пригоден для изготовления из него оболочек заряда/рефлектора в устройствах синтеза и деления. Тот факт, что он делится быстрыми нейтронами, увеличивает энерговыход заряда: косвенно, размножением отраженных нейтронов; непосредственно при делении ядер оболочки быстрыми нейтронами (при синтезе). Примерно 40% нейтронов, образованных при делении и все нейтроны синтеза обладают достаточными для деления ^{238}U энергиями. ^{238}U имеет интенсивность спонтанного деления в 35 раз более высокую, чем ^{235}U , 5.51 делений/с*кг. Это делает невозможным применение его в качестве оболочки заряда/рефлектора в пушечных бомбах, ибо подходящая его масса (200-300 кг) создаст слишком высокий нейтронный фон. Чистый ^{238}U имеет удельную радиоактивность 0.333 микрокюри/г. Важная область применения этого изотопа урана - производство ^{239}Pu . Плутоний образуется в ходе нескольких реакций, начинающихся после захвата атомом ^{238}U нейтрона. Любое реакторное топливо, содержащее природный или частично обогащенный по 235-му изотопу уран, после окончания топливного цикла содержит в себе определенную долю плутония.

U-233 и U-232.

Изотоп уран-233 с периодом полураспада 162000 лет не встречается в природе. Его можно получить из тория-232, облучением нейтронами, на подобие производства плутония:



Наряду с этой, может протекать двухстадийная побочная реакция, венчающаяся образованием ^{232}U :



Наработка ^{232}U в ходе этой реакции зависит от присутствия в значительных количествах быстрых нейтронов, ибо сечение первой реакции этого цикла слишком мало для тепловых скоростей. Если в исходном веществе находится ^{230}Th , то образование ^{232}U дополняется реакцией: $^{230}\text{Th} + n \rightarrow ^{231}\text{Th}$ и далее как указано выше. Наличие ^{232}U очень важно из-за последовательности распада: $^{232}\text{U} \rightarrow (76 \text{ лет}, \alpha\text{-распад}) \rightarrow ^{238}\text{Th} \rightarrow (1.913 \text{ лет}, \alpha\text{-распад}) \rightarrow ^{224}\text{Ra} \rightarrow (3.64 \text{ дней}, \alpha\text{- и } \gamma\text{-распад}) \rightarrow ^{220}\text{Rn} \rightarrow (55.6 \text{ с}, \alpha\text{-распад}) \rightarrow ^{216}\text{Po} \rightarrow (0.155 \text{ с}, \alpha\text{-распад}) \rightarrow ^{212}\text{Pb} \rightarrow (10.64 \text{ ч}, \beta\text{- и } \gamma\text{-распад}) \rightarrow ^{212}\text{Bi} \rightarrow (60.6 \text{ мин}, \beta\text{- и } \gamma\text{-распад}) \rightarrow ^{212}\text{Po} \alpha\text{- и } \gamma\text{-распад} \rightarrow ^{208}\text{Tl}, ^{212}\text{Po} \rightarrow (3 \times 10^{-7} \text{ с}, \alpha\text{-распад}) \rightarrow ^{208}\text{Pb}$ (стабилен), $^{208}\text{Tl} \rightarrow (3.06 \text{ мин}, \beta\text{- и } \gamma\text{-распад}) \rightarrow ^{208}\text{Pb}$. Большое количество энергичных γ -лучей выделяется с началом быстрой последовательности распада ^{224}Ra . Около 85% всей общей энергии образуется при распаде последнего члена последовательности - тантала-208 - энергия гамма-лучей до 2.6 МэВ.

Накопление ^{232}U неизбежно при производстве ^{233}U . Это аналогично накоплению помимо ^{239}Pu других изотопов плутония, только в гораздо меньшей степени. Первая реакция цикла требует нейтронов с энергией не менее 6 МэВ. Такими энергиями обладает очень небольшое количество нейтронов деления и если зона воспроизводства тория находится в такой части реактора, где она облучается умеренно быстрыми нейтронами (~ 500 кэВ) эта реакция может быть практически исключена. Вторая реакция (с ^{230}Th) превосходно идет и с тепловыми нейтронами. Отсюда снижение образования ^{232}U требует загрузки тория с минимальной концентрацией ^{230}Th .

Вышеописанные меры предосторожности ведут к содержанию в оружейном ^{233}U ^{232}U в количестве 5 частей на миллион (0.0005%). В коммерческом ядерном топливном цикле сосредоточение ^{232}U не представляет собой большого недостатка, даже желательно, поскольку это снижает возможность распространения урана для оружейных целей. Для экономии топлива, после его переработки и повторного использования уровень ^{232}U достигает 0.1-0.2%. В специально спроектированных системах этот изотоп накапливается в концентрациях 0.5-1%. В течение первых пары лет после производства ^{233}U , содержащего ^{232}U , ^{228}Th сохраняется на постоянном уровне, находясь в равновесии с собственным распадом. В этом периоде фоновое значение γ -излучения устанавливается и стабилизируется. Таким образом, первые несколько лет произведенная масса ^{233}U может испускать значительное γ -излучение. Десятикилограммовая сфера ^{233}U оружейной чистоты (5 миллионных долей ^{232}U) создает фон 11 миллибэр/час на расстоянии 1 м спустя 1 месяц после производства, 110 миллибэр/ч через год, 200 миллибэр/ч через 2 года. Обычная камера с перчатками, используемая для сборки ядер бомб, быстро создает трудности с безопасностью для сотрудников. Ежегодная предельная доза в 5 бэр превышает уже через 25 часов работы с таким материалом. Даже свежий ^{233}U (1 месяц со дня изготовления) ограничивает время сборки десятью часами в неделю. В полностью собранном оружии уровень радиации может снижаться поглощением корпусом заряда. В современных облегченных устройствах снижение не превышает 10 раз, создавая проблемы с безопасностью. В более тяжеловесных зарядах поглощение много более сильное - в 100 - 1000 раз. Рефлектор из бериллия увеличивает уровень нейтронного фона: $^9\text{Be} + \gamma\text{-квант} \rightarrow ^8\text{Be} + n$. γ -лучи ^{232}U образуют характерную сигнатуру, их можно обнаружить и отследить передвижения и наличие атомного заряда. Производимый по ториевому циклу специально денатурированный ^{233}U (0.5 - 1.0% ^{232}U), создает еще большую опасность. Такая же 10-килограммовая сфера, как описанная выше, изготовленная из такого материала, на расстоянии 1 м через 1 месяц создает фон 11 бэр/час, 110 бэр/ч через год и 200 бэр/ч через 2 года. Обработка и изготовление такого урана идет в специальных боксах, с применением механических манипуляторов (они используются при создании тепловыделяющих сборок для атомных станций). Если попытаться произвести атомную бомбу из этого вещества, даже при сокращении излучения в 1000 раз, непосредственный контакт с таким изделием ограничивается 25 часами в год. Наличие заметной доли ^{232}U в делящемся веществе делает его крайне неудобным для военного применения.

Короткий период полураспада у ^{232}U делает его очень активным источником α -частиц. ^{233}U с 1% ^{232}U имеет в три раза более сильную α -активность, чем оружейный плутоний и, соответственно, большую радиотоксичность. Эта α -активность вызывает рождение нейтронов в легких элементах заряда, представляя даже более серьезную проблему, чем реакция бериллия с γ -квантами. Для минимизации этой проблемы присутствие таких элементов как бериллий, бор, фтор, литий должно

быть как можно меньшим. Наличие нейтронного фона совершенно не влияет на имплозионные системы, так как он все равно меньше, чем у плутония. Для пушечных проектов требуемый уровень чистоты по легким материалам - одна часть к миллиону. Хотя такая очистка урана нетривиальная задача, она не выходит за рамки стандартных химических методов очистки. (Электронная промышленность изготавливает кремний даже более высокой чистоты).

^{232}U имеет интенсивность спонтанного деления 0.47 делений/с*кг, ^{233}U - 720 делений/с*кг. Удельная радиоактивность ^{233}U 9.636 милликюри/г, давая α -активность (и радиотоксичность) примерно 15% от плутония. Всего 1% ^{233}U увеличивает радиоактивность до 212 милликюри/г. Несмотря на недостаток в виде сильной γ - и нейтронной радиоактивности, ^{233}U - прекрасный делящийся материал для ядра атомной бомбы. Он обладает меньшей критической массой, чем ^{235}U и его ядерные характеристики сходны с плутонием. Индия придает большое значение ^{233}U как части исследования и производства оружия, и включила производство изотопа в свою ядерную программу.

Обедненный уран.

После извлечения ^{235}U из природного урана, оставшийся материал носит название "обедненный уран", т.к. он обеднен 235-ым изотопом. В США хранится около 560000 тонн обедненного гексафторида урана (UF_6) на трех газодиффузионных обогатительных производствах. Обедненный уран в два раза менее радиоактивен, чем природный уран, в основном за счет удаления из него U-234. Из-за того, что основное использование урана - производство энергии, обедненный уран бесполезный продукт с низкой экономической ценностью. Нахождение путей использования обедненного урана представляет собой большую проблему для обогатительных предприятий. В основном его использование связано с большой плотностью урана и относительно низкой его стоимостью. Две важнейшие сферы использования обедненного урана: использование его для радиационной защиты (как это не странно) и как балластная масса в аэрокосмических применениях, таких как рулевые поверхности летательных аппаратов. В каждом самолете Боинг-747 содержится 1500 кг обедненного урана для этих целей. Обедненный уран в значительной степени применяется при бурении нефтяных скважин в виде ударных штанг (при канатном бурении), его вес погружает инструмент в скважины, наполненные буровым раствором. Еще этот материал применяется в высокоскоростных роторах гироскопов, больших маховиках, как балласт в космических спускаемых аппаратах и гоночных яхтах.

Но самое известное применение урана - в качестве сердечников для американских бронебойных снарядов. При определенном сплаве с другими металлами и термической обработке (сплавление с 2% Мо или 0.75% Ti, быстрая закалка разогретого до 850°C металла в воде или масле, дальнейшее выдерживание при 450°C 5 часов) металлический уран становится тверже и прочнее стали (прочность на разрыв > 1600 МПа). В сочетании с большой плотностью, это делает закаленный уран чрезвычайно эффективным для пробивания брони, аналогичным по эффективности много более дорогому монокристаллическому вольфраму. Процесс разрушения брони сопровождается измельчением в пыль большинства урана, проникновением пыли внутрь защищенного объекта и воспламенением ее на воздухе с другой стороны. Около 300 тонн обедненного урана остались на поле боя во время Бури в Пустыне (по большей части это остатки снарядов 30-мм пушки GAU-8 штурмовых самолетов A-10, каждый снаряд содержит 272 г уранового сплава). Обедненный уран используется в современной танковой броне, например, танка M-1 "Абрамс".

Табл.2 демонстрирует эффективность захвата нейтронов основными изотопами урана.

Табл.2 Захват нейтронов U-235 и U-238

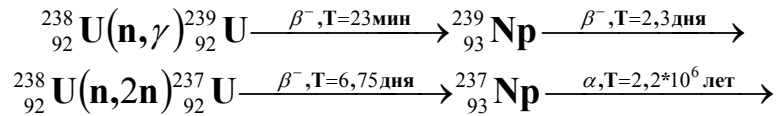
Скорость нейтронов	U-238	U-235
Быстрые нейтроны, энергия (>1 МэВ)	Происходит деление, маловероятен	захват Происходит деление, захват маловероятен
Промежуточные нейтроны, энергия (<10 эВ)	Происходит захват $\text{U}^{238} + n \rightarrow \text{U}^{239}$	захват Захват маловероятен
Тепловые нейтроны, энергия (< 0.5 эВ)	Захват происходит очень редко (если происходит, образуется U^{239})	Происходит захват, ведущий к делению

6. НЕПТУНИЙ

Нептуний, Np, – элемент с порядковым номером 93 – первый из искусственных заурановых элементов. Атомный вес 237. Назван в честь планеты Нептун. Радиоактивен, наиболее устойчивый изотоп ^{237}Np ($T=2,14 \cdot 10^6$ лет).

Первый изотоп – нептуний-239 был открыт в 1940 Макмилланом и Эйблсоном при облучении урана-238 тепловыми нейтронами. Известны его изотопы с массовыми числами 231-241 (всего – 15 изотопов). Наиболее долгоживущим является α -активный изотоп ^{237}Np ($T=2,2 \cdot 10^6$ лет), рассматриваемый как родоначальник четвертого искусственного радиоактивного ряда изотопов с массовыми числами $A=4n+1$. При переработке отработанного ядерного топлива значительное внимание уделяют выделению ^{237}Np как исходному материалу для получения ^{238}Pu , широко используемому в космической технике, в малой энергетике и в медицине. Другим изотопом, доступным в весовых количествах, является α -активный ^{236}Np ($T>5000$ лет).

При работе ядерного реактора протекают следующие процессы образования изотопов нептуния:



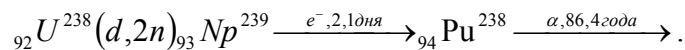
Нептуний-239, претерпевая β -распад, превращается плутоний-239 (нуклид, способный к самопроизвольному делению).

Элементарный нептуний – серебристый металл, мягкий и ковкий, плотность 20,45, т. пл. 640° , существует в виде трех модификаций α , β и γ , устойчивых, соответственно, ниже 2780° , при $278-570^\circ$ и выше 570° . Устойчив на воздухе. Np обладает переменной валентностью от +2 до +7, причем наиболее устойчивы 4- и 6- валентное состояния, 4-валентное состояние нептуния устойчивее, чем у урана, а 5-валентное устойчивее, чем у плутония. Этим пользуются для отделения образующего в ядерных реакторах Np от U и Pu. Отличительной особенностью нептуния по сравнению с соседями является также устойчивость его пятивалентного состояния в водных растворах. Известны два окисла нептуния – NpO_2 и Np_2O_7 .

Нептуний в растворе обладает всеми степенями окисления от +3 до +7. Соответствующие ионы имеют вид: Np^{3+} , Np^{4+} , NpO_2^+ , NpO_2^{2+} и NpO_5^{3-} . Ионы гидратированы. Низшие степени окисления нептуния более устойчивы, чем у урана, и наоборот, высшая степень окисления относительно менее устойчива, чем у урана. У урана наиболее стабильной в растворе является степень окисления шесть, а у нептуния – пять. Это подтверждается при проведении окислительно-восстановительных реакций более быстрым переходом урана (III) в уран (IV), более легким окислением низших степеней урана до урана (VI) и самопроизвольным переходом нептуния (VI) в нептуний (V). Ионы нептуния всех степеней окисления весьма склонны к гидролизу и комплексообразованию.

7. ПЛУТОНИЙ

Плутоний, элемент с порядковым номером 94, открыт Г.Сиборгом, Э.Макмилланом, Дж.Кеннеди и А. Уолхом (Ваалем, Wahl) в декабре 1940 в Беркли при бомбардировки мишени из урана-238 дейтронами, ускоренными на шестидесятидюймовом циклотроне до энергии 22 Мэв. При этом сначала был получен нептуний-239, который путем бета распада перешел в плутоний-238:



В мае 1940 свойства плутония были предсказаны Л.Тернером. Вслед за ураном и нептунием новый элемент получил свое имя в честь открытой в 1930 г. планеты Плутон. (В греческой мифологии Плутон, он же Аид, — бог царства мертвых). В 1941 был получен более важный изотоп плутония, ^{239}Pu , с периодом полураспада $\sim 24\,000$ лет.

На ядерные исследования и создание атомной промышленности в США, и позднее в СССР, были брошены огромные силы и средства. В короткий срок изучены ядерные и физико-химические свойства плутония, организованы его реакторное производство и химико - металлургическая переработка. В июле 1945 г. взорвана первая американская плутониевая бомба. Работы по созданию ядерного оружия в СССР развернулись ударными темпами сразу после войны. Первые эксперименты с «импульсными» количествами плутония и нептуния были начаты в Ленинграде и

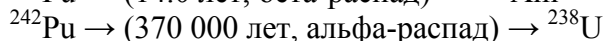
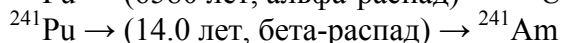
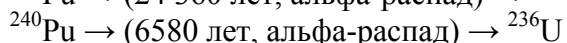
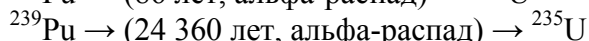
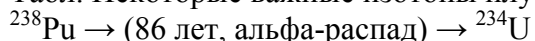
Москве в 1944 — 1945 гг., в 1947 г. технология получения плутония была отработана на опытной установке в Москве, а зимой 1948/49 года на заводе Б комбината № 817 (теперь ПО «Маяк») получили первый промышленный плутоний.

До пуска в 1942 г. первого ядерного реактора Э.Ферми в г.Чикаго США, во всей Земной коре и растворенном виде в воде Мирового океана находилось менее 50 кг плутония. За счет несовершенных технологий переработки плутоний попал в окружающую среду в местах расположения ядерных производств США, СССР, Великобритании и других стран. По оценкам Комитета по окружающей среде ООН, около 5 т суммы изотопов ^{239}Pu и ^{240}Pu выделилось в атмосферу в результате ядерных испытаний. По некоторым оценкам, почва в США содержит в среднем 2 милликюри (28 мг) плутония на км^2 от выпадения радиоактивных осадков.

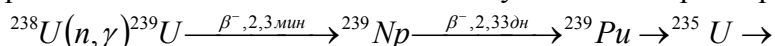
При тщательном изучении в руде богатых урановых месторождений плутоний все-таки обнаруживается, хотя и в ничтожно малой концентрации. ^{239}Pu присутствует в природном уране в виде следов (количество - одна часть на 10^{15}), образуется он там в результате захвата нейтрона ядром ^{238}U . Чрезвычайно малые количества ^{244}Pu (самого долгоживущего изотопа плутония, период полураспада 80 миллионов лет) были обнаружены в цериевой руде, по видимому, оставшиеся там со времен формирования Земли. Можно вспомнить и такой природный источник плутония, как ядерный реактор в Окло (Африка), действовавший в естественных условиях многие миллионы лет назад на богатейшем урановом месторождении и нарабатывавший плутоний, в те годы никому ненужный и позднее распавшийся. Наконец, плутоний образуется из урана при действии всепроникающих космических лучей. Плутоний на нашей планете был всегда, причем раньше его было гораздо больше - значительная часть за прошедшие миллиарды лет распалась. В малых количествах уран рассеян везде: в гранитах, фосфоритах, апатитах, морской воде, почве и т.д., так что говорить об абсолютной чужеродности плутония для биосферы не вполне корректно. Важно подчеркнуть, что в настоящее время ученые могут достаточно быстро и точно определить присутствие радиоактивных элементов в воде, почве, растениях.

Плутоний - химический элемент, относящийся к группе актиноидов. Атомный вес 244. Радиоактивен, известно 16 радиоактивных изотопов с массовыми числами от 232 до 246. Самые значимые для проектирования ядерного оружия изотопы приведены в **Табл. .**

Табл. Некоторые важные изотопы плутония



Наиболее устойчив изотоп ^{244}Pu ($8,05 \cdot 10^7$ лет). Практически самый важный - изотоп ^{239}Pu с периодом полураспада $T_{1/2} = 2,44 \cdot 10^4$ лет, испускающий α -частицы. Этот изотоп делится под действием медленных нейтронов и используется в ядерных реакторах в качестве горючего, и в атомных бомбах, как ядерное вещество. Он - первый искусственный элемент, производство которого началось в промышленных масштабах. ^{239}Pu получается в ядерных реакторах по реакции:



Отделение плутония от урана, проводимое химическими методами, представляет относительно более простую задачу, чем разделение изотопов урана. Вследствие этого стоимость плутония примерно вдвое ниже стоимости урана-235. Другой изотоп - ^{238}Pu (α -излучатель, $T=90$ лет), широко применяется как источник тока в космической технике и в медицине. Легкие изотопы Pu получают бомбардировкой урана α -частицами.

В ядерных реакторах за счет комплекса параллельных и последовательных ядерных реакций образуется набор изотопов плутония от 236-го до 246-го. Их химические свойства одинаковы, а ядерные существенно различаются. Изотопы имеют существенно различные периоды полураспада $T_{1/2}$: ^{238}Pu — 87,7 л., ^{244}Pu — $7,6 \cdot 10^7$ л. (**Табл.1**). Изотопы ^{239}Pu и ^{241}Pu хорошо делятся тепловыми нейтронами. Однако, ^{241}Pu вследствие высокого сечения захвата медленных нейтронов с превращением в ^{242}Pu не обладает свойствами цепного деления. «Нечетный» плутоний и образуется, и одновременно «выгорает» в реакторах АЭС типа ВВЭР, PWR, CANDU, РБМК; четные изотопы при этом накапливаются. Различия в ядерных свойствах изотопов приводят к

изменению состава плутония, образующегося в разных реакторах и даже в разных зонах одного реактора. В Табл. 2 приведены периоды полураспада и некоторые характеристики основных изотопов плутония.

Табл. 2. Периоды полураспада и некоторые характеристики основных изотопов плутония, нарабатываемые водо-водяном реакторах (военном и гражданском)

Изотопы плутония	Период полураспада, лет	Активность, Ки/г	Количество оружейного плутония, %	Количество реакторного плутония, % ¹
плутоний-238	87,74	17,3	-	1,3
плутоний-239	24110	0,063	93,0	56,6
плутоний-240	6537	0,23	6,5	23,2
плутоний-241	14,4	104	0,5	13,9
плутоний-242	379000	0,004	-	4,9

¹Типично для водяного под давлением реактора, наиболее широко распространенного типа действующих реакторов.

Можно ожидать, что принадлежащие к одному радиоактивному семейству ядра ^{239}Pu и ^{235}U , будут близки по характеру протекания процесса деления. Действительно, оба нуклида содержат четное число протонов и нечетное число нейтронов, и, следовательно, оба сильно возбуждаются при присоединении к ним нейтрона. Кроме того, параметр деления $\frac{Z^2}{A}$ для $^{94}\text{Pu}^{239}$ даже больше, чем для $^{92}\text{U}^{235}$. Поэтому можно ожидать, что и для $^{94}\text{Pu}^{239}$ выполняется условие деления тепловыми нейтронами. Изучение свойств $^{94}\text{Pu}^{239}$ подтвердило это предположение и показало, что этот изотоп плутония имеет очень большое сечение деления тепловыми нейтронами (738 барн) и испускает при делении 3 нейтрона. Таким образом открылась возможность использования $^{94}\text{Pu}^{239}$ в качестве ядерного горючего.

Чем дольше работает ядерное топливо в активной зоне реактора типа ВВЭР, тем больше в нем четных изотопов и тем ниже энергетическая ценность этого плутония для использования в качестве вторичного ядерного топлива. В реакторах на быстрых нейтронах делятся (выгорают) как нечетные, так и четные изотопы. Поэтому состав плутония в топливе «быстрых» реакторов относительно стабилен. В отработавшем топливе реакторов ВВЭР-1000 или PWR содержится ориентировочно от 0,8 до 1 % невыгоревшего ^{235}U и от 0,95 до 1,2 % плутония; примерно 3 — 4 % массы топлива составляют продукты деления, остальные 94 — 95 % — ^{238}U . Плутоний неизбежно нарабатывается, «горит» в топливе АЭС и вырабатывает электроэнергию даже тогда, когда первоначально в реактор загружается только урановое топливо.

Изотопный состав плутония в отработавшем топливе разных реакторов различен. Плутоний из энергетических реакторов обычно называют «гражданским» или «энергетическим»; а нарабатанный в специальных (промышленных) реакторах, — «оружейным». Как нетрудно заметить, это материалы, существенно различающиеся по изотопному составу. В разных реакторах при разном выгорании топлива образуется плутоний, состав которого значительно варьируется. Кроме того, в мире существуют сотни различных исследовательских реакторов, отработавшее топливо которых может иметь совсем другой состав. Поэтому, если обнаружен, например, контрабандный плутоний, по его изотопному составу можно ориентировочно оценить, из топлива какого реактора он выделен и, что самое важное, имеет ли он отношение к ядерному оружию. Если состав отличается от приведенного, то, вообще говоря, идентифицировать источник такого плутония непросто. Каждый ядерный материал имеет «свое лицо». Он несет в себе отпечаток того завода, на котором получен, и тех задач, для которых предназначается. Дополнительную информацию о происхождении и истории плутония можно получить, измерив количество ^{241}Am , накопившегося в ядерном материале при хранении за счет распада ^{241}Pu : чем больше его превратилось в ^{241}Am , тем дольше лежал материал после переработки. В качестве «отпечатков пальцев» помимо изотопного состава могут быть использованы те свойства ядерного материала,

которые меняются в зависимости от его предыстории: из какого соединения и как его получили, какие радиоактивные и нерадиоактивные примеси остались в нем после операций очистки и т.д.

В природе ^{239}Pu встречается в количестве $4 \cdot 10^{-10} - 12 \cdot 10^{-10}\%$ по отношению к урану в урановых и ториевых рудах, где он образуется вследствие захвата ураном нейтронов, источниками которых являются спонтанное деление урана, космическое излучение, а также реакции (α, n), протекающие при взаимодействии α -частиц с легкими элементами, входящими в состав руд.

Плутоний является родоначальником ряда генетически связанных нуклидов (переходит в ряд актино-урана, ^{235}U). Некоторые продукты его распада приведены в **Табл.3**.

Табл.3 Основные элементы цепи распада ^{239}Pu

Плутоний-239 (период полураспада: 24110 лет) альфа-распад
Уран-235 (период полураспада: 704000000 лет) альфа-распад
Торий-231 (период полураспада: 25,2 ч) бета-распад
Протактиний-231 (период полураспада: 32700 лет) альфа-распад
Актиний-227 (период полураспада: 21,8 лет) бета-распад
Торий-227 (период полураспада: 18,72 дня) альфа-распад
Радий-223 (период полураспада: 11,43 дня) альфа-распад V
Радон-219 (период полураспада: 3,96 с) альфа-распад
Полоний-215 (период полураспада: 1,78 миллисекунды) альфа-распад
Свинец-211 (период полураспада: 36,1 мин) бета-распад
Висмут-211 (период полураспада: 2,15 мин) альфа-распад
Таллий-207 (период полураспада: 4,77 мин) бета-распад
Свинец-207 (период полураспада: стабильный элемент)

Электронная оболочка плутония имеет строение $5f^6 6s^2 6p^6 7s^2$ (возможно $5f^5 6s^2 6p^6 6d^1 7s^2$). Плутоний образует соединения со степенями окисления от +2 до +7.

Плутоний - очень тяжелый серебристый металл, блестящий подобно никелю, когда только что очищен. Это крайне электроотрицательный, химически активный элемент, гораздо в большей степени, чем уран. Он быстро тускнеет, образуя радужную пленку (подобно радужной масляной пленки), вначале светло-желтую, со временем переходящую в темно-пурпурную. Если окисление довольно велико, на его поверхности появляется оливково-зеленый порошок оксида (PuO_2).

Плутоний охотно окисляется, и быстро корродирует даже в присутствии незначительной влажности. Странно, но он покрывается ржавчиной в атмосфере инертного газа с парами воды гораздо быстрее, чем на сухом воздухе или в чистом кислороде. Причина этого - прямое действие кислорода формирует на поверхности плутония слой оксида, мешающий дальнейшему окислению. Воздействие же влаги производит рыхлую смесь из оксида и гидроксида. Для предотвращения окисления и коррозии требуется сушильная печь.

Плотность плутония 19,84 (альфа-фаза), т.пл. 640°C , т.кип. 3235°C . Теплота испарения металлического плутония 80,46 ккал/моль. Давление пара плутония значительно выше давления пара урана (при 1540°C в 300 раз). Плутоний может быть отогнан от расплавленного урана. Известны шесть аллотропных модификаций металлического плутония. При температурах меньше 120°C стабильна α -модификация с орторомбической структурой и плотностью 19,816. Металлический плутоний может быть получен восстановлением PuF_4 бариетом при 1550°C , а также термическим разложением галогенидов плутония в вакууме. Известно большое число сплавов и интерметаллических соединений плутония с Al, Be, Co, Fe, Mg, Ni, Ag. Соединение PuBe_{13} является источником нейтронов с интенсивностью $6,7 \cdot 10^7$ нейтр/сек-кг.

Плутоний имеет множество специфических свойств. Он обладает самой низкой теплопроводностью из всех металлов, самой низкой электропроводностью, за исключением марганца. В своей жидкой фазе это самый вязкий металл. При изменении температуры плутоний подвергается самым сильным и неестественным изменениям плотности. Плутоний обладает шестью различными фазами (кристаллическими структурами) в твердой форме (**Табл.4**), больше

чем любой другой элемент. Некоторые переходы между фазами сопровождаются разительными изменениями объема. В двух из этих фаз - дельта и дельта прим - плутоний обладает уникальным свойством сжиматься при повышении температуры, а в остальных - имеет чрезвычайно большой температурный коэффициент расширения. При расплавлении плутоний сжимается, позволяя нерасплавленному плутонию плавать. В своей максимально плотной форме, альфа фазе, плутоний шестой по плотности элемент (тяжелее его только осмий, иридий, платина, рений и нептуний). В альфа фазе чистый плутоний хрупок, но существуют его гибкие сплавы.

Табл.4. Плотности и температурный диапазон фаз плутония:

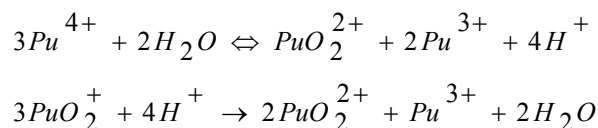
Фаза	Плотность	Диапазон существования (°C)
альфа	19.84 (20 °C)	стабильна ниже 122
бета	17.8 (122 °C)	122 - 206
гамма	17.2 (206 °C)	224 - 300
дельта/дельта прим	15.9 (319 °C)	319 - 476
эпсилон	17.0 (476 °C)	476 - 641 (точка плавления)
жидкая	16.65 (641 °C)	641 - до точки кипения

Плутоний имеет четыре валентности, III-VI. Плутониевые соли легко гидролизуются при контакте с нейтральными или щелочными растворами, создавая нерастворимую гидроокись плутония. Концентрированные растворы плутония нестабильны, вследствие радиолитического разложения, ведущего к выпадению осадка. Вследствие своей радиоактивности, плутоний теплый на ощупь. Большой кусок плутония в термоизолированной оболочке разогревается до температуры, превышающей температуру кипения воды.

Как уже упоминалось, плутоний – активный металл, при нагревании на воздухе легко окисляется, мелкоизмельченный – пироморфен, при 300°C самовозгорается. Взаимодействует с галогенами и галогеноводородами, образуя галогениды, с водородом – гидриды, с углеродом – карбид, с азотом реагирует при 250°C с образованием нитрида, при действии аммиака также образует нитриды. Восстанавливает CO₂ до CO или C, при этом образуется карбид. Взаимодействует с газообразными соединениями серы. Плутоний легко растворяется в соляной, 85%-ной фосфорной, иодистоводородной, хлорной и концентрированной хлоруксусной кислотах. Разбавленная серная кислота растворяет плутоний медленно, а концентрированная серная и азотная кислота его пассивируют и не реагируют с ним. Щелочи на металлический плутоний не действуют.

Из окислов плутония известны PuO, Pu₂O₃ и PuO₂. Двоокись (плотность 11,44) образуется при прокаливании гидроокиси и перекиси плутония и его солей при 500-1000°C. Это устойчивое соединение используется в качестве весовой формы при определении плутония. Окислов плутония с высокой степенью окисления не получено. Гидрид PuH₃ может быть получен из элементов при 150-200°C. Плутоний образует ряд галогенидов и оксигалогенидов. Известны также карбид PuC, нитрид PuN, дисилицид PuSi₂ и полуторный сульфид PuS_{1,33-1,5}, которые представляют известный интерес ввиду их тугоплавкости.

Химия плутония отличается большой сложностью в связи с тем, что плутоний в растворах проявляет несколько степеней окисления (III, IV, V и VI), которым соответствуют следующие ионные состояния в кислых растворах: Pu³⁺, Pu⁴⁺, PuO₂²⁺ и PuO₅³⁺. Ввиду близости потенциалов окисления ионов плутония друг к другу в растворах могут одновременно существовать в равновесии ионы плутония с разными степенями окисления (единственный подобный случай в химии). Кроме того, наблюдается диспропорционирование PuIV и PuV по схемам:



Скорость диспропорционирования растет с увеличением концентрации плутония и температуры.

Растворы Pu³⁺ имеют сине-фиолетовую окраску. По своим свойствам Pu³⁺ близок к редкоземельным элементам. Нерастворимы его гидроокись, фторид, фосфат и оксалат. Pu^{IV} является наиболее устойчивым состоянием плутония в водных растворах. Pu^{IV} весьма склонен к комплексообразованию, в частности с азотной, серной, соляной, уксусной и др. кислотами. Так, в концентрированной азотной кислоте Pu^{IV} образует комплексы Pu(NO₃)₅⁻ и Pu(NO₃)₆²⁻. В водных растворах Pu^{IV} легко гидролизуются. Гидроокись плутония (зеленого цвета) склонна к

полимеризации. Нерастворимы фторид, гидроокись, оксалат, иодат Pu^{IV} . Микроколичества Pu^{IV} хорошо соосажаются с нерастворимыми гидроокисями, фторидом лантана, иодатами Zr, Th, Ce, фосфатами Zr и Bi, оксалатами Th, U(IV), Bi, La. $\text{Pu}(\text{IV})$ образуют двойные фториды и сульфаты с Na, K, Rb, Cs и NH_4^+ . $\text{Pu}(\text{V})$ может быть получен в 0,2 М растворе HNO_3 при смешении растворов Pu^{III} и Pu^{VI} . Из солей Pu^{VI} интерес представляют натрийплутонилацет $\text{NaPuO}_2(\text{C}_2\text{H}_3\text{O}_2)_3$ и аммонийплутонилацетат $\text{NH}_4\text{PuO}_2(\text{C}_2\text{H}_3\text{O}_2)$, которые сходны по структуре с соответствующими соединениями U, Np и Am.

Как Pu^{IV} , так и Pu^{VI} способны хорошо экстрагироваться из кислых растворов такими растворителями, как этиловый эфир, ТБФ, диизопропилкетон и др. Неполярными органическими растворителями хорошо экстрагируются клешневидные комплексы, например, с α -теноилтрифторацетоном, β -дикетоном, купфероном. Экстракция комплексов Pu^{IV} с α -теноилтрифторацетон (ТТА) позволяет провести очистку плутония от большинства примесей, включая актинидные и редкоземельные элементы.

При выделении и очистке плутония широко используются различия в химическом поведении его отдельных окислительных состояний, а так же то, что плутоний легче, чем уран и нептуний восстанавливается до 4-валентного и труднее окисляется до 6-валентного состояния. Поэтому обычно при выделении плутония проводят ряд окислительно-восстановительных циклов, в ходе которых плутоний соосаждается с каким-либо носителем, после чего осаждение повторяется, но плутоний, переведенный в другое окислительное состояние, уже не захватывается осадком. Примером может служить лантанфторидный цикл, когда Pu^{IV} , получающийся путем восстановления с SO_2 (причем уран остается шестивалентным), соосаждается с фторидом лантана. После окисления плутония до шестивалентного состояния вновь осаждается LaF_3 ; плутоний остается в растворе.

При промышленном производстве плутония обычно используются экстракционные методы. Сначала Pu^{IV} и U^{VI} экстрагируются трибутилфосфатом, после чего органическая фаза приводится в соприкосновение с раствором, содержащим растворитель (например, гидразин). Образующийся при этом Pu^{III} переходит в водную фазу, уран же остается в ТБФ. Цикл очистки повторяется; окончательная очистка и концентрирование плутония достигаются с помощью ионнообменной хроматографии. При весовом определении плутония в качестве весовых форм используются его двуокись, сульфат и иодат. Объемные методы определения основаны на титровании плутония перманганатом и Ce^{IV} или на титровании тиосульфатом иода, выделившегося при окислении КJ четырехвалентного плутония. Наиболее точным является радиометрический метод определения плутония по его α -излучению. Точность метода зависит от изотопного состава плутония (главным образом, от соотношения $^{239/240}\text{Pu}$).

Хотя плутоний, по-видимому, химически токсичен, как и любой тяжелый металл, этот эффект выражается слабо по сравнению с его радиотоксичностью. Токсические свойства плутония появляются как следствие альфа-радиоактивности. Альфа-частицы представляют серьезную опасность только в том случае, если их источник находится в теле (т.е. плутоний должен быть принят внутрь). Хотя плутоний - металл, он крайне летуч. Стоит пронести открытый его образец через комнату, как допустимое содержание плутония в воздухе будет превышено. Кроме того, он очень склонен к образованию аэрозолей. Поэтому в процессе дыхания он легко проникает в легкие и бронхи. Хотя плутоний излучает еще и гамма-лучи и нейтроны, которые могут проникать в тело снаружи, уровень их слишком мал, чтобы причинить сильный вред. Альфа-частицы повреждают только ткани, содержащие плутоний или находящиеся в непосредственном контакте с ним. Значимы два типа действия: острое и хроническое отравления. Если уровень облучения достаточно высок, ткани могут страдать острым отравлением, токсическое действие проявляется быстро. Если уровень низок, создается накапливающийся канцерогенный эффект.

Плутоний очень плохо всасывается желудочно-кишечным трактом, даже когда попадает в виде растворимой соли, впоследствии она все равно связывается содержимым желудка и кишечника. Загрязненная вода, из-за предрасположенности плутония к осаждению из водных растворов и к формированию нерастворимых комплексов с остальными веществами, имеет тенденцию к самоочищению.

Поглощение 500 мг плутония как мелкодробленного или растворенного материала может привести к смерти от острого облучения пищеварительной системы за несколько дней или недель. Вдыхание 100 мг плутония в виде частиц оптимального для удержания в легких размера ведет к смерти от отека легких за 1-10 дней. Вдыхание дозы в 20 мг ведет к смерти от фиброза примерно за 1 месяц. Для доз много меньших этих величин проявляется хронический канцерогенный эффект. Для хронического действия, плутоний должен долгое время присутствовать в организме человека. Вдыхание частиц подходящего для удержания в легких размера (1-3 микрона) весьма вероятно ведет к постоянному нахождению их там (детонация взрывчатки, не повлекшая за собой ядерный взрыв, может превратить 20-50% плутония в такую форму). Самая вероятная химическая форма, попадающая в тело, это оксид плутония. Оксид используется в реакторном топливе и частицы металлического плутония быстро окисляются на воздухе. Оксид почти нерастворим в воде.

На протяжении всей жизни человека риск развития рака легких для взрослого примерно зависит от количества попавшего в тело плутония. Прием внутрь 1 микрограмма плутония представляет риск в 1% развития рака (нормальная вероятность рака 20%). Соответственно 10 микрограмм увеличивают риск рака с 20% до 30%. Попадание 100 микрограмм или более виртуально гарантируют развитие рака легких (обычно через несколько десятилетий), хотя свидетельства повреждения легких могут появиться в течении нескольких месяцев.

Плутоний обычно содержится в биологических системах в степени окисления +4, имея химическое сходство с Fe^{3+} . Если он проникнет в систему кровообращения, то с большой вероятностью начнет концентрироваться в тканях, содержащих железо: костном мозге, печени, селезенке. Если 1.4 микрограмма разместятся в костях взрослого человека, в результате ухудшится иммунитет и через несколько лет может развиваться рак. Международная комиссия по радиологической защите установила норму ежегодного поглощения на уровне 280 нанограмм. Это значит, что для профессионального облучения концентрация плутония в воздухе не должна превышать 7 пикокюри/м³. Максимально допустимая концентрация ²³⁹Pu (для профессионального персонала) 40 нанокюри (0.56 микрограмма) и 16 нанокюри (0.23 микрограмма) для легочной ткани. Токсичность этого элемента сильно зависит от пути его поступления в организм. Плутоний, попавший в желудочно-кишечный тракт, менее ядовит, чем хорошо известные яды цианид или стрихнин. Для получения летальной дозы необходимо проглотить 0,5 г Pu (цианида хватило бы 0.1 г). При вдыхании его химическая токсичность сопоставима с парами ртути или кадмия.

Период биологического полувыведения плутония из печени - 30 лет, а из скелета - 50 лет, т.е. концентрация его в организме человека практически постоянна. Хелатные добавки могут ускорить выведение плутония.

Если радиологическую токсичность ²³⁸U принять за единицу, этот же показатель для плутония и некоторых других элементов образует ряд:

$$^{235}\text{U} 1,6 \text{ — } ^{239}\text{Pu} 5,0 \text{ — } ^{241}\text{Am} 3,2 \text{ — } ^{90}\text{Sr} 4,8 \text{ — } ^{226}\text{Ra} 3,0$$

Критерием выбрана предельно допустимая массовая концентрация элемента в воде, установленная нормами по радиационной безопасности. Можно видеть, что плутоний отнюдь не самый «самый» среди радионуклидов в отношении радиологической угрозы. Повышенные меры предосторожности при работе с плутонием и постоянный контроль персонала плутониевых производств связаны со способностью этого элемента задерживаться в организме, прежде всего в печени и скелете, что ведет к его переоблучению.

Большое количество экспериментальных данных получено за прошедшие годы по поведению Pu в природе. Так, например, выяснено, что во многих случаях он очень плохо (с коэффициентами 10^{-5} — 10^{-8}) переходит из почвы в растения. Этот элемент быстро и прочно фиксируется частицами почвы, а затем очень медленно мигрирует с водными потоками. Попавший в моря и океаны плутоний постепенно осаждается и закрепляется в донных слоях.

Плутоний применяется в качестве заряда атомных и водородных бомб. Потенциально он может использоваться для производства электроэнергии. Имеет он и несколько других применений. Самое широко распространенное из них - в радиоизотопных дымовых детекторах в Европе (в США такие же детекторы изготавливаются из америция из-за его более короткого времени полураспада). Плутониево-бериллиевый сплав работает как лабораторный источник нейтронов. Изотоп ²³⁸Pu

находится в ряде атомных термоэлектрических генераторах энергии на борту космических исследовательских аппаратов, благодаря долгому времени жизни и высокой тепловой мощности.

В заключение несколько подробнее обсудим свойства некоторых изотопов плутония.

Pu-238

Этот изотоп имеет интенсивность самопроизвольного деления $1.1 \cdot 10^6$ делений/с*кг (в 2.6 раза больше ^{240}Pu) и очень высокую тепловую мощность: 567 Вт/кг. Он обладает очень сильной α -радиоактивностью (в 283 раза сильнее ^{239}Pu), что делает его много более серьезным источником нейтронов от реакций (α , n). Содержание плутония-238 редко когда превышает 1% от общего состава плутония, однако излучение нейтронов и нагрев делают его очень неудобным для обращения. Удельная радиоактивность 17.5 кюри/г.

Pu-239

^{239}Pu - единственный подходящий изотоп для оружейного использования, остальные изотопы рассматриваются только из-за их вредного действия. ^{239}Pu имеет большие сечения рассеивания и поглощения, чем уран и большее число нейтронов в расчете на одно деление, и, соответственно, меньшую критическую массу. Чистый ^{239}Pu имеет среднюю величину испускания нейтронов от спонтанного деления примерно 30 нейтронов/с*кг (~ 10 делений/с*кг). Принимая во внимание малость критической массы, 6 кг или менее, пушечная плутониевая бомба может быть создана при наличии исключительно чистого плутония-239. Кроме того, из-за сильной α -радиоактивности доля включения легких элементов не должна превышать нескольких частиц к миллиону, для избежания реакций (α , n).

Относительно короткое время полураспада ^{239}Pu (по сравнению с ^{235}U) подразумевает значительное выделение энергии при радиоактивном распаде. ^{239}Pu производит 1.92 Вт/кг. Это выше, чем средняя теплота обмена веществ у взрослого человека. Как следствие, на ощупь плутоний достаточно теплый. Если кусок плутония хорошо теплоизолировать, он разогреется до температуры свыше 100 °С за два часа и вскоре до точки перехода альфа в бета фазу. Такой разогрев представляет проблему для конструирования оружия из-за изменения объема, фазовых переходов нестабилизированного плутония. Удельная активность плутония-239 61.5 милликюри/г.

Pu-240

Плутоний-240 - основной изотоп, загрязняющий оружейный ^{239}Pu . Уровень его содержания главным образом важен из-за интенсивности спонтанного деления - 415 000 делений/с*кг, но испускается примерно 1000000 нейтронов/с*кг так как каждое деление рождает примерно 2.2 нейтрона - примерно в 30000 раз больше, чем у ^{239}Pu . Наличие всего 1% этого изотопа производит так много нейтронов, что пушечная схема заряда уже неработоспособна и для производства эффективной бомбы требуется имплозия. В стандартном оружейном плутонии содержание ^{240}Pu не превышает 6.5%. Более высокие уровни приведут к предетонации (и уменьшению заряда) даже с очень быстрой имплозией. ^{240}Pu хорошо делится, слегка лучше ^{235}U . Однако высокие концентрации такого изотопа увеличивают требуемую критическую массу, таким образом ухудшая проблему нейтронного фона. Вследствие короткого времени жизни (1/4 от ^{239}Pu), тепловой выход соответственно выше, 7.1 Вт/кг, обостряя проблему перегрева. Удельная активность плутония-240 227 милликюри/г.

Pu-241

Этот изотоп так же делим, как и ^{239}Pu , имеет низкий нейтронный фон и умеренную тепловую мощность и потому непосредственно не влияет на удобство применения плутония. Он распадается через 14 лет в америций-241, который очень плохо делится и создает много тепла: 106 Вт/кг. Если оружие первоначально содержит ^{241}Pu , через несколько лет или десятилетий его реакционная способность падает, и это должно приниматься в расчет при проектировании, чтобы избежать уменьшения мощности заряда и увеличения самонагрева. Сам ^{241}Pu сильно не нагревается (всего 3.4 Вт/кг) несмотря на свой очень короткий период полураспада благодаря очень слабому бета-распаду. Удельная активность ^{241}Pu 106 кюри/г.

Pu-242 Интенсивность испускания нейтронов ^{242}Pu 840000 делений/с*кг (вдвое выше ^{240}Pu), кроме того, он плохо подвержен делению. При заметной концентрации ^{242}Pu серьезно увеличивает требуемую критическую массу и нейтронный фон. Имея большую продолжительность жизни и маленькое сечение захвата ^{242}Pu накапливается в переработанном реакторном топливе. Удельная активность ^{242}Pu 4 милликюри/г.

8. АМЕРИЦИЙ

Америций, Am, (атомный номер 95), атомный вес 243. Назван о слова «Америка» (по месту открытия). Радиоактивен, наиболее устойчив изотоп ^{243}Am ($T=7370$ лет).

Америций - четвертый синтезированный трансурановый элемент (кюриум, элемент №96, был открыт несколькими месяцами ранее). Он был идентифицирован Г. Т. Сиборгом, А. Гиорсо, Р. Джеймсом и Л. Морганом в 1944 году в результате облучения изотопов плутония нейтронами в реакторе как ^{241}Am . Америций был так же получен Сиборгом путем бомбардировки ^{234}Pu α -частицами.

Америций - металл серебристо-белого цвета, тягучий и ковкий. Больше всего он похож на металлы редкоземельного семейства. Америций медленно тускнеет в сухом воздухе при комнатной температуре. Электронная конфигурация $5f^7 7s^2$. Имеет две аллотропные формы. В низкотемпературной форме обладает двойной плотно упакованной шестиугольной структурой, плотность 13.67, которая при 1173°C преобразуется в гранцентрированную кубическую. Температура плавления - 1290°C , температура кипения 2880°C . Относительная экологическая опасность 1,0-1,2. Содержание в земной коре 0,0003%.

Как правило, америций проявляет валентность $3+$, однако может иметь степени окисления 2, 3, 4, 5, 6 и 7, в водных растворах кислот со следующими катионами: Am^{3+} , Am^{4+} ; в высших степенях окисления америций входит в состав катиона в форме кислородосодержащего "ил"-иона: $(\text{AmO}_2)^+$, если америций пятивалентен, и $(\text{AmO}_2)^{2+}$, если он шестивалентен. Трехвалентный америций наиболее распространен в водных растворах и его состояние очень сходно с остальными актинидными и лантанидными элементами. В степени окисления (III) америций образует довольно многочисленные соединения — и обычные, и комплексные. Однако в окислительной среде америций (III) довольно легко отдает еще один, два или три электрона — три легче, чем один и два. Чтобы получить америций (VI) из америция (III), достаточно слегка нагреть исходное соединение с персульфатом аммония в слабокислой среде, (обычно в 0,01-молярном растворе азотной кислоты). Переход Am (III) — Am (VI) происходит сразу же, минуя промежуточные стадии окисления. Окислительно-восстановительный потенциал этой пары несколько меньше, чем пары Am (III) — Am (V), и потому окислить трехвалентный америций до шестивалентного проще, чем до пятивалентного. Последний получается лишь в тех случаях, когда образуемое соединение америция (V) сразу же выводится из реагирующей системы, например выпадает в осадок. Так, если процесс окисления происходит в среде карбоната калия, образуется малорастворимая двойная соль пятивалентного америция KAmO_2CO_2 .

Четырехвалентный америций известен только в твердом состоянии. Америций реагирует с кислородом образуя диоксид AmO_2 и с водородом образуя гидрид AmH_2 . Диоксид америция получается при прокаливании большинства трехвалентных составов, AmF_4 производят фторированием диоксида или трифторида.

В высших степенях окисления (V) и (VI) америций входит в состав катиона в той же форме кислородосодержащего "ил"-иона, как уран, нептуний и плутоний. У америция два "ил"-иона: $(\text{AmO}_2)^+$, если америций пятивалентен, и $(\text{AmO}_2)^{2+}$, когда его валентность равна шести.

У пятивалентного америция обнаружено одно очень интересное химическое свойство — способность к диспропорционированию. Это значит, что для химического взаимодействия в кислых растворах ему не нужны партнеры-реагенты. Окислительно-восстановительная реакция идет между ионами пятивалентного америция: один из них присоединяет два электрона, облагая данью двух соседей. В системе появляются ион америция (III) и два иона америция (VI). Причиной этого необычного явления считают уже упоминавшуюся аномальную разницу окислительно-восстановительных потенциалов пар Am(III) — Am(VI) и Am(III) — Am(V). Подобным же образом в водных растворах ведет себя и четырехвалентный америций, только при его диспропорционировании соотношение Am(III) к Am(VI) равно 2:1, а не 1:2. Удержать нестойкий америций (IV) в растворе чрезвычайно трудно. Впервые это удалось сделать радиохимикам из Лос-Аламоса — уже упоминавшемуся в этом рассказе Л. Эспри и Р. Пеннеману. Они установили, что в присутствии большого количества ионов фтора америций (IV) образует прочный комплекс, и получили его в концентрированном (13 M) растворе фтористого аммония.

В 1972 году синтезированы первые соединения двухвалентного америция.

Очень важно, что каждый из америциевых ионов дает ярко выраженный и характерный только для него спектр поглощения. Это позволяет эффективно использовать спектрофотометрический метод для исследования окислительно-восстановительных процессов, происходящих с ионами америция в растворах. А это важно не только для химии трансураниевых элементов, но и для понимания механизма окислительно-восстановительных реакций вообще. В этом следует видеть одно из важных практических применений искусственного элемента америция.

Самый долгоживущий изотоп америция - ^{243}Am , он живет 7400 лет и используется пока для радиохимических исследований и накопления более отдаленных трансураниевых элементов, вплоть до фермия. Значительно многообразие применение изотопа - ^{241}Am (период полураспада 433 года). Этот изотоп, распадаясь, испускает α -частицы и мягкие (60 кэВ) γ -лучи (энергия жестких γ -квантов, испускаемых ^{60}Co - несколько МэВ). Защита от мягкого излучения ^{241}Am сравнительно проста и немассивна: вполне достаточно сантиметрового слоя свинца. В этом одна из причин появления многочисленных приборов с ^{241}Am . В частности, предложена конструкция просвечивающего аппарата размером чуть больше спичечного коробка для медицинских целей. Америциевый источник γ -излучения - шарик диаметром 3-4 сантиметра - основа такого аппарата, которому, кстати, в отличие от рентгеновской установка не нужна громоздкая высоковольтная аппаратура - трансформаторы, выпрямители, усилители и т. д. Источник мягкого γ -излучения с ^{241}Am используется для изучения болезней щитовидной железы. Стабильный йод, присутствующий в щитовидной железе, под действием гамма-лучей начинает испускать слабое рентгеновское излучение. Его интенсивность пропорциональна концентрации йода в исследуемой точке. Такая установка позволяет получить сведения о распределении йода в железе, не вводя радиоактивный изотоп внутрь организма. Суммарная доза облучения пациента намного ниже, чем при радиодном способе обследования.

В промышленности используются различные контрольно-измерительные и исследовательские приборы с ^{241}Am . В частности, такими приборами пользуются для непрерывного измерения толщины стальной (от 0.5 до 3 мм) и алюминиевой (до 50 мм) ленты, а также листового стекла. Аппаратуру с ^{241}Am используют для снятия электростатических зарядов в промышленности с пластмасс, синтетических пленок и бумаги. Он находится внутри детекторов дыма (~0.26 микрограмма на детектор).

Смесь ^{241}Am и ^9Be – источник нейтронов в дефектоскопии.

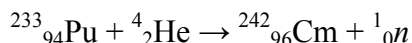
^{241}Am сейчас получают в промышленном количестве при распаде ^{241}Pu : $^{241}\text{Pu} \rightarrow$ (13.2 года, β -распад) \rightarrow ^{241}Am . Так как ^{241}Pu обычно присутствует в только что выработанном оружейном плутонии, ^{241}Am накапливается в веществе с распадом ^{241}Pu . В связи с этим, он играет важную роль в старении оружия. Свежеизготовленный оружейный плутоний содержит 0.5-1.0% ^{241}Pu , реакторный плутоний имеет от 5-15% до 25% ^{241}Pu . Через несколько десятилетий почти весь ^{241}Pu распадется в ^{241}Am . Энергетика α -распада ^{241}Am и относительно короткое время жизни создают высокую удельную радиоактивность и тепловой выход. Большая часть α - и γ -активности старого оружейного плутония обуславливается ^{241}Am .

Полагают, что найдет применение и более короткоживущий (152 года) изотоп - ^{242}Am , которому свойственно очень высокое сечение захвата тепловых нейтронов - около 6000 барн.

9. КЮРИЙ

Кюрий, Cm, (атомный номер 96), атомный вес 247, третий синтезированный трансураниевый элемент. Радиоактивен, наиболее устойчивый изотоп ^{247}Cm ($T=1,58 \cdot 10^7$ лет). Получен Г Сиборгом, А. Гиорсо, Р. Джеймсом и Л. Морганом в 1944 году. При выборе названия первооткрыватели с одной стороны, хотели увековечить в таблице элементов память о Пьере и Марии Кюри, а с другой - подчеркнуть аналогию актиноидов и лантаноидов. (В таблице элементов над кюрием расположена клетка гадолиния, названного так в честь Ю. Гадолина — видного исследователя редких земель). Отметим, что второй буквой в символе элемента стоит m (эм) от имени Мария - проявление глубокого уважения к женщине-ученому.

Из 14 известных ныне изотопов кюрия первым был синтезирован изотоп с массой 242 по реакции



Он же получается и при облучении в реакторе ^{239}Pu : захватив два нейтрона, ядро ^{239}Pu превращается сначала в ^{241}Pu , который испускает β -частицу и становится ^{241}Am . Это ядро также способно захватить нейтрон. Но образующееся ядро ^{242}Am тоже β -активно и превращается в ядро ^{242}Cm . Сейчас в столь долгой цепочке превращений уже нет нужды: исходным сырьем для получения кюрия служит изотоп ^{241}Am , выделяемый в довольно больших количествах из отработанных твэлов атомных электростанций. Этот америций облучают в реакторах большими потоками нейтронов: больше кюрия получается при максимальном потоке нейтронов и минимальной продолжительности облучения.

Кюрий – серебристый металл. Плотность 13,51, температура плавления 1345°C, температура кипения 3200°C. Строение электронной оболочки атома $5f^7 6d^1 7s^2$. Относительная экологическая опасность 1,2.

Исследование химических свойств кюрия весьма затрудняется сильной радиоактивностью. Растворы солей кюрия, благодаря его радиоактивности, сильно нагреваются, вода разлагается на водород и кислород. Излучение настолько мощно, что растворы солей кюрия светятся в полной темноте с такой же силой, как и радий.

Долгое время считали, что кюрий способен пребывать исключительно в трехвалентном состоянии. Но в последствии были получены соединения, где Cm имеет валентности +4, +6 и даже +2.

Потребителей кюрия-242 пока немного, да и получают его немного — граммы в год. Однако с ростом потребностей производство этого изотопа может быть увеличено.

Как уже неоднократно упоминалось, при делении тяжелых ядер нейтронами выделяется колоссальная энергия, не сравнимая ни с какими химическими реакциями. Пока не столь популярна энергия, выделяемая при радиоактивном распаде ядра, а она тоже более чем заметна. Если каждый акт деления ^{235}U сопровождается выделением примерно 200 Мэв, то энергия альфа-частиц, испускаемых, например, ^{242}Cm при радиоактивном распаде, составляет 6,1 Мэв. Это всего лишь в 35 раз меньше, но такой распад происходит самопроизвольно со строго постоянной скоростью, не подверженной влиянию каких-либо физических или химических факторов/ Для использования этой энергии нет нужды в сложных и громоздких устройствах; более того, ^{242}Cm — практически чистый α -излучатель, а это значит, что для работы с ним не требуется тяжелая радиационная защита. Грамм ^{242}Cm каждую секунду испускает $1,2 \cdot 10^{13}$ α -частиц, выделяя при этом 120 ватт тепловой энергии. Поэтому ^{242}Cm практически всегда раскален; чтобы работать с ним, от него нужно непрерывно отводить тепло. Если проинтегрировать энергию α -распада грамма кюрия за год (что составит около 80% полной энергии), получится внушительная цифра — 480 киловатт-часов. Чтобы получить эквивалентное количество энергии от реакции горения, нужно сжечь примерно 38 килограммов бутана в 138 килограммах кислорода. Даже если считать по весу, получится, что это почти в 200 тысяч раз больше, а объемы вообще несравнимы: грамм кюрия в виде окисла Cm_2O_3 занимает объем лишь в 0,1 кубического сантиметра.

Очевидно, потребителей ^{242}Cm следует искать там, где особенно ценятся малый вес и компактность источника энергии. Это, например, космические исследования. Радиоизотопные источники на основе ^{242}Cm (в комбинации с термоэлектрическими или другими преобразователями энергии) способны развивать мощность до нескольких киловатт. Они приемлемы для космических станций, как автоматических, так и с человеком на борту. Правда, из-за сравнительно короткого периода полураспада (162 дня) продолжительность стабильной работы такого источника составляет всего несколько месяцев. Однако для многих исследований околоземного пространства, а также Луны этого вполне достаточно.

Как интенсивный α -излучатель ^{242}Cm может применяться в нейтронных источниках (в смеси с бериллием), а также для создания внешних пучков α -частиц. Последние используют как средство возбуждения атомов в новых методах химического анализа, основанных на рассеянии α -частиц и возбуждении характеристического рентгеновского излучения. С помощью такой установки был проведен непосредственный химический анализ поверхности Луны методом рассеяния α -частиц.

Интересно, что в результате радиоактивного распада ^{242}Cm образуется другой α -излучатель — ^{238}Pu , который может быть затем отделен химическим путем и получен в радиохимически чистом виде. А ^{238}Pu применяют не только в космических генераторах тока, но и в сердечных

стимуляторах. Таким образом, отслужившие свой срок кюриевые генераторы могут служить дополнительным источником для получения изотопически чистого ^{238}Pu . Удачное решение проблемы отходов!

В последние годы все большее внимание исследователей привлекает другой, более тяжелый изотоп кюрия с массой 244. Он тоже α -излучатель, но имеет больший период полураспада - 18,1 года. Его энерговыделение соответственно меньше - 2,83 ватта на грамм. Поэтому с ним проще работать: при изучении химических и физических свойств в меньшей степени сказываются радиационные эффекты. ^{244}Cm можно даже подержать в руках, правда, если работать в перчатках в абсолютно герметичном боксе. И еще одно важное обстоятельство: этот изотоп можно получать в больших количествах (килограммы).

Полагают, что в радиоизотопных генераторах для космических и океанических исследований ^{244}Cm сможет заменить ^{238}Pu . Генераторы на основе ^{214}Cm менее долговечны, чем плутониевые, но их удельное энерговыделение примерно в пять раз больше. Правда ^{244}Cm испускает примерно в 50 раз больше нейтронов (идет спонтанное деление), чем ^{238}Pu . Поэтому кюриевые генераторы в качестве стимуляторов сердечной деятельности вряд ли применимы. Но в других автономных источниках энергии ^{244}Cm вполне может заменить плутоний. К тому же кюрий не так токсичен, как плутоний. А предельная мощность кюриевых генераторов (определяемая критической массой) примерно в 10 раз больше чем плутониевых: 162 и 48 киловатт соответственно.

Однако самый больший интерес для практики представляет еще более тяжелый и гораздо более долгоживущий изотоп - ^{245}Cm . Его период полураспада 3320 лет. И этот изотоп тоже α -излучатель, но здесь перспективность определяется совсем другим свойством его ядра - способностью делиться под действием нейтронов подобно делящимся изотопам урана и плутония. Способность ядер ^{245}Cm к делению тепловыми нейтронами в три с лишним раза больше, чем у любого из применяемых сейчас делящихся изотопов. Это значит, что для поддержания цепной реакции потребуется во много раз меньше ^{245}Cm , нежели ^{235}U или ^{239}Pu .

Сейчас разрабатываются методы получения ^{245}Cm в достаточных количествах, но тут ученые попали в замкнутый круг. При облучении ^{242}Pu и ^{243}Am в реакторах с большой плотностью нейтронных потоков одновременно с ^{244}Cm всегда образуются и более тяжелые изотопы. В том числе и ^{245}Cm . Однако то полезное свойство ^{245}Cm ради которого его стремятся получать, - большое сечение деления на тепловых нейтронах — здесь оказывается вредным. Ядра ^{244}Cm , захватив нейтроны, превращаются в ^{245}Cm , но под действием тех же нейтронов эти ядра делятся на осколки. Нейтроны - инструмент синтеза сами же оказываются орудием разрушения. В результате в смеси изотопов кюрия ^{245}Cm оказывается лишь несколько процентов. А если учесть, что эти изотопы еще обязательно надо разделить, станет понятно, почему ^{245}Cm пока не может быть использован в качестве делящегося материала.

В заключение — несколько слов о самом долгоживущем изотопе, ^{247}Cm . Период его полураспада оценивается в 14—16 миллионов лет. Недавно его следы были обнаружены в земной коре, в некоторых радиоактивных минералах. Массовое число этого изотопа выражается формулой $(4n + 3)$, поэтому вполне логично предположить, что он является родоначальником известного актиноуранового семейства (семейства ^{235}U).

10. БЕРКЛИЙ

Берклий, Вк, 97 элемент периодической системы, атомный вес 247. Получен в 1949 г. учеными Калифорнийского университета в г.Беркли (США) С. Томпсоном, Г. Сиборгом, А. Гиорсо при бомбардировке мишени из америция-241 ускоренными на 60-дюймовом циклотроне α -частицами: $^{241}\text{Am} + \text{He} \rightarrow ^{243}\text{Bk} + 2\text{n}$ Берклий является аналогом тербия ^{65}Tb , получившего название от небольшого селения Иттербю. Поэтому он также был назван по имени городка Беркли, в котором был открыт.

Радиоактивен, наиболее устойчивый изотоп ^{247}Bk ($T=1380$ лет). Всего известно девять изотопов берклия, более тяжелых, чем самый первый, с массами от 244 до 251. Среди них есть и сравнительно долгоживущие, например ^{247}Bk и ^{249}Bk ; прочие же «живут» лишь часы. Все они образуются в ядерных реакциях в совершенно ничтожных количествах. Лишь ^{249}Bk (β -излучатель с периодом полураспада 314 дней) удастся получить в заметных — весовых, как говорят

радиохимии, количествах при облучении в реакторах урана, плутония, америция, а еще лучше кюрия. Способность его ядер к делению на тепловых нейтронах в несколько раз выше, чем у ядер ^{235}U и ^{239}Pu , обычно используемых в качестве делящихся материалов.

Простое вещество берклий — серебристо-белый металл высокой плотности ($14,8 \text{ г/см}^3$), т.плав. 1050°C , т.кип. 2630°C . Металлический берклий может существовать в виде двух модификаций, отличающихся кристаллической структурой. Электронная конфигурация атома $5f^8 6d^1 7s^2$. Относительная экологическая опасность $1,0 - 1,2$.

Из-за того что берклий образуется в ядерных реакциях в ничтожно малых количествах, мировые запасы этого металла исчисляются долями грамма. Однако, несмотря на то что его свойства исследовались с использованием микрограммовых количеств вещества, они изучены достаточно хорошо. Установлено, что берклий очень реакционно-способен. В своих многочисленных соединениях он имеет степени окисления $+3$ (преимущественно) и $+4$. Существование четырехвалентного берклия позволяет отделять этот элемент от других актиноидов и лантаноидов (продуктов деления), которые либо не имеют такой валентной формы, либо труднее в нее переводятся.

11. КАЛИФОРНИЙ

Калифорний, Cf, атомный номер 98, атомный вес 251. Название по месту открытия (штат Калифорния, США). Радиоактивен, наиболее устойчивый изотоп ^{251}Cf ($T = 900$ лет). Т.пл. 900°C . Источник нейтронов в активационном анализе, медицине.

В 1952 году среди новых ядер, извлеченных из продуктов термоядерного испытания Ivy Mike, был обнаружен удивительный изотоп калифорний-254. Удивительный потому, что главным видом его распада оказалось спонтанное деление. Прежде подобные ядра в таблице изотопов не встречались. У спонтанно делящихся предшественников калифорния самопроизвольное деление составляло мизерную долю от полного числа актов распада. Так, на несколько миллионов актов распада ^{238}U приходится только один спонтанный распад. Да и у изотопов более тяжелых элементов, таких как плутоний и кюрий, спонтанное деление - событие необыкновенно редкое по сравнению с другими видами ядерных превращений. Удивительной оказалась и энергетика этого изотопа. Удельную мощность калифорниевого источника трудно назвать иначе, как гигантской, - 10000 кВт/кг!

В 1950 году С. Томпсон, Г. Стрит, А. Гиорсо и Г. Сиборг поместили в поток быстрых гелиевых ядер микрограммовую мишень из кюрия-242, пожалуй самого неподходящего для этой цели изотопа элемента №96. У ^{242}Cm очень высокая удельная активность, и работать даже с микрограммовыми количествами подобного вещества весьма неприятно. Да и выход 98-го элемента в реакции кюрий+ α -частица ожидался мизерным. Слишком мало нейтронов в ядре ^{242}Cm , а это всегда ведет к уменьшению КПД реакции: при недостатке ядерных нейтронов шансы на образование новых элементов заметно уменьшаются. Но другого пути не было. В 1950 году увеличить атомный номер облучаемого элемента более чем на два еще не могли: самыми тяжелыми ядерными снарядами тогда были ядра гелия, α -частицы. Опыты проводились на 60-дюймовом циклотроне в Беркли с энергией ионов 35 МэВ . Новый элемент родился в реакции: $242\text{Cm} + 4\text{He} \rightarrow 98^{245} + n$. Получили всего несколько тысяч атомов. Их нужно было отделить от кюрия-242, активность которого достигала 10^{11} распадов в минуту; столько же альфа-частиц рождается в куске урана весом в несколько десятков килограммов.

По предварительным оценкам (основанных на систематике свойств изотопов трансурановых элементов) ожидали, что период полураспада нового изотопа будет около одного часа. Кюриевую мишень растворили, раствор пустили в хроматографическую колонку с катионообменной смолой Дауэкс-50 и стали промывать смолу элюентом - альфа-оксиизобутиратом аммония. Адсорбированные смолой атомы переходили в элюент и вместе с ним просачивались сквозь смолу. Ожидаемый порядок выхода актиноидов определили заранее, в опытах с лантаноидами. Элемент №98 - аналог диспрозия - вышел из колонки вовремя. Его исследовали: период полураспада 98^{245} оказался равным 44 минутам. Новый элемент был назван калифорнием.

Известные изотопы калифорния:

Изотоп	Атомная масса	Период полураспада	Вид распада
Cf-242	242.06372	3.3 мин	альфа в Cm-238

Cf-243	243.065	11 мин	альфа в Cm-239
Cf-244	244.06599	20 мин	альфа в Cm-240
Cf-245	245.06807	44 мин	альфа в Cm-241
Cf-246	246.06884	36 час	альфа в Cm-242; самопроизв. (0.2%)
Cf-247	247.0712	3.11 час	захват электрона в Bk-247 (99.97%)
Cf-248	248.07218	334 дн	альфа в Cm-244; самопроизв. (0.013%)
Cf-249	249.07485	351 лет	альфа в Cm-245; самопроизв. ($5.2 \cdot 10^{-7}\%$)
Cf-250	250.07640	13.1 лет	альфа в Cm-246; самопроизв. (0.079%)
Cf-251	251.079580	898 лет	альфа в Cm-247
Cf-252	252.08162	2.64 лет	альфа в Cm-248; самопроизв. (3.08%)
Cf-253	253.08513	17.8 дн	альфа в Cm-249; бета в Es-253
Cf-254	254.08732	60.5 дн	самопроизв. (> 99%); альфа в Cm-250 (< 1%)
Cf-255	255.0910	1.4 час	бета в Es-255

Калифорний-252 интересен эффектом спонтанного тройного холодного деления: ядро ^{252}Cf самопроизвольно распадается на три осколка - ^{10}Be , ^{96}Sr и ^{146}Ba .

Получить весовые количества калифорния в ядерных реакциях с заряженными частицами - задача практически невыполнимая: слишком мал выход этого элемента при слиянии двух атомных ядер. Поэтому калифорний сегодня получают, облучая тяжелые изотопы плутония и кюрия в нейтронных потоках мощных ядерных реакторов, построенных специально для производства трансуранов. Иначе, в обычном котле, накопление калифорния будет происходить слишком медленно. Потребуется десятки лет, чтобы плутоний или кюрий превратились в элемент №98. На пути плутоний→калифорний в осколки превращаются 9999 ядер из 10000. В конечном итоге на один грамм калифорния затрачивается 10 килограммов ^{239}Pu . И все же потери в реакторе в тысячи раз меньше потерь при синтезе калифорния в пучке ускоренных ядер. Изотоп ^{252}Cf по существу замыкает цепочку плутоний-калифорний. Это ядро слабо взаимодействует с нейтронами, его очень трудно превратить в еще более тяжелые изотопы. ^{252}Cf становится как бы естественным "тупиком" в реакторной цепи превращений плутония. Поэтому в тупике и скапливаются в основном ядра изотопа ^{252}Cf , а более легкие изотопы - ^{249}Cf , ^{250}Cf , ^{251}Cf - получают в гораздо меньших количествах, хотя и стоят в предыдущих звеньях цепи превращений. На пути от плутония до калифорния 99.7% всех ядер распадается, и лишь 0.3% пройдут всю цепочку превращений.



Рис.2 Ядерные превращения при переходе от плутония к калифорнию

Лучше всего изучен изотоп ^{252}Cf . Он оказался незаменимо полезен для многих физических исследований. Хотя основной вид его распада - α -распад, интенсивность параллельного спонтанного деления достаточно велика (3.08%). Микрограмм ^{252}Cf в единицу времени дает столько же ядер-осколков, сколько микрограмм урана при интенсивном облучении нейтронами в ядерном реакторе. Поэтому его применяют

для изучения осколков деления. Главное применение калифорния - изготовление мощных и чрезвычайно компактных источников нейтронов. Грамм ^{252}Cf испускает $3 \cdot 10^{12}$ нейтронов в секунду. Он применяется в качестве пусковых источников нейтронов для ядерных реакторов, нейтронного каронажа (определении нефтяных пластов по характеру отражения нейтронов средой).

Калифорний получил известность за свою чрезвычайно малую критическую массу, якобы в "диапазоне грамм", создавая множество спекуляций по поводу возможности создания "карманных" ядерных бомб. Так же как и у других трансурановых элементов, нечетные изотопы делятся тепловыми нейтронами и имеют наиболее подходящие свойства деления. Только два изотопа подходящие кандидаты на роль делящегося вещества - долгоживущие ^{249}Cf и ^{251}Cf . Расхожее представление о калифорнии как об оружейном материале обычно сосредотачиваются на ^{252}Cf ,

вследствие его чрезвычайной нейтронной излучательной способности. Так, число вторичных нейтронов при спонтанном делении у ^{252}Cf очень велико: в среднем на акт деления приходится 3.82 нейтрона. Известно, что даже незначительная прибавка к числу вторичных нейтронов сильно влияет на критическую массу делящегося вещества, уменьшает ее. Однако относительно маленький период полураспада ^{252}Cf , интенсивное и проникающее нейтронное излучение, высокая тепловая мощность делают его достаточно непригодным для оружейного использования. К тому же, даже на десяток граммов калифорния придется переработать 100 кг плутония, а это очень много.

12. ЭЙНШТЕЙНИЙ

Эйнштейний - Einsteinium (Es), 99-ый элемент периодической системы. Научные исследования, проведенные в конце 1952 г., свидетельствовали о наличии этого элемента в продуктах распада термоядерного взрыва, осуществленного в Тихом океане в ноябре 1952 г. под именем "Операции Майк". Применяя новейшие методы исследования, проведенные Альбертом Гьорсо и Гленном Т. Сиборгом в Беркли над десятками килограммов коралловых отложений, собранных на одном из атоллов, ближе всего расположенном от места взрыва во время "Операции Майк", был найден новый элемент 99. Затем были найдены и другие пути синтеза элемента. В частности, этот элемент был получен при применении "сверхтяжелых снарядов", ионов азота для обстрела урановых мишеней. В августе 1955 г. на Международной научно-технической конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве элементу 99 было присвоено название эйнштейний в честь выдающегося ученого двадцатого столетия Альберта Эйнштейна, внесшего большой вклад в науку об атоме и атомном ядре. Изотопы этого элемента весьма неустойчивы, с коротким периодом "жизни". У него, самые «стойкие» изотопы с периодом полураспада в несколько часов. В земной коре не существует.

13. ФЕРМИЙ

Фермий - Fermium (Fm), 100 элемент периодической таблицы. Научные исследования, проведенные в конце 1952 г., обнаружили наличие элемента в продуктах распада термоядерного взрыва, осуществленного в Тихом океане в ноябре 1952 г. под именем "Операции Майк". Применяя новейшие методы исследования, проведенные А. Гьорсо и Г.Т. Сиборгом в Беркли над десятками килограммов коралловых отложений, собранных на одном из атоллов, ближе всего расположенном от места взрыва во время "Операции Майк", был найден элемент 100. Он был открыт при наличии всего лишь ... 200 его атомов! Затем были найдены и другие пути синтеза этого элемента. В частности, он был получен при применении "сверхтяжелых снарядов", ионов кислорода для обстрела урановых мишеней. В августе 1955 г. на Международной научно-технической конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве элементу было присвоено название фермий в честь выдающегося ученого двадцатого столетия Энрико Ферми, внесшего большой вклад в науку об атоме и атомном ядре. Изотопы этого элементов весьма неустойчивы, с коротким периодом "жизни". В земной коре не существует.

14. МЕНДЕЛЕВИЙ

Менделевий-Mendelevium (Md), 101 изотоп периодической системы. Для получения первых 17, атомов этого элемента, на которых изучены его некоторые химические и физические свойства, потребовалось мобилизовать весь арсенал физики и химии того времени (1955 г.): мощные циклотроны, жидкий гелий, тончайшие приемы хроматографического анализа, самую современную и совершенную аппаратуру для регистрации ядерных реакций, а в качестве "сырья" - один из изотопов также недавно синтезированного элемента эйнштейния. Обстреливая изотоп эйнштейния-253 альфа-частицами, получили первые атомы нового элемента. Образующийся элемент, как следует из его положения в периодической системе, должен быть радиоактивным. Поэтому, как описывает руководитель лаборатории Г. Сиборг, к счетчику, находившемуся в зале химической лаборатории, был присоединен оглушительный пожарный звонок, так что каждое из этих редких событий сопровождалось громким трезвонком, вызывающим в свою очередь радостные возгласы присутствующих. Однако этой игре был положен вполне справедливый конец, когда звонки обратили на себя внимание пожарной охраны. Всего 17 атомов! Невозможно подобрать даже подходящее сравнение для того, чтобы представить себе это количество. Если атомы железа, содержащиеся в булавочной головке, равномерно распылить над земным шаром, то на каждый квадратный метр поверхности земного шара упало бы... двадцать тысяч атомов железа. Группа

американских ученых А. Джиорзо, Б. Харвей, Д. Чоппин, С. Томпсон во главе с Г. Сиборгом, занимавшаяся получением элемента 101 и изучавшая некоторые его свойства, назвала вновь созданный элемент в честь гениального автора периодической системы Д. И. Менделеева - менделевием, ибо Менделеевская система до сих пор служит ключом к открытию элементов.

Исследование свойств элемента затруднялось до последнего времени отсутствием достаточного количества атомов. В лаборатории ядерных реакций Объединенного института ядерных проблем группа ученых (Ван Тун-сен, Малы, Таубе, Гаврилов) получила сравнительно большие количества атомов менделевия путем облучения урана ионами неона и изучила свойства элемента.

15. НОБЕЛИЙ

Нобелий - Nobelium (No), 102 элемент периодической таблицы, относится к актиноидам. Получен искусственно. Наиболее устойчивый изотоп ^{259}No ($T=1,5$ час) синтезирован в 1970 в США. Назван по имени А.Б.Нобеля.

Летом 1957 г. Сотрудники Нобелевского физического института (Стокгольм, Швеция) сообщили о синтезе первых 12 атомов нового элемента 102 путем облучения кюрия-244 ядрами углерода-13. Исследователи утверждали, что массовое число полученных радиоактивных изотопов нового элемента равно **253**, он – α -излучатель с периодом полураспада 10 -12 мин. Было предложено назвать элемент нобелием в честь института, в котором велось исследование. Однако убедительно подтвердить свое открытие шведские ученые не смогли. Не удалось сделать это и американским ученым Гиорсо и Сиборгу, которые сообщили, что при бомбардировке ядер кюрия-246 ионами углерода (C-12 и C-13) они получили изотоп элемента 102 с массовым числом **254** и периодом полураспада около 3 сек. Однако они не смогли его идентифицировать химическим путем. В СССР группа Г. Н. Флерова осенью того же года путем облучения плутония ядрами кислорода также получили изотоп 102-го с периодом полураспада в несколько секунд. Далее в Дубне проводили опыты по бомбардировке урана-238 ускоренными ионами неона-22. Удалось зарегистрировать семьсот актов распада нового изотопа 102-го элемента (распад – спонтанное деление на два примерно одинаковых осколка, $T=1000$ сек). В 1963-67 в СССР были синтезированы изотопы 251-256 этого элемента. Сотрудники Дубны назвали новый элемент жолотиум в честь Ф.Жолио-Кюри.

Сейчас в Аргонской национальной лаборатории (США) тяжелые ядра получают на установке ATLAS путем столкновения ядер кальция со свинцовой мишенью. Среди продуктов столкновений в малой доле присутствуют ядра изотопа **нобелия-254**. Эти ядра состоят из 102 протонов и 152 нейтронов и имеют относительно большой период полураспада $T=55$ секунд. Рождение ядер происходит внутри прибора, называемого "гамма-сферой", который представляет собой сферу, окруженную гамма-детекторами. С помощью гамма- сферы регистрируется гамма-излучение, испускаемое возбужденными и вращающимися ядрами. Пройдя через масс-анализатор, ядра попадают в кремниевый детектор, где они идентифицируются по характеристикам их распадов на более мелкие ядра. Ядро нобелия-254 является самым тяжелым из ядер, гамма-спектр которого был детально исследован. На основе измерений сделан вывод о том, что форма образующихся ядер нобелиума-254 отличается от сферической примерно на 20%. Было также показано, что столь тяжелые ядра могут иметь угловой момент $\approx 14\hbar$.

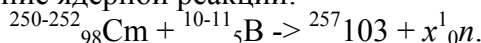
Международным союзом теоретической и прикладной химии (ИЮПАК) и Международным союзом теоретической и прикладной физики (ИЮПАП) в середине 1980-х гг. была создана специальная рабочая группа экспертов, которая сформулировала четкие условия признания приоритета открытия нового элемента. Ученые Дубны удовлетворены: приоритет Дубны в открытии 102-го элемента признан бесспорным. Однако, поскольку название нобелий к этому моменту стало общепринятым, его и оставили за этим элементом.

16. ЛОУРЕНСИЙ

Лоуренсий, Lr, элемент № 103, массовое число 260 - последний актиноид. Радиоактивен, самый долгоживущий изотоп этого элемента ^{260}Lr имеет период полураспада $3 \pm 0,5$ минуты.

Первое сообщение об этом элементе пришло из Беркли в 1961 году. В нем говорилось, что при облучении калифорниевой мишени ионами бора наблюдалась слабая альфа-активность с энергией 8,6 Мэв и периодом полураспада 8 ± 2 секунды. В работе приводился альфа-спектр, полученный при одном из многочисленных облучений. На спектре видна линия 8,6 Мэв, состоящая всего из

10—15 импульсов. Существенно, что калифорниевая мишень (всего три микрограмма калифорния) не была моноизотопной. Уравнение ядерной реакции:



103-й элемент был назван лоуренсием — в честь изобретателя циклотрона, американского физика Эрнеста Лоуренса.

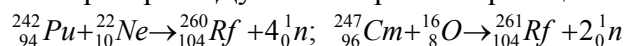
В Дубне элементом № 103 начали заниматься лишь через четыре года. При облучении америция-243 ионами кислорода-18 получили изотоп ${}^{256}\text{103}$ с периодом полураспада 35+10 секунд. В 1966—1967 годах были более детально изучены его радиоактивные характеристики, в частности сложный спектр альфа-излучения с энергией от 8,35 до 8,60 Мэв и ярко выраженным максимумом вблизи 8,42 Мэв. Затем были предприняты попытки получить и изотоп с массовым числом 257, описанный в работе 1961 года. Однако обнаружить изотоп 103-го элемента с периодом полураспада около 8 секунд и энергией альфа-частиц 8,6 Мэв так и не удалось ни в одной ядерной реакции, которая бы могла привести к образованию изотопа ${}^{257}\text{103}$. В 1971 в журнале “Physical Review” появилась статья о синтезе в Беркли сразу нескольких изотопов 103-го элемента. Результаты этой работы не вызывают сомнений. Кстати, в ней полностью подтверждаются полученные в Дубне сведения о изотопе ${}^{256}\text{103}$. Свойства же изотопа ${}^{257}\text{103}$ оказались совсем, иными, чем приписанные ему в 1961: период полураспада не 8, а $0,6 \pm 0,1$ сек., энергия альфа-частиц 8,37 Мэв вместо 8,6.

Лоуренсий – металл, плотность, т.пл. и т. кип в настоящее время неизвестны. Электронная структура атома $5f^{14}6d^17s^2$. Первые химические эксперименты с несколькими сотнями таких атомов радиохимии Дубны провели в 1968 году. Физики получали изотоп ${}^{256}\text{103}$, атомы которого хлорировали в специальной колонке, и по дочерним (а на этот раз и “внучатым”) продуктам судили о летучести образовавшегося хлорида. Летучесть, как и в случае с элементом № 102, оказалась минимальной. Так было определено, что элемент № 103 — последний актиноид. Впоследствии американские радиохимики установили, что в водных растворах устойчивое окислительное состояние элемента № 103 — 3+. Тем самым были подтверждены еще раз предположения теоретиков о четырнадцати радиоактивных элементах-аналогах.

17. РЕЗЕРФОРДИЙ

Резерфордий, Rutherfordium, Rf, 104 элемент IV группы периодической таблицы. Получен искусственно. Известны только радиоактивные изотопы: ${}^{260}\text{Rf}$ и ${}^{259}\text{Rf}$ (периоды полураспада 0,1 и 4,5 сек), впервые (1964 и 1966) обнаруженные в Дубне (СССР) по спонтанному делению ядер, и ${}^{261}\text{Rf}$ и ${}^{257}\text{Rf}$, впервые (1969) зарегистрированные в Беркли (США) по альфа-излучению. Наиболее устойчив изотоп 261 ($T=10$ с). Назван по имени Э.Резерфорда (Ранее в отечественной литературе его называли курчатовием).

Резерфордий был получен в лабораториях Дубны и Беркли по реакциям



Первоначально он был назван курчатовием, но затем остановились на резерфордии.

Химически является как аналог гафния, он - 6d-элемент.

Замечание. Из 10 возможных 6d-элементов к 2000 синтезированы 6: резерфордий ${}_{104}\text{Rf}$, дубний ${}_{105}\text{Db}$, сиборгий ${}_{106}\text{Sg}$, борий ${}_{107}\text{Bh}$, ганий ${}_{108}\text{Hn}$, мейтнерий ${}_{109}\text{Mt}$.

Резерфордий является первым “трансактиноидным” элементом. Электронная конфигурация атомов Rf в газовой фазе $5f^{14}6d^27s^2$ аналогична конфигурации первого “транслантаноидного” элемента гафния (Hf) $4f^{14}5d^26s^2$. Это подтверждается аналогией хим. свойств Rf и Hf. Так, безводный хлорид Rf по летучести близок к четырёххлористому гафнию ($t_{\text{возг}} 313$ °C) и намного более летуч, чем хлориды актиноидных элементов ($t_{\text{кип}}$ выше 1500 °C). Воспользовавшись этим свойством, в Дубне (1966) осуществили химическое отделение атомов Rf от сопутствующих радиоактивных актиноидных элементов. Т. о. было подтверждено, что резерфордий принадлежит к побочной подгруппе IV группы периодической системы элементов. Американские исследователи пришли позже к такому же выводу на основании сравнения химического поведения Rf, Hf и актиноидных элементов в водных растворах. Все исследования выполнялись с несколькими десятками атомов Rf, т. к. выход реакции ядерного синтеза очень мал; работы осложнялись коротким временем жизни изотопов Rf.

18. ДУБНИЙ

Дубний (dubnium), Db, 105 элемент 5 группы периодической таблицы, назван в честь подмосковного города Дубны, где были синтезированы этот и другие трансурановые элементы. До 1967 носил название нильсбория. На 2000 известно 4 изотопа с массовыми числами 257, 260 – 262, наиболее устойчивый из которых – ^{262}Db ($T = 40$ с). Исследования показали, что этот элемент имеет степень окисления +5 и по свойствам во многом сходен с Ta. Были синтезированы летучие соединения DbCl_5 , DbBr_5 .

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Спецкурс.

Лекция 19. ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ

Содержание.

1. УРАНОВЫЙ ЦИКЛ	2
2. УРАН – ТОРИЕВЫЙ ЦИКЛ	16
2.1 Ториевый топливный цикл	16
2.2 Уран-ториевый цикл на базе докритического реактора	18
3. УРАН – ПЛУТОНИЕВЫЙ ЦИКЛ	19
3.1 ОРУЖЕЙНЫЙ ПЛУТОНИЙ	20
3.2 Реакторный плутоний	21
3.3 Возможности обогащения плутония	22
3.4 Денатурированный плутоний	22
4. ТОРИЙ – ПЛУТОНИЕВЫЙ ЦИКЛ	23
5. СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНОЙ СТАДИИ ЯТЦ	23

Все способы производства топлива для ядерных реакторов, подготовки его к использованию и утилизации отработанного топлива вместе взятые и составляют то, что называют топливным циклом. Уже сам термин «топливный цикл» предполагает, что отработанное ядерной топливо может повторно использоваться на ядерных установках в свежих тепловыделяющих элементах после специальной обработки. Таким образом, ядерный топливный цикл описывает путь, по которому топливо попадает в ядерный реактор, и по которому его покидает.



Рис.1а Ядерный топливный цикл

Ядерная энергетика, в зависимости от базового делящегося нуклида (или нуклидов), использует разные топливные циклы. Различают урановый, торий-урановый, уран-плутониевый и торий-плутониевый циклы. В настоящее время наибольшее распространение получил урановый цикл, который точнее было бы назвать уран-плутоний-нептуниевым ядерно-энергетическим топливным циклом, поскольку именно эти элементы

(равно как некоторые другие важные трансплутониевые нуклиды) нарабатываются в реакторах на урановом топливе. Любой ядерный топливно-энергетический цикл подразделяется на два вида: открытый, нацеленный на захоронение отработанного топлива и радиоактивных отходов, и закрытый, предусматривающий достаточно полную переработку отработанного топлива и других отходов предприятий ядерной индустрии с целью выделения ценных элементов.

В данной лекции мы коротко рассмотрим основные особенности конкретных типов ядерного-топливного цикла с точки зрения их технологической, экономической и экологической целесообразности, а также с учетом актуальной проблемы нераспространения ядерного оружия.



Рис.16 Основные этапы обращения с ядерным топливом

1. УРАНОВЫЙ ЦИКЛ

Ядерный топливный цикл (*Nuclear fuel cycle*) - комплекс мероприятий для обеспечения функционирования ядерных реакторов, осуществляемых в системе предприятий, связанных между собой потоком ядерного материала и включающих урановые рудники, заводы по переработке урановой руды, конверсии урана, обогащению и

изготовлению топлива, ядерные реакторы, хранилища отработавшего топлива, заводы по переработке отработавшего топлива и связанные с ними промежуточные хранилища и хранилища для захоронения радиоактивных отходов

Применительно к урану, ядерный топливный цикл (ЯТЦ) – совокупность технологических операций на предприятиях ядерной индустрии (в первую очередь – на предприятиях атомной энергетики), включающих добычу урановой руды, изготовление уранового концентрата (в форме октооксида урана (III) U_3O_8 или диураната натрия $Na_2U_2O_7$); конверсию урана (производство гексафторида урана UF_6 и его обогащение ураном-235); изготовление топлива (металлического урана, оксидов или нитридов урана, керамики), тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) и топливных сборок (ТВС) для ядерных реакторов; сжигание уранового топлива в атомных реакторах с целью производства тепловой и электроэнергии (в некоторых случаях – и для производство оружейного плутония или других делящихся нуклидов); переработку (хранение или захоронение) отработанного ядерного топлива (ОЯТ), наработку радионуклидов для науки, промышленности и медицины, перевозку (транспорт) радионуклидов, переработку радиоактивных отходов, хранение, захоронение или трансмутацию (уничтожение) радиоактивных отходов, снятие с эксплуатации ядерных реакторов, демонтаж АЭС, АПЛ и других объектов ядерной индустрии, дезактивация и рекультивация местности.

Остановимся на отдельных этапах ЯТЦ несколько подробнее.

В отличие от угля, урановую руду нельзя подавать непосредственно на электростанцию. Прежде она должна быть очищена, сконцентрирована и помещена в специальные топливные стержни. На урановых рудниках ядерное топливо добывается в виде концентрата окиси урана U_3O_8 . Этот материал, порошок зеленого цвета, отправляется на дальнейшую переработку.

Он имеет тот же самый изотопный состав, как и руда, в которой содержание ^{235}U не превышает 0.7%. Остальная часть - это более тяжелый изотоп урана - ^{238}U (с небольшим содержанием ^{234}U). Большинство реакторов, включая легко-водные реакторы (LWR), не могут работать на таком топливе (использовать необогащенный уран могут Канадские реакторы типа CANDU). Содержание изотопа ^{235}U должно быть увеличено, приблизительно, до 3.5%. Этот процесс называют обогащением. Процесс обогащения требует, чтобы уран был в газообразной форме.

Конверсия урана (*Uranium conversion*) - химико-технологический процесс превращения урансодержащих материалов (главным образом, оксидов урана) в гексафторид урана.

Самый простой способ достичь этого состоит в том, чтобы преобразовать окись урана в гексофторид урана (UF_6), который находится в газообразном состоянии при температурах

немногим более комнатных. Следовательно, первый адресат концентрата окиси урана - это завод, где происходит его преобразование в шестифтористый уран. После этого UF_6 попадает на обогатительный завод, на котором происходит увеличение концентрации расщепляющегося изотопа ^{235}U . В этом процессе 85% естественного уранового топлива отбрасывается как «обедненный уран» (главным образом ^{238}U).

Замечание. Иногда обеднённый уран относят к радиоактивным отходам, поскольку его нельзя использовать как топливо в медленных реакторах. На самом деле такой уран – ценное сырьё. Его можно использовать как топливо в реакторах на быстрых нейтронах, в качестве разбавителя оружейного плутония, он применяется для изготовления транспортных контейнеров для перевозки гамма-излучающих контейнеров изотопов, в качестве защитных экранов, но главное назначение обеднённого урана – изготовление оболочек бронированных снарядов и авиабомб, предназначенных для поражения подземных бункеров (высокая эффективность подобного оружия была наглядно продемонстрирована американцами при бомбардировке Югославии).

Таким образом, после обогащения 15% от первоначального количества представляет собой обогащенный уран, содержащий 3.5% изотопа ^{235}U . Методы обогащения основаны на использовании малой разности в массах атомов ^{235}U и ^{238}U . Большинство существующих установок используют процесс газообразной диффузии, при котором газообразный UF_6 пропускается через длинный ряд мембранных барьеров, которые позволяют молекулам, содержащим ^{235}U , преодолевать их быстрее чем, молекулам, содержащим ^{238}U . Современные заводы используют высокооборотные центрифуги для разделения молекул, содержащих эти два изотопа. Обогащенный уран далее поступает на завод по изготовлению тепловыделяющих элементов. UF_6 преобразовывается в двуокись урана, керамический материал, и формируется в малые цилиндрические таблетки, приблизительно 2 см по высоте и 1.5 см в диаметре. Эти таблетки помещаются в специальные трубки, изготовленные из нержавеющей стали (или из сплава циркония), длиной 4 метра и называются тепловыделяющими элементами (ТВЭЛ). Трубки собирают в связки, площадью, приблизительно, 30 кв. см, которые и образуют, так называемые, реакторные топливные сборки. В реактор мощностью в 1000 МВт погружают, примерно, 75 тонн топлива в таких сборках. В реакторе топливо остается в реакторе в течение трех лет. Кроме

теплоты, выделяемой при реакции расщепления ^{235}U , реактор производит расщепляющийся плутоний (^{239}Pu), который накапливается в топливных элементах.

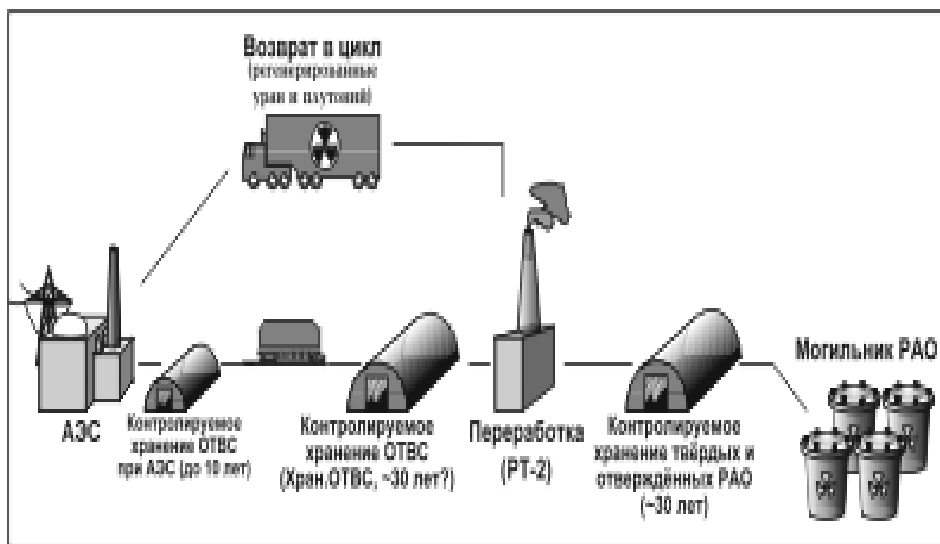


Рис. 2 Замкнутый ядерный топливный цикл.

А) Блок-схема замкнутого ЯТЦ (РТ-2 – завод по переработке твэлов любых реакторов, который собираются построить в России, ОТСВ – отработанные тепловыделяющие сборки)

По истечению примерно трех лет, содержание продуктов деления и других материалов, поглощающих нейтроны, возрастает настолько, что цепная реакция деления замедляется. Отработанные топливные сборки в этом случае удаляют и заменяют новыми. Одну третью часть топлива заменяют каждый год. После удаления из реактора, отработанное ядерное топливо (ОЯТ) сохраняет радиоактивность и выделяет тепло. Поэтому в течение некоторого времени такое топливо выдерживают в бассейнах под водой для отвода теплоты и защиты от ионизирующего

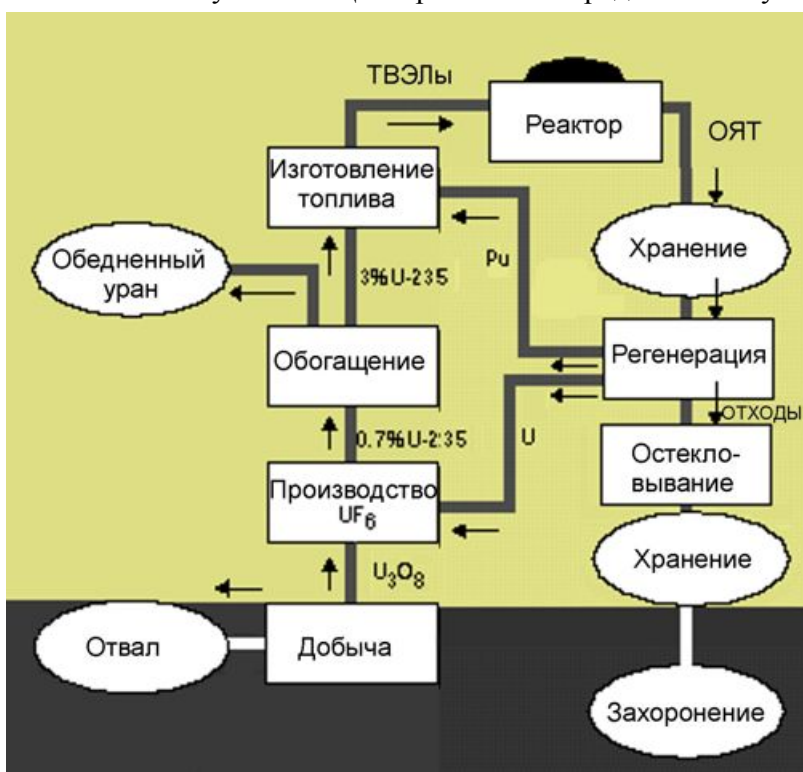
излучения. Следующим шагом может быть переработка отработанного ядерного топлива для закрытия топливного цикла или окончательное захоронение - открытый топливный цикл. Хранение отработанного ядерного топлива первоначально осуществляется непосредственно в реакторном отделении. Затем оно может быть перемещено в другое место, например, на специальные склады «сухого хранения».

Для атомной энергетики различают два вида ЯТЦ – открытый (разомкнутый) и закрытый (замкнутый).

Замкнутый ядерный топливный цикл - ядерный топливный цикл, в котором отработавшее ядерное топливо, выгруженное из реактора, перерабатывается для извлечения урана и плутония для повторного изготовления ядерного топлива.

В замкнутом ЯТЦ на радиохимических предприятиях осуществляется переработка отработанного ядерного топлива (ОЯТ) с целью возврата в цикл невыгоревшего урана-235, почти всей массы урана-238, а также изотопов энергетического плутония, образовавшихся при работе ядерного реактора (Рис.1). Из ядерного топлива выделяют ценные компоненты, которые используют для изготовления нового ядерного горючего. При этом активность отходов, подлежащих окончательному захоронению, минимизируется.

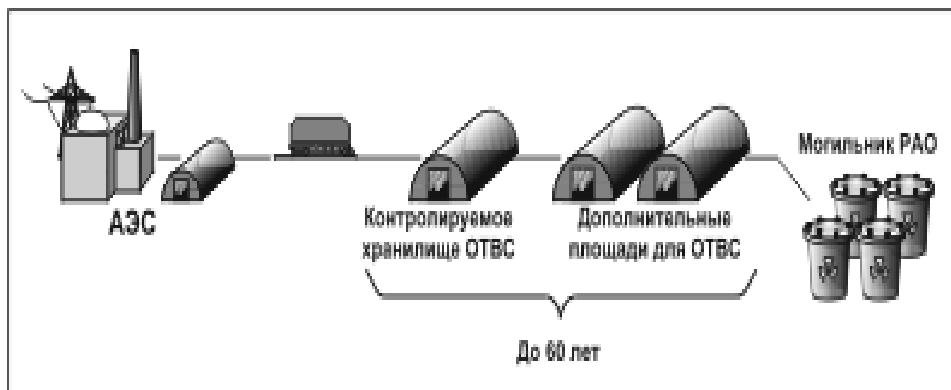
Замкнутый ЯТЦ второго типа предполагает утилизацию энергетического и оружейного



плутония посредством развития производства смешанного уран-плутониевого топлива (МОКС-топлива) из диоксидов урана и плутония (UO_2 , PuO_2) для реакторов на быстрых и тепловых нейтронах. Повышение эффективности использования ядерного топлива и возможность вовлечения в ЯТЦ плутония как ценного энергоносителя являются основными аргументами в пользу замкнутого цикла. В замкнутом топливном цикле ядерное топливо урановых реакторов рассматривается как важнейший элемент сырьевой базы отрасли. Обосновывается это тем, что ОЯТ содержит значительное количество делящихся изотопов, возвращение которых в ЯТЦ после переработки расширит сырьевую базу ядерной энергетики.

Рис.3 Замкнутый урановый топливный цикл

После удаления топлива из реактора, топливные стержни проходят обработку на перерабатывающих заводах, где они дробятся и растворяются в кислоте. После специальной химической обработки из отработанного топлива выделяют два ценных продукта: плутоний и неиспользованный уран. Примерно 3% топлива при этом остается в качестве высокоактивных отходов. После битумирования (или остекловывания) эти высокорadioактивные материалы подлежат длительному захоронению. 96 % урана, который используется в реакторе, остается в исчерпанном топливе (в реакторе расходуется не более 1% U-235). Оставшаяся часть топлива преобразуется в теплоту и радиоактивные продукты распада, а некоторая часть в плутоний и другие актиноиды. Следовательно, переработка отработанного ядерного топлива может иметь



некоторые экономические выгоды при восстановлении неиспользованного урана и плутония, который был произведен в реакторе.

Рис.4. Разомкнутый (открытый) ядерный топливный цикл

Это уменьшает объем высокорadioактивных и опасных отходов, которые необходимо надлежащим образом хранить, что также имеет определенную экономическую целесообразность. В отработанном ядерном топливе содержится примерно 1% плутония. Это очень хорошее ядерное топливо, которое не нуждается ни в каком

процессе обогащения, оно может быть смешано с обедненным ураном (так называемое смешанное оксидное топливо или MOX-топливо) и поставляться в виде свежих топливных сборок для загрузки в реакторы. Его можно использовать для загрузки в будущие реакторы-размножители.



Рис.5. Схема этапов в замкнутом ЯТЦ

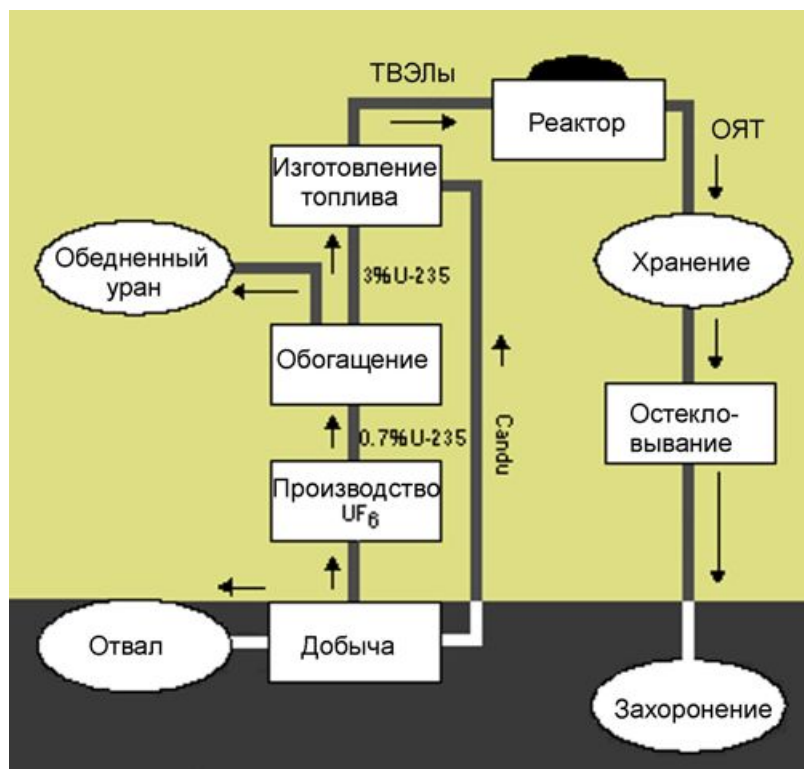
Восстановленный уран может возвращаться на дополнительное обогащение, или поставляться в виде свежего топлива для действующих реакторов. Замкнутый топливный цикл эффективной системой использования урана без его дополнительной

добычи на рудниках (в энергетических единицах экономия составляет, примерно, 30 %) и именно поэтому промышленность сразу одобрила такой подход.

Однако, подобные схемы переработки отработанного ядерного топлива не получили широкого распространения в значительной степени из-за довольно низких цен на уран.

В разомкнутом (открытом) ЯТЦ отработанное ядерное топливо считается высокоактивными радиоактивными отходами и вместе с остаточными делящимися изотопами исключается из дальнейшего использования (**Рис. 2 и 3**) – поступает на хранение или захоронение. Поэтому разомкнутый ЯТЦ характеризуется низкой эффективностью использования природного урана (до 1%).

Незамкнутый ядерный топливный цикл (Once-through fuel cycle) - ядерный топливный цикл, в котором отработавшее ядерное топливо, выгруженное из реактора, не перерабатывается и рассматривается как радиоактивные отходы.



В некоторых странах проблема переработки отработанного ядерного топлива связана не столько с энергетическими проблемами, сколько с необходимостью решения важных военных задач. Для изготовления атомного оружия необходимо масштабное промышленное производство оружейного урана и плутония. С этой целью в СССР было построено 13 военно-промышленных реакторов с графитовым замедлителем нейтронов и водным охлаждением (реакторы типа РБМК, тепловая мощность около 2 тыс. Мвт).

Рис.6. Открытый урановый топливный цикл (включая реактор Канду, работающий на природном уране)

В настоящее время работают три из них, обеспечивая тепло- и электроэнергией

близлежащие города. Предусмотрено, что нарабатываемый плутоний будет храниться, а затем его будут использовать не столько для производства атомного оружия, сколько для производства топлива для гражданских АЭС. В США было построено 14 промышленных (военных) реакторов. Сейчас все они остановлены.

^{239}Pu (наряду с другими изотопами плутония) образуется в ядерных реакторах из урана. Параллельно получается большое количество высокорadioактивных продуктов деления урана и нептуний. Задача переработки уранового горючего, в котором накопился плутоний и продукты деления, сводится к отделению плутония и регенерации урана.

Расширенное воспроизводство ядерного топлива (Nuclear fuel breeding) - воспроизводство ядерного топлива с коэффициентом конверсии, большим 1. В этом случае, делящегося материала нарабатывается больше, чем "сгорает" в реакторе.

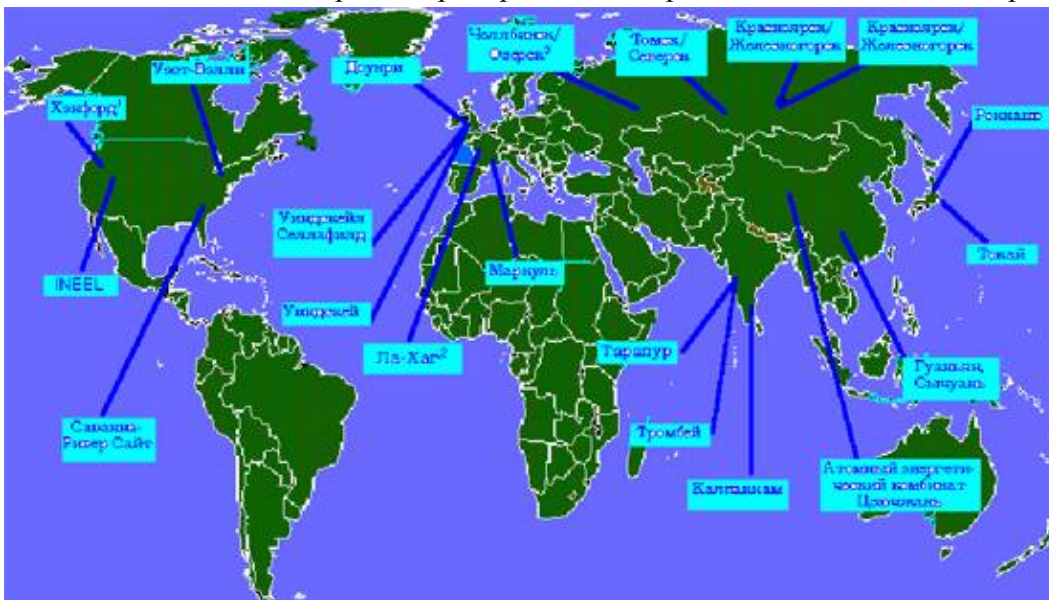
В промышленных (военных) реакторах уран берется в виде металла. Основные продукты деления – это изотопы рутения, циркония, ниобия, стронция, иттрия, цезия, бария, криптона и лантаноидов. Принцип отделения плутония от урана основан на получении урана в степени окисления +6, а плутония – в низших степенях окисления и последующего их разделения. Отделение от продуктов деления (редкоземельных элементов и циркония) ведется после окисления плутония до Pu^{VI} .

Металлический плутоний получают восстановлением тетрафторида плутония металлическим кальцием.

В течение последних 20 лет в России осуществлялась (на заводе РТ-1) радиохимическая переработка отработанного ядерного топлива АЭС с реакторами типа ВВЭР-440, исследовательских реакторов и реакторов судовых энергетических установок гражданского и военно-морского атомных флотов. Однако переработка ОЯТ реакторов типа РБМК и ВВЭР-1000 (т.е. основных реакторов энергетики России) не проводилась и до сих пор считается экономически нецелесообразной, хотя технически это возможно. В целом для российской ядерной энергетики характерно наличие разомкнутого ЯТЦ. В настоящее время строится завод РТ-2, на котором предполагается переработка отработанных твэлов любых энергетических реакторов России (в первую очередь ВВЭР-1000).

Кроме того, проводятся работы по переводу реакторов АЭС на уран-плутониевое топливо. Продолжается разработка реактора-наработчика топлива на быстрых нейтронах на базе реактора типа БН в целях замыкания ядерного топливного цикла (включая эффективное сжигание оружейного плутония). Только после успешного завершения подготовительного периода Россия сможет полностью перейти на замкнутый ЯТЦ.

Разные страны придерживаются разных национальных программ, предусматривающих



либо переработку ОЯТ, либо захоронение, либо «отложенное решение», то есть длительное хранение отработанных твэлов. Безопасность и относительная простота «сухого» хранения позволяют держать «открытыми» оба варианта обращения с ОЯТ.

Рис.7. Карта расположения предприятий по переработке ОЯТ

Из 34 стран в настоящее время лишь 5 государств (Индия, Япония, Англия, Россия, Франция) перерабатывают ОЯТ на своих предприятиях. Большинство стран, включая Канаду, Финляндию, ФРГ, Италию, Нидерланды, Швецию, Швейцарию, Испанию, США и КНР, предпочитают либо хранить ОЯТ, пока не будет найден эффективных метод переработки, либо передают ОЯТ на переработку другим странам. Во Франции последовательно реализуется концепция замкнутого ЯТЦ реакторов PWR. Ядерная энергетика Франции ежегодно нарабатывает около 1100 тонн ОЯТ. Большая его часть перерабатывается. В перспективе планируется перерабатывать ОЯТ полностью. Регенерированный уран и плутоний используется в реакторах PWR, их объемы постепенно увеличиваются. Поскольку в результате радиохимической переработки отработанного ядерного топлива образуется большой объем РАО, то большинство стран ориентируются на долговременное (до 50 лет) хранение ОЯТ, что дает возможность подготовиться к окончательному захоронению, но не исключает возможности его химической переработки в дальнейшем. Так, в Швеции принято решение о закрытии ядерной энергетики к 2010 и последовательной реализации концепции открытого ЯТЦ. Ядерная энергетика Швеции ежегодно нарабатывает около 250 тонн ОЯТ. ОТВС накапливаются в бетонном бассейне на глубине около 30 м в центральном хранилище

для всех АЭС. К 2000 г. из всех действующих в мире реакторов выгружено более 200 тыс. т ОЯТ, основная часть которого удалена без переработки на хранение сроком 20—100 лет перед окончательным захоронением. В Швеции проводится обширный комплекс работ по подготовке к геологическому захоронению всего ОЯТ и других видов радиоактивных отходов АЭС. В Германии реализуется вариант замкнутого ЯТЦ на основе реакторов LWR. ОЯТ немецких АЭС перерабатывается на мощностях COGEMA (Франция) и BNFL (Великобритания) в соотношении примерно 50% на 50%. Выделенный при переработке плутоний в виде МОКС-топлива (т.е. уран-плутониевого топлива) загружается в немецкие реакторы типа PWR и BWR.

Франция, Германия, Великобритания, Россия и Япония продолжают развитие технологий закрытого топливного цикла для окисных топлив, а в Европе более 35 реакторов способны частично использовать МОХ-топливо (от 20 до 50 %), содержащего до 7 % пригодного для реакторов плутония.

В настоящее время лишь Великобритания (компания BNFL – с 1964 года), Франция (компания COGEMA – с 1966 г., BNFL и COGEMA) и Россия перерабатывают ОЯТ других государств. Зарубежные компании расширяют производственные мощности. BNFL имеет заказы на переработку 3700 тонн ОЯТ с АЭС в Великобритании и 6000 тонн ОЯТ из других стран. COGEMA должна переработать 8 тыс. тонн французского и 16 тыс. тонн чужого ОЯТ. В Японии вводится в эксплуатацию завод по переработке ОЯТ

производительностью 1200 тонн в год. В течение 20 лет в Россию планируется ввести из-за рубежа 20 тыс. тонн ОЯТ.

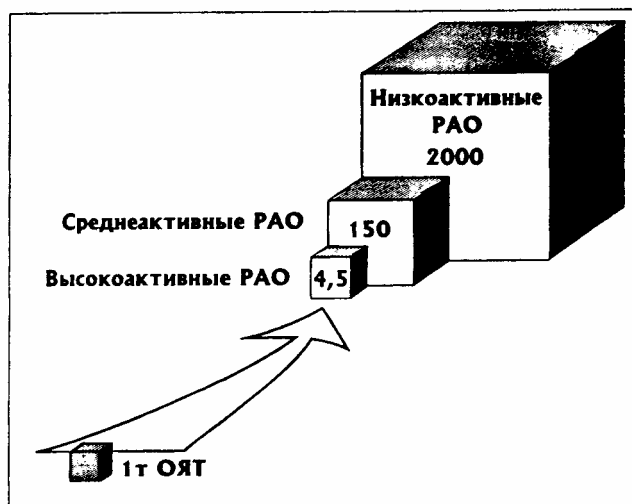


Рис.8. Увеличение объема РАО в ходе переработки ОЯТ (в м³)

Наиболее последовательно замкнутый ЯТЦ осуществляет Франция. Согласно французской точки зрения, переработка ОЯТ в сочетании с возвратом в топливный цикл плутония и вводом реакторов на быстрых нейтронах помогут обеспечить в долгосрочной перспективе сохранение запасов природного урана. Распределение урана по всему миру

гарантирует геополитическую стабильность, является фактором устойчивого развития, однако не решает проблему долгосрочного обеспечения энергетическими ресурсами. Дело в том, что в современных легководных реакторах сжигается только 1 % содержащегося в топливе природного урана, а остальные 99% либо отправляются на промежуточное хранение, либо утилизируются как отходы. Если не исправить эту ситуацию, то в условиях растущих потребностей в электроэнергии, запасы урана, который можно добыть по достаточно низкой цене, иссякнут. Облученное ядерное топливо – это не отходы, в нем содержится огромное количество ценных энергетических продуктов. Переработка ОЯТ важна также и с точки зрения утилизации радиоактивных отходов, поскольку позволяет снизить их радиотоксичность.

Эта точка зрения подтверждается деятельностью французских радиохимических заводов. Так, за последние 15 лет на перерабатывающем предприятии на мысе Аг (Франция) было переработано 15 тыс. тонн ОЯТ. Уже сегодня осуществим возврат в топливный цикл легководных реакторов плутония, причем не только в форме МОКС-топлива. Использование новых достаточно экономичных технологий позволяет постепенно увеличить количество сжигаемого плутония и в течение 20-30 лет стабилизировать его запасы. Кроме того, следуя этой стратегии, можно подготовиться к тому, чтобы при первой необходимости перейти к эксплуатации "быстрых" реакторов". На модернизированном реакторе "Фениксе" начаты экспериментальные исследования

новых форм топлива для технологической демонстрации трансмутации в реакторах на быстрых нейтронах. Реактор «Феникс» мощностью 233 МВт - единственный оставшейся во Франции "быстрый" реактор, поскольку в 1998 году было принято решение об остановке находившейся в промышленной эксплуатации АЭС «Суперфеникс» с реактором на быстрых нейтронах мощностью 1200 МВт.

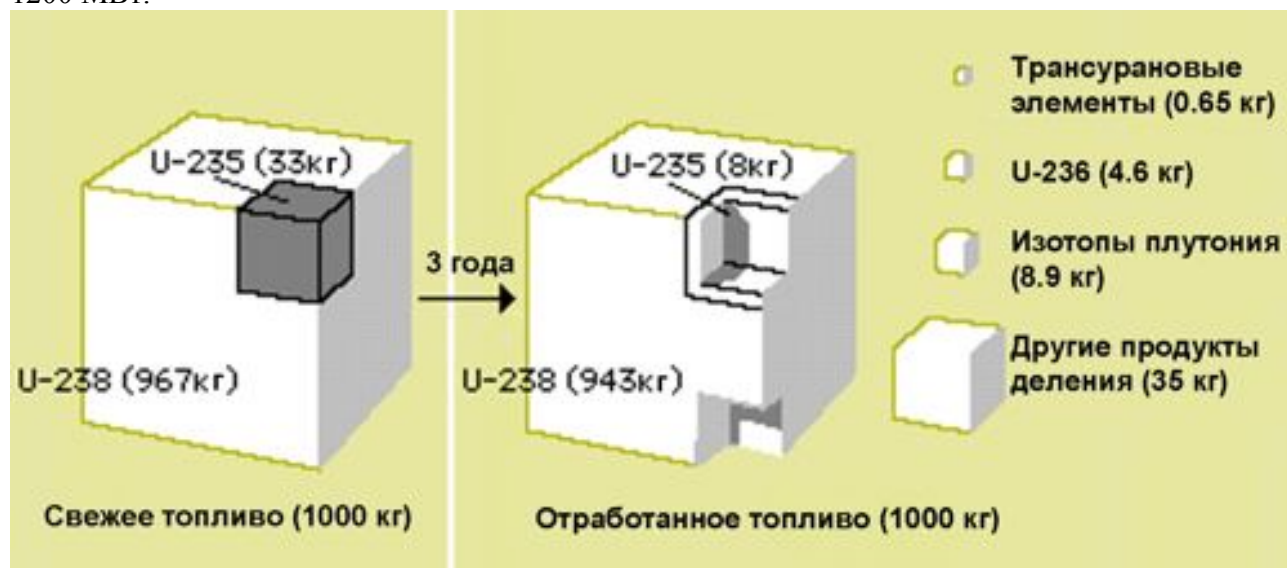
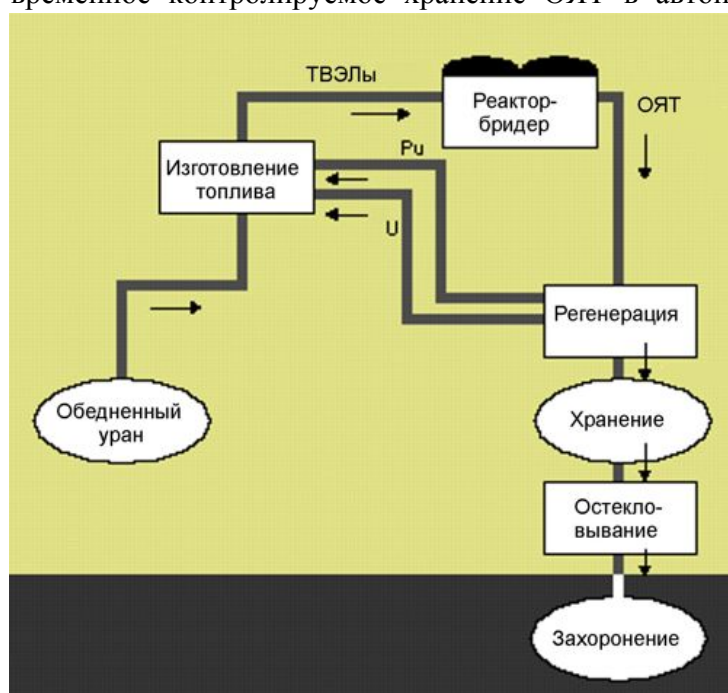


Рис.9. Изменение изотопного состава ядерного топлива, после сжигания в реакторе АЭС

Любой ядерный топливный цикл – дорогостоящее и опасное производство. Выбор оптимального варианта ЯТЦ – серьезная проблема для страны и мира в целом. Поэтому сравнительному анализу перспектив открытого и закрытого вариантов ЯТЦ уделяли и уделяют большое внимание. Варианты сравнивали по экономическим и экологическим критериям, а также по критерию нераспространения ядерного оружия. Если ЯТЦ разделить на два этапа: 1) дореакторная часть и 2) послереакторная часть, то по первому этапу особых разногласий нет, а по второму – имеется большой разброс мнений.

Этапы замкнутого ЯТЦ включают выдержку ОЯТ на территории АЭС в течение 3–10 лет; временное контролируемое хранение ОЯТ в автономных хранилищах (сроком до 40 лет). К



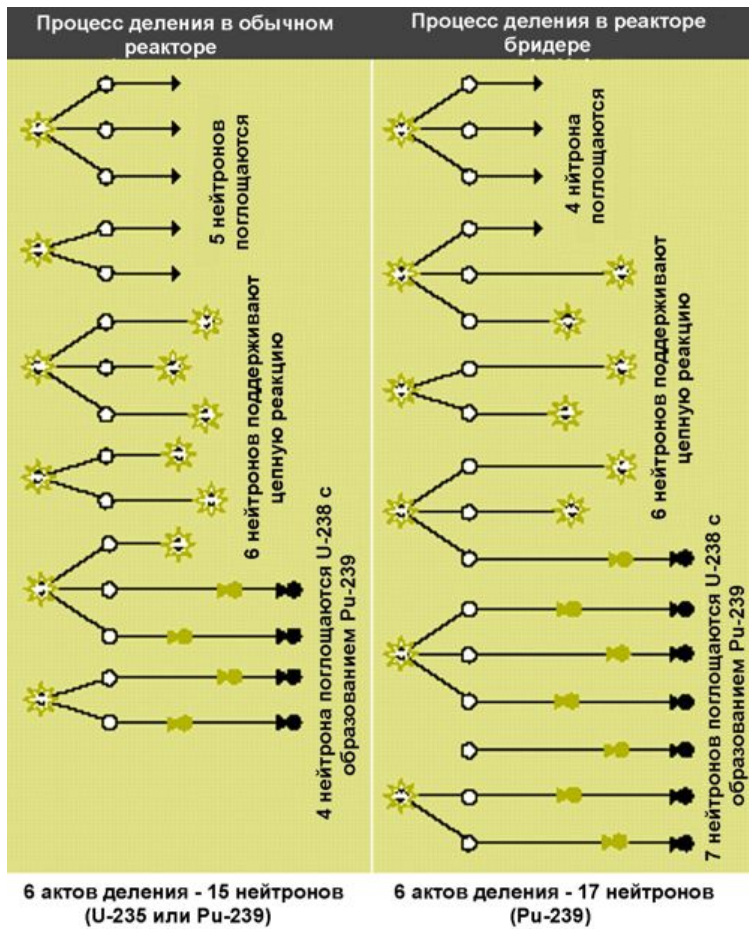
плюсам замкнутого ЯТЦ относят возврат в энергетику делящихся материалов — урана и плутония, что обеспечит энергетику топливом на тысячелетие при любом росте потребностей.

Рис.10. Ядерный топливный цикл на быстром реакторе – бридере.

Кроме того, объёмы радиоактивных отходов, предназначенных для вечного захоронения, будут гораздо меньше после переработки ОЯТ, чем объёмы отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) без их переработки. Наконец, допустимое время контролируемого хранения отработанного топлива

составляет 30-40 лет, после чего они в обязательно должны быть переработаны.

Схема открытого варианта ЯТЦ значительно короче и проще. Отсутствует основной источник загрязнения окружающей среды радионуклидами - радиохимический завод, т. е. отсутствует наиболее радиационно опасное производство. Радиоактивные вещества постоянно находятся в твёрдом состоянии в герметичной упаковке (в ОТВС), не происходит их «размазывание» по огромным площадям в виде растворов, газов при «штатных» и нештатных выбросах и т.д. Исчезают все проблемы, связанные со строительством и будущим выводом из эксплуатации радиохимического завода: финансовые и материальные затраты на строительство и эксплуатацию завода, в том числе на зарплату, электро-, тепло-, водоснабжение, на огромное количество защитного оборудования и техники, химических реагентов, агрессивных, ядовитых, горючих и взрывоопасных веществ (кислот, щелочей, органических жидкостей) и т.д. Исчезает необходимость закачивания под землю трития, устраняются проблемы с утилизацией йода,



жидких и газообразных отходов, выбросов и т.д. и т.п. Сроки контролируемого хранения ОЯТ (50–60 лет) оказываются почти такими же, как и суммарные сроки контролируемого хранения ОТВС и отверждённых высокоактивных отходов в первом варианте.

Рис.11. Процессы деления ядер в медленном и быстром реакторе

Правда, потребуется сооружение дополнительного хранилища для контролируемого хранения отработанного топлива. И, наконец, «вечное» захоронение ОТВС не означает полное и вечное исключение из оборота ядерных материалов. Ибо «могильник» для отработанного топлива — это искусственное компактное месторождение урана и плутония, к «разработке» которого всегда можно вернуться в случае крайней необходимости — когда появятся новые принципы подхода к использованию ядерных материалов, новые технологии

по переработке ОЯТ, снизится активность осколочных радионуклидов и т.д.

Завершающая часть ядерного топливного цикла (Nuclear fuel cycle back-end) - деятельность, включающая транспортировку, хранение, переработку отработавшего ядерного топлива, обращение с радиоактивными отходами и их захоронение.

К недостаткам открытого цикла следует отнести большую стоимость долговременных хранилищ и полигонов для захоронения, трудности обеспечения долговременной изоляции ТВС от биосферы (существует реальная опасность освобождения радионуклидов в случае разрушения твэлов при их длительном хранении), необходимость постоянной вооруженной охраны захоронений (возможность хищения делящихся нуклидов из захоронений террористами также представляется реальной).

Анализу экономических аспектов различных вариантов ЯТЦ уделяли много внимания практически во всех заинтересованных странах. Для проведения оценок по изучению и сравнению экономических показателей открытого и замкнутого ЯТЦ применительно как к реактору на тепловых, так и быстрых нейтронах использовались различные исходные данные и методики. Неудивительно, что выводы расходятся довольно значительно.

В рамках первой оценки (Франция, 1989) было проведено сравнение стоимости производства электроэнергии в 2010 г. на медленном реакторе PWR с открытым ЯТЦ и быстрым реакторе сравнимой мощности с замкнутым ЯТЦ. Срок эксплуатации АЭС - 25 лет, срок эксплуатации установок топливного цикла - 40 лет. Оказалось, что топливная составляющая стоимости производства электроэнергии на БР будет на 20-30% ниже, чем на МР. Стоимость производства электроэнергии на БР будет несколько выше, но этот рост укладывается в погрешность расчета. В целом, экономика использования плутония в тепловых реакторах спорна и маловероятно, чтобы переработка ОЯТ исключительно с целью выделения плутония и его рецикла в медленном реакторе была бы конкурентоспособна по сравнению с открытым ЯТЦ.

В рамках второй оценки (1993) было проведено сравнение двух концепций послереакторной части ЯТЦ: французской и Шведской. Продемонстрировано примерное равенство стоимостей послереакторных частей замкнутого ЯТЦ Франции и открытого ЯТЦ Швеции. Отмечено, что степень неопределенности в оценке стоимости открытого ЯТЦ значительно выше. Важнейшие этапы открытого ЯТЦ - разборка ОЯТ и его геологическое захоронение - еще не оработаны в промышленном масштабе.

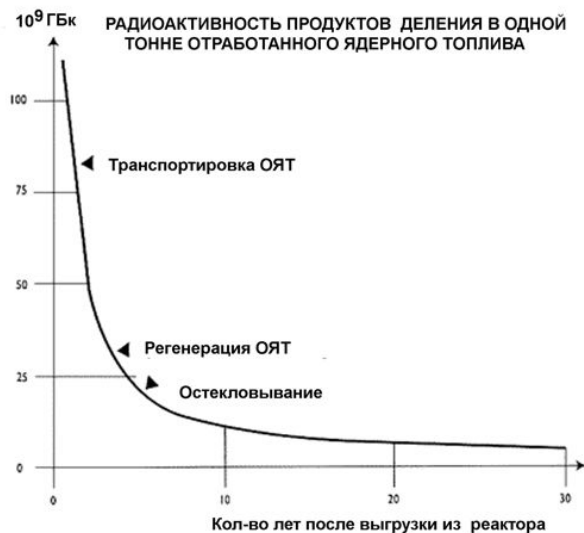
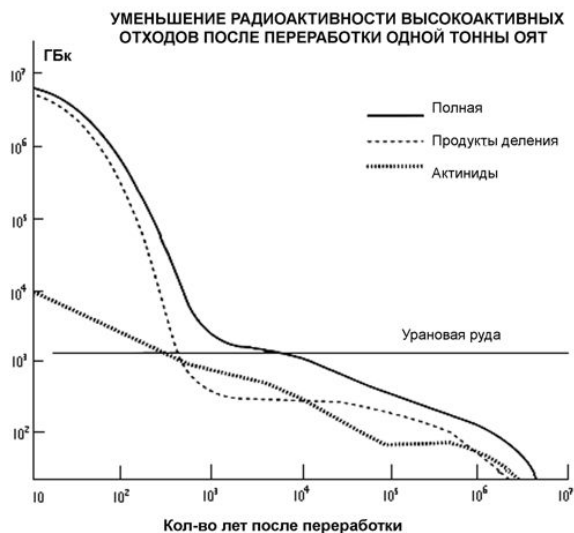


Рис.12. Динамика изменения активности ОЯТ после его извлечения из реактора

В рамках третьей оценки (1991-1993) оценена стоимость ЯТЦ для реакторов типа PWR и BWR, а также CANDU и ATR. Были подробно рассмотрены экономические характеристики замкнутого и открытого ЯТЦ для АЭС с реакторами PWR. За основу были приняты характеристики PWR французской серии N4 (тепловая мощность 4020 МВт (тепл.), электрическая мощность 1390 МВт (эл.), проектный срок эксплуатации 30 лет, средний КИУМ за проектный срок эксплуатации 75%, кампания топлива 4 года, ежегодные перегрузки, средняя глубина выгорания 42,5 ГВт·сут/тУ). Анализировали два варианта послереакторной части ЯТЦ. Первый вариант включал переработку ОЯТ и рецикл регенерированного урана и плутония. Использовались технико-экономические характеристики нового гипотетического завода по переработке ОЯТ. Ожидаемые в перспективе стоимости этапов послереакторной части ЯТЦ для данного варианта были определены на основании опыта, полученного при эксплуатации современных заводов по переработке ОЯТ THORP (Великобритания) и UP3 (Франция). Второй вариант основан на долговременном хранении и последующем захоронении ОЯТ. Были учтены европейские требования нормативной базы атомной энергетики в части защиты окружающей среды и безопасности. Исследование показало, что усредненная за срок эксплуатации реактора стоимость замкнутого ЯТЦ составляет 0,623 цент/кВт·ч, а для открытого - 0,546 цент/кВт·ч. Различие в 12% с учетом степени неопределенности исходных данных не существенно. Этого можно было ожидать, т.к. доля послереакторной части в общей усредненной стоимости ЯТЦ не превышает 20%. Поэтому значительное различие в стоимости послереакторной части замкнутого и открытого ЯТЦ не



12

привело к значительному различию в общей усредненной стоимости этих топливных циклов. Еще меньшее влияние это оказало на различие в стоимости производства электроэнергии на АЭС с различными вариантами ЯТЦ, так как доля топливной составляющей стоимости производства электроэнергии на АЭС в странах OECD обычно составляет 15-25%.

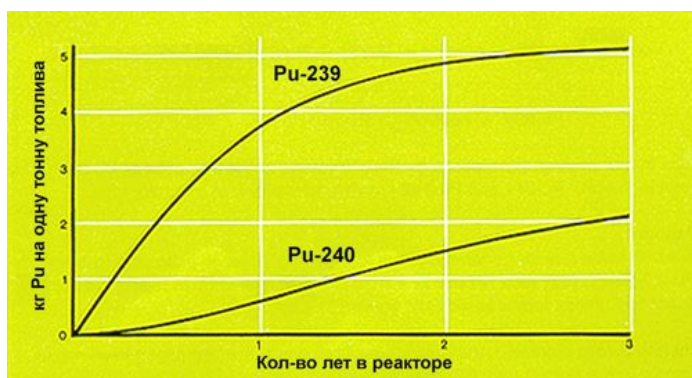
Кондиционирование радиоактивных отходов (Radioactive waste conditioning) - операции, при которых радиоактивные отходы переводятся в форму, пригодную для перевозки, хранения или захоронения

Рис.13. Динамика изменения активности

переработанного ОЯТ

Четвертая оценка посвящена исследованию конкурентоспособности замкнутого ЯТЦ в условиях Германии. Немецкие исследования, выполненные до 1994 г. показали преимущество открытого ЯТЦ перед замкнутым. После выхода в 1994 нового немецкого ядерного законодательства эти преимущества практически исчезли.

Рис.14. Накопление изотопов плутония в реакторе



Специалистами SOGEMA было проведено обобщающее сравнение вариантов ЯТЦ для ядерной энергетики Германии в целом. Использовались экономические характеристики новых заводов по переработке ОЯТ, в частности учитывалось снижение за последние годы удельной стоимости переработки, рост степени извлечения урана и плутония, снижение удельного количества отходов переработки ОЯТ. Рассматривался

замкнутый ЯТЦ, основанный на возможностях SOGEMA и предполагающий использование плутония в качестве МОКС-топлива LWR, и открытый ЯТЦ с захоронением ОЯТ. Оба варианта охватывали все этапы ЯТЦ, начиная от добычи природного урана и заканчивая обращением с ВАО либо ОЯТ. Рассматривался полный баланс топлива немецкой атомной энергетики и полные затраты на ЯТЦ с 1979 по 2029 гг. Таким образом, в данном случае рассматривался не открытый ЯТЦ в чистом виде, а некоторый переходный вариант от замкнутого ЯТЦ к открытому. Мощность атомной энергетики Германии была принята постоянной на уровне 22 ГВт, начиная с 1994 г. Предполагалось, что, благодаря программе улучшения топливных характеристик реакторов, средняя глубина выгорания выгружаемого ОЯТ к 2015 г. достигнет значения 52 ГВт·сут/т. Полученные результаты не дают предпочтения ни одному из вариантов. При этом техническая неопределенность в оценке стоимости реализации замкнутого ЯТЦ значительно ниже чем открытого.

Основной вывод из проведенных исследований: замкнутый ЯТЦ представляет сравнительно низкий экономический риск для энергетических компаний. Для открытого ЯТЦ результаты показали большую степень неопределенности - 8-20%.

Табл. 1 иллюстрирует особенности подходов разных стран к проблеме переработки отработанного ядерного топлива.

Табл.1 Обращение с отработанным ядерным топливом в странах мира (2000)

Страна	Принцип хранения и переработки	Тип хранилища
Аргентина	Хранение не менее 10 лет. затем переработка и захоронение остеклованных отходов в глубокие геологические формации	-
Бельгия	Хранение в бассейнах выдержки. Переработка и захоронение остеклованных отходов после 50—75-летнего хранения	-
Бразилия	Хранение, затем переработка и захоронение остеклованных отходов в глубокие геологические формации	-
Великобритания	Хранение в бассейнах выдержки при АЭС, последующая переработка. В проекте – строительство центрального хранилища ОЯТ усовершенствованных газоохлаждаемых реакторов. Захоронение остеклованных высокоактивных отходов после 50-летней выдержки в глубокие геологические формации	3 модульных сухих хранилища на 83 т ОЯТ реакторов. Теплоотвод осуществляется естественной конвекцией
Индия	Хранение в бассейнах выдержки, последующая переработка. Остеклованные высокоактивные отходы захораниваются в глубокие геологические формации	-
Испания	Хранение в бассейнах выдержки на АЭС 10-20 лет, затем в сухом хранилище 10-20 лет. В проекте - прямое захоронение в геологические формации	-
Италия	Переработка в других странах с возвратом высокоактивных отходов для захоронения в геологические формации после 50-летнего хранения. В проекте—сухое хранилище с компактным размещением ТВС и демонстрационная установка	Модульный бетонный контейнер при АЭС на 12 ТВС реактора с водой под давлением
Канада	Хранение в бассейнах выдержки и сухих бетонных контейнерах около 50 лет. затем подготовка к захоронению в геологические формации. Химическая переработка — в случае экономической целесообразности	4 бетонных контейнера для «сухого» хранения 370 т урана
Корея (Респ Корея)	Промежуточное хранение, затем 50-летнее хранение в централизованном сухом хранилище .В настоящее время отработанные ТВС находятся в хранилище с тесной решеткой	-
Нидерланды	Хранение в бассейнах выдержки переработка в других странах с возвратом остеклованных отходов для захоронения в геологические формации после 50-100 лет выдержки	Проектируется сухое хранилище на 5 тыс т всех видов РАО, в т.ч. ОЯТ
Россия	Хранение до 3 лет при реакторах, до 10 лет в отдельно стоящем хранилище на территории АЭС. затем частичная переработка	Хранилище ОЯТ реакторов типа ВВЭР-1000 объемом боте 6 тыс. т ОЯТ (Горно-химический комбинат)
США	Хранение в бассейнах выдержки, сухих хранилищах или контейнерах не менее 5 лет. в проекте — захоронение в геологические формации	4 контейнера при АЭС, 3 сухих хранилища при АЭС
Тайвань	Промежуточное хранение при АЭС. затем 50-летнее хранение в центральном хранилище в сухих защитных	-

	контейнерах. В настоящее время отработанные ТВС помещаются в хранилище с тесной решеткой	
Финляндия	Хранение в бассейнах выдержки на АЭС не менее 5 лет, затем возврат зарубежным поставщикам или передача другим странам для переработки и возможного захоронения. Не исключено захоронение в геологические формации на территории страны.	-
Франция	Хранение не более года, затем переработка. Остеклованные отходы выдерживаются не менее 20 лет, затем захораниваются в глубокие геологические формации	Хранилище на 150-200 т урана и бассейн – хранилище
ФРГ	Хранение в бассейнах выдержки и сухих контейнерах при АЭС 5-10 лет, затем переработка и захоронение остеклованных отходов в геологические формации	3 хранилища, возможно, в будущем хранение ОЯТ в сухих контейнерах.
Швейцария	Передача в другие страны на переработку, затем возврат высокоактивных отходов для захоронения. В настоящее время отработанные ТВС находятся в хранилище с тесной решеткой	Испытывается сухое хранилище
Швеция	Хранение полгода на площадке АЭС. Затем в центральном хранилище вне АЭС 40 лет с последующим захоронением в геологические формации	Центральное хранилище на 3 тыс т урана (в проекте – увеличение объема до 9 тыс т урана) близ АЭС
Япония	Передача в другие страны на переработку (до создания собственных заводов). В проекте — создание центрального промежуточного хранилища, захоронение высокоактивных отходов в геологические формации после 30-60 лет хранения	Испытывается сухое хранилище, совершенствуется сухое хранилище-контейнер

Табл. 2. Современные и прогнозируемые мощности по переработке ОЯТ (тТМ/год).

Страна	Тип реактора	Годы						
		1998	1999	2000	2005	2010	2015	2020
Китай	LWR				25	25	25	25
Франция	LWR	1600	1600	1600	1600	1600	1600	1600
Индия	PHWR	60	160	160	460	460	460	460
	Исс.реактор	50	50	50	50	50	50	50
Япония	LWR	100	100	100	620	900	900	900
Россия	LWR, FBR	400	400	400	400	400	400	400
Великобритания	FBR	10	10	10	10			
	GGR/магнокс	1500	1500	1500	1500	1500		
	LWR/AGR	1200	1200	1200	1200	1200	1200	1200

В первом приближении можно считать, что на данном этапе экономически оба варианта обращения с ОЯТ — переработка с последующим вечным хранением радиоактивных отходов или вечное хранение ОЯТ без переработки — примерно равноценны. Поэтому при выборе варианта ЯТЦ на первый план выходят вопросы экологической, энергетической, социальной, медицинской целесообразности осуществления замкнутого или открытого ЯТЦ.

Какому топливному циклу будет отдано предпочтение в конкретной стране, зависит от критериев, которые будут использоваться при оценке вариантов решения проблемы локализации уже накопленных и будущих отходов (включая ОЯТ). Этих критериев пять: степень риска для здоровья людей и окружающей среды; стоимость переработки ОЯТ, строительства хранилищ и т.

п.; соответствие законодательству страны по ввозу ОЯТ из-за рубежа; соответствие целям нераспространения ядерного оружия и ядерных материалов; информированность населения.

Химическая переработка ОЯТ проектируется исходя из условий безопасности. Сопоставляя степени риска при внутренней аварии и внешнем воздействии на предприятиях ЯТЦ, специалисты оценивают химическую регенерацию ОЯТ как сопряженную с наибольшим риском из всех стадий цикла. Поэтому многие эксперты считают, что современный уровень химической технологии регенерации ОЯТ не отвечает требованиям экологической безопасности и отработанные тепловыделяющие элементы целесообразно целиком закладывать на длительное хранение. Кроме того, переработка ОЯТ связана с образованием значительного количества радиоактивных отходов.

В России до 2010 г. ядерная энергетика будет развиваться в основном в разомкнутом (открытом) топливном цикле, поскольку, учитывая значительные запасы уранового сырья России, нецелесообразно с экономической точки зрения расширять переработку отработанного топлива. Сейчас идет подготовка технической и производственной базы для перехода к замкнутому ядерному топливному циклу (строится завод РТ-2 по переработке ОЯТ, приспособляются медленные реакторы АЭС к МОКС-топливу, расширяется использование быстрых реакторов в

атомной энергетике и др.). Постепенный переход на закрытый вариант ЯТЦ диктуется не только внутренней потребностью России но и необходимостью переработки ОЯТ зарубежных АЭС. Общий объем планируемого ввоза на переработку и хранение отработанного ядерного топлива (ОЯТ) с зарубежных объектов использования атомной энергетики составит 20000 тонн, за что Россия должна получить 20 миллиардов USD. Совокупную мощность предприятий России по переработке ОЯТ к 2010 г можно оценить в 1900 т/год 400 т/год (РТ-1) и 1500 т/год (при пуске завода РТ-2).

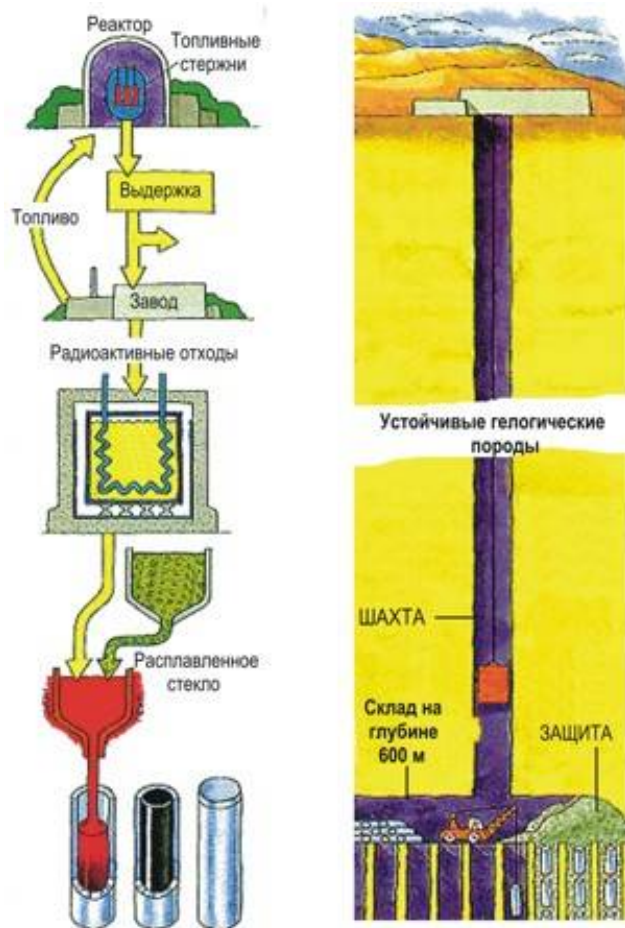


Рис.15. Хранение и захоронение ядерных отходов

Отработавшее ядерное топливо, перерабатываемое на предприятиях топливного цикла России, представляет собой:

- ТВС, отработавшие свой ресурс в энергетических реакторах типа ВВЭР-440, БН-350, БН-600 или в транспортных ядерных установках;
- ТВЭЛы промышленных реакторов, содержащие уран, обогащенный на 90% изотопом ^{235}U ;
- ядерное топливо промышленных реакторов в виде ТВЭЛов (блоков) на основе металлического

урана природного обогащения, предназначенное для наработки плутония.

(ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 также хранится на территории радиохимического завода, но пока не перерабатываются. Для ОЯТ реакторов типа РБМК долговременных хранилищ нет вообще. Сейчас ОЯТ АЭС с реакторами типа РБМК хранится на площадках АЭС, и предполагается, что после определенной выдержки оно будет отправлено на окончательное захоронение по схеме разомкнутого ЯТЦ).

Единственный в России завод по переработке отработанного ядерного топлива РТ-1 действует на территории комплекса, ранее производившего оружейный плутоний (Челябинск-65). Завод РТ-1

перерабатывает в год 200 т ТВС (проектная мощностью 400 т тяжелого металла в год). Он является компонентом замкнутого ЯТЦ. Имеющаяся здесь технология обеспечивает переработку ОЯТ российских АЭС с реакторами типа ВВЭР-440, БН-600, БН-350 (но не ВВЭР-1000!), а также отработанное топливо ядерных транспортных установок атомного флота и исследовательских реакторов. Регенерированный уран используют для производства топлива реакторов типа РБМК, а плутоний (к 1995 г. его количество составило 30 т) складывается. ОЯТ от реакторов ВВЭР-1000 предполагается перерабатывать на заводе РТ-2 (Красноярск) после завершения его строительства.

ТВЭЛы промышленных реакторов (наработка оружейного плутония) перерабатываются на радиохимических производствах трех предприятий: — ГХК (горно-химический завод, Красноярск); - ПО «Маяк» (радиохимический завод, Челябинск).

На этих же предприятиях осуществляется долговременное хранение радиоактивных продуктов производства.

2. УРАН – ТОРИЕВЫЙ ЦИКЛ

2.1 Ториевый топливный цикл

Интерес к торию, как топливу для ядерных реакторов объясняется возможностью образования делящегося изотопа ^{233}U в результате захвата теплового нейтрона ^{232}Th . Как правило, в топливных системах отработавшее топливо перерабатывается с целью извлечения делящегося ^{233}U . Однако в некоторых случаях ^{233}U сжигается на месте без переработки и производства нового топлива. Так как ^{233}U не существует в природе, топливный цикл может начаться лишь на существующем в природе делящемся изотопе, а именно на ^{235}U . Если в топливе накоплено достаточное количество урана-233, то реактор может работать длительное время лишь на тории и воспроизводимом ^{233}U .

Реакторы на ториевом топливном цикле подобны реакторам на быстрых нейтронах. В реакторах этого типа естественный ^{232}Th при поглощении нейтронов превращается в делящийся изотоп урана (^{233}U). Этот изотоп, участвуя в цепной реакции деления, выделяет теплоту и избыточные нейтроны, которые преобразовывают еще большее количество тория в ^{233}U . Такая технология привлекательна тем, что, во-первых, позволяет избежать производства плутония, во-вторых, в качестве топлива используется довольно распространенный торий, а, в-третьих, эффективность использования топлива может быть близка к эффективности реакторов на быстрых нейтронах. Однако, количество расщепляющегося ^{233}U , производимого в такой установке, не совсем достаточно, чтобы поддерживать цепную реакцию деления. Поэтому, хотя интерес к таким проектам не затухает вот уже на протяжении последних 30 лет, тем не менее до их промышленного применения пока еще далеко.

Отметим, что реакторы на тепловых нейтронах лучше работают на тории-уране-233, тогда как реакторы на быстрых нейтронах более эффективны для уран-плутониевого цикла.

Внедрение ториевого топлива в атомную энергетику диктуется несколькими причинами:

1. Запасы тория на планете превосходят запасы урана в 4 - 5 раз. Ториевые месторождения более доступны, чем урановые. Особенно это важно для России: российских запасов урана хватит только на 20 лет, а запасов тория в месторождениях в районе Новокузнецка и Томска (туганское месторождение тория, титана, циркония) достаточно много.
2. С точки зрения наработки делящихся нуклидов, преимущество тория перед ураном состоит в его тугоплавкости: лишь при 1400-1500°C кристаллическая решетка тория начинает претерпевать фазовые превращения. Это позволяет реактору на ториевом горючем работать при более высоких температурах.
3. Ториевая энергетика, в отличие от урановой, не нарабатывает плутоний и трансураниевые элементы. Это важно как с экологической точки зрения, так и с точки зрения нераспространения ядерного оружия (Выделение из уранового топлива оружейных актиноидов позволяет создать государствам-«изгоям» и террористам собственное ядерное оружие).

4. Поскольку ториевая энергетика принципиально неосуществима без использования в ней оружейного урана, реакторы на ториевом горючем естественным образом позволяют использовать непосредственно оружейный уран (не разбавляя его ураном-238, как приходится делать у урановом топливном цикле).
5. Ядерные реакторы на ториевом топливе более безопасны, чем на урановом, поскольку ториевые реакторы не обладают запасом реактивности. Поэтому никакие разрушения аппаратуры реактора не способны вызвать неконтролируемую цепную реакцию.

Как уже упоминалось в предыдущих лекциях, при всех различиях современных быстрых и тепловых реакторов есть одна черта, их объединяющая. И тот и другой работают по схеме выжигания активной компоненты топлива (уран-235, плутоний-239) в активной зоне: в них первоначально закладывается активного материала больше, чем это требуется для непосредственного поддержания критического уровня. Стационарное положение балансируется стержнями - поглотителями нейтронов. Поэтому ни один из ныне существующих реакторов, работающих по принципу выгорания, нельзя отнести к безусловно безопасным, ибо, если по какой-то причине регулирующие стержни покинут активную зону, то возникнет значительная надкритичность. Цепная реакция в таких условиях будет развиваться настолько быстро, что никакая аварийная защита не поможет.

Урановый реактор слабо защищен от террористического акта. Ни одна атомная электростанция не выдержит удара крупного самолета. Если произойдет разрушение узла привода поглотительных стержней, систем управления защиты, ядерный реактор взорвется, как атомная бомба. В этой связи решающим преимуществом модернизации действующих атомных станций с переводом их на торий является то, что ториевый реактор по своей внутренней физической сути не способен привести к ядерному взрыву. Реактор можно разрушить до основания, конечно, дорогую цену заплатить за загрязнение зала, самой территории станции, но он никогда не взорвется подобно Чернобылю. Так что единственная возможность предельно обезопасить ныне действующие атомные станции - это перевести их через модернизацию на использование тория. А ториевый реактор - это то техническое решение, которое по новой концепции обеспечивает полную ядерную безопасность.

С точки зрения экономики ториевая энергетика превышает урановую энергетика не в проценты, а в разы. В ходе модернизации действующих атомных электростанций в плане перевода их на торий, в тех же габаритах, в корпусе ядерного реактора можно разместить ториевые тепловыделяющие элементы, которые с этого же объема активной зоны могут в 2-3 раза снять больше энергии. В ходе реконструкции не строится новая атомная станция, а простой сменой топлива удваивается мощность старой, путем добавления паровых турбин, теплообменников и электрических машин. Важно так же, что ториевая энергетика позволяет обеспечить непрерывную работу реактора на 30-50 лет. (Сегодня атомная станция раз в год или в полтора года останавливается для перезагрузки). За это время никаких перезагрузок топлива, никаких ядерных отходов, никаких проблем переработки.

Использование тория на модернизированных реакторах действующих АЭС позволяет решить следующие проблемы:

Проблема безопасности атомной энергетике и нераспространения ядерных материалов. В отличие от существующих реакторов, которые работают на смеси изотопов урана-235 (делящийся) и урана-238 (изотоп для производства плутония), предлагается использовать комбинированное топливо: уран-235 (изотоп для возбуждения реакции деления) и торий-232 (изотоп для получения основного делящегося изотопа урана-233. В ториевом реакторе нарабатывается не плутоний-239, а изотоп урана-233, что обеспечивает высокое выгорание ядерного топлива. Поэтому ториевый цикл обладает следующими преимуществами: а) отработавшие твэлы не нуждаются в радиохимической переработке, что значительно снижает риск загрязнения среды; б) снимается проблема накопления плутония, а, следовательно, и его распространения (в виде оружия); в) не требуется создавать

новых реакторов, а достаточно модернизировать существующие под загрузку твэлы с новым топливом; г) ториевые реакторы обладают повышенной внутренней ядерной безопасностью.

Проблема безопасного хранения и утилизации оружейного урана и плутония. Сплавы тория с небольшими добавками оружейного урана и плутония в ядерном отношении безопасны и не требуют специальных мер при хранении. Они опасны только в радиационном отношении, однако это их свойство может служить дополнительной гарантией от хищения.

Оружейный уран и плутоний - стратегический и залоговый материал в ториевой энергетике. Возможно в будущем торий займет место урана и станет важнейшим стратегическим материалом - энергоносителем. При этом сплавы тория с добавками оружейного урана или плутония могут служить новым залоговым материалом для получения кредитов со стороны заинтересованных финансовых кругов, так как полностью удовлетворяют главным требованиям к таким материалам.

Недостатки ториевого цикла то же хорошо известны:

- 1) Ториевый цикл, в целом, дороже уранового.
- 2) Ториевые твэлы обладают высокой гамма-радиоактивностью, что затрудняет обращение с ними.

Топливо из тория и образующегося урана-233 характеризуется жестким γ -излучением энергии 2.6 Мэв, источником которого является ^{208}Tl , образующийся при радиоактивном распаде ^{232}U . В свою очередь ^{232}U образуется из ^{233}U в результате $(n, 2n)$ реакции. Коротковолновое γ -излучение обуславливает необходимость дистанционного управления всеми операциями топливного цикла из операторского помещения, обеспеченного защитным экраном, что увеличивает затраты ториевого цикла по сравнению с урановым топливным циклом.

Поэтому ториевое топливо пойдет в энергетические реакторы только после существенной модернизации уран-ториевого цикла (новая технология производства тепловыделяющих элементов).

2.2 Уран-ториевый цикл на базе докритического реактора

Наиболее перспективным направлением разработки новых энергетических реакторов представляется создание ториевого докритического реактора снабженного ионным ускорителем.

В мире ежегодно образуется долгоживущих радиоактивных нуклидов в количестве 430 млн. кюри. Самые опасные из них – долгоживущие или делящиеся актиноиды. Устранить опасности, связанные с накоплением долгоживущих актиноидов, можно на новой основе давно известного уран-ториевого топливного цикла, внося в него кардинальные усовершенствования. Действительно, как уже говорилось выше, существующие реакторы работают на урановом цикле, постоянно нарабатывая плутоний. К 1990 в мире уже было 902 т плутония из них 248 т обогащенного плутония. Даже если новые АЭС не будут вводиться в строй, к 2050 г будет накоплено 5000 т плутония, 85 т америция и 270 т нептуния.

Предлагается создать ядерный топливный цикл на основе ториевого жидкосолевого ядерного гомогенного реактора с внешним источником возбуждения нейтронов. Работа ториевого гомогенного реактора организуется в так называемом «доминирующем режиме распада», при котором практически не происходит накопления ядер актиноидов с массовым числом более 235. Весь комплекс ядерной установки размещается под землей на глубине не менее 50 метров. В качестве делящегося материала будет использоваться ^{233}U , а в качестве воспроизводящего материала - ^{232}Th . В начале реактор работает на чистом ^{235}U как источнике нейтронов, а затем из тория рождается ^{233}U и реакция идет сама собой в течение 50 лет (нужно только иногда добавлять торий). В какой-либо перезарядке реактор не нуждается.

В реакторе каскадного типа применяется внешний источник нейтронов - ускоритель электронов (возможно - ускоритель протонов). Пучок ускоренных электронов падает на мишень, в которой за счет ядерных реакций образуются нейтроны. Две реакторные зоны - расплавы фторидов урана (нелетучий тетрафторид) и лития имеют несколько различный состав. Температура солей 500°C - первый контур и 430°C - второй контур. При работе с потоком

нейтронов 10^{15} н/см²с некоторое количество плутония все же образуется, поэтому полагают работать на потоке 10^{13} н/см²с. Нейтронный яд – ксенон - постоянно выводится и поглощается. После окончания работы фториды перерабатываются газообразным фтором. При этом высшие фториды урана возгоняются и возвращаются в реактор. Остаток хранится 300-400 лет, а затем используется в виде фторидных стекол. Реактор имеет 5 барьеров безопасности, в том числе - безопасность от диверсий. При потоке (флюенсе) 10^{13} н/см²с и мощности 1 Гвт объем реактора 350 м³.

Преимущества предлагаемой новой технологии:

- исключается наработка и накопление трансурановых элементов и большого количества долгоживущих высокорadioактивных отходов, тем самым решается проблема по обращению с отходами;
- топливный цикл полностью замыкается и работает в режиме самообеспечения делящимся материалом с периодической подпиткой воспроизводящим неделящимся природным материалом - тетрафторидом тория;
- полностью исключается сброс радиоактивных газов в атмосферу;
- полностью исключается транспортировка по воде и суше высокорadioактивных отходов и больших количеств делящихся материалов;
- подземная компоновка резко повышает экологическую безопасность, поэтому АЭС может быть вплотную приближена к потребителю тепла, в том числе и крупного города;
- примерно в 1000 раз уменьшается объем высокорadioактивных отходов;
- себестоимость электроэнергии снижается не менее, чем в 2 раза.

3. УРАН – ПЛУТОНИЕВЫЙ ЦИКЛ

В настоящее время в мире накоплено избыточное количество оружейного плутония. Например, Россия и США взяли обязательство переработать по 34 тонны оружейного плутония. Выбраны два способа его ликвидации. Часть плутония будет использована в качестве топлива в реакторах американских АЭС, а из того плутония, который загрязнен примесями и не будет использован в топливе АЭС, предложено изготовить «шайбы», которые будут упакованы в специальный контейнер, залиты расплавом стекла и направлены на хранение и последующее захоронение.

Концепция по обращению с плутонием, высвобождаемым в ходе ядерного разоружения, базируется на использовании его энергетического потенциала в атомно-энергетическом комплексе страны, а именно, изготовлении уран-плутониевого топлива (МОКС-топлива) для реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. В России предполагается изготовить первую партию МОКС-топлива в 2008 году для использования его в промышленном масштабе на Балаковской АЭС. Для того, чтобы в такие сжатые сроки создать новые производства и модифицировать АЭС, необходимо использовать опыт, накопленный западноевропейскими странами в области изготовления МОКС-топлива.

МОКС-топливо широко используется в западноевропейских легководных реакторах. Европейское МОКС-топливо изготавливается на основе **энергетического** плутония, который представляет большую опасность для персонала, работающего с этим материалом, и окружающей среды, чем **оружейный**. Энергетический плутоний получается в результате переработки облученного в энергетических реакторах уранового топлива, он загрязнен примесями, повышающими его радиационную опасность. Можно модифицировать реакторы типа ВВЭР-1000, приспособив их к МОКС-топливу, и обеспечить необходимый уровень их безопасности. Воздействие на окружающую среду облученного МОКС-топлива практически не отличается от воздействия облученного уранового топлива.

Современные технологии позволяют переходить как от энергетического (гражданского) плутония к оружейному, так и, наоборот, от оружейного к энергетическому. Остановимся на этих процессах несколько подробнее.

3.1 ОРУЖЕЙНЫЙ ПЛУТОНИЙ

Это название обычно применяется к плутонию с содержанием ^{240}Pu менее 7%. Типичный состав оружейного плутония приведен в **Табл. 3**. Первые две колонки - средний состав плутония, произведенного в Хэнфорде и Саванне в июне 1968. Третья - базируется на образцах почвы, взятых поблизости от Роки Флетс в 1970-х с учетом ^{241}Am (продукта распада ^{241}Pu).

Табл.3 Типичный состав оружейного плутония в почвах США

Изотоп	Хэнфорд (сред. 6/68)	Саванна (сред. 6/68)	Роки Флетс (сред. 1970-е)
^{238}Pu	менее 0.05%	менее 0.05%	следы
^{239}Pu	93.17%	92.99%	93.6%
^{240}Pu	6.28%	6.13%	5.8%
^{241}Pu	0.54%	0.86%	0.6%
^{242}Pu	менее 0.05%	менее 0.05%	следы

В США и России производится и сверхчистый плутоний с 3% ^{240}Pu , для обогащения обычного плутония, и, возможно, для специальных зарядов. Некоторые американские военные устройства требуют содержание ^{240}Pu менее 1.5%.

Существенный вопрос: что подразумевает название "оружейного качества". Самая распространенная интерпретация состоит в том, что это плутоний с содержанием изотопа ^{240}Pu менее 7%, действительно требующийся для успешного создания оружия. По крайней мере, превышение этой отметки означает серьезный компромисс с эффективностью. Наличие ^{240}Pu точно определяет характеристики оружия, ибо именно от него зависит нейтронный фон и такие вторичные явления как рост критической массы (незначительный) и тепловой выход. Нейтронный фон влияет на проект ядерного взрывного устройства ограничением общей массы заключенного плутония, необходимостью достижения скоростей имплозии выше определенного порога. Как указывалось выше, некоторые проекты (преимущественно старые), требуют плутония с низкой концентрацией ^{240}Pu по этим причинам.

На самом деле обозначение плутония как «оружейной чистоты» - исключительно экономический вопрос. С одной стороны, стоимость плутония падает с ростом доли ^{240}Pu . С другой - ^{240}Pu увеличивает критическую массу. Около 6-7% ^{240}Pu делает общую стоимость плутония минимальной. Это не означает, что существующие ядерные устройства сохраняют работоспособность, если увеличить уровень ^{240}Pu . Они спроектированы для достижения наилучшего эффекта с определенным делящимся материалом и пострадают в работоспособности при изменении изотопного состава. Принимая средний состав оружейного плутония: 93.4% ^{239}Pu , 6.0% ^{240}Pu и 0.6% ^{241}Pu можно просчитать следующие его свойства. Начальная тепловая мощность свежеработанного оружейного плутония 2.2 Вт/кг, уровень спонтанного деления 27100 делений/с. Этот показатель деления позволяет использовать в оружии 4-5 кг плутония с очень низкой вероятностью предетонации при условии хорошей имплозионной системы. По прошествии пары десятилетий, большая часть ^{241}Pu превратится в ^{241}Am , существенно увеличив тепловыделение - до 2.8 Вт/кг. Поскольку ^{241}Pu прекрасно делится, а ^{241}Am - нет, это приводит к снижению запаса реактивности плутония и должно приниматься в расчет конструкторами.

Нейтронное излучение 5 кг оружейного плутония 300000 нейтронов/с создает уровень излучения 0.003 рад/час на 1 м. Фон снижается отражателем и взрывчатым веществом, окружающим его. Облегченное оружие уменьшает радиацию в 5-10 раз. С другой стороны, высокая проникающая способность нейтронов увеличивает опасность. Длительный постоянный контакт с ядерными взрывными устройствами во время их обычного обслуживания может привести к дозе радиации, приближающейся к предельной годовой для профессионального состава.

Вследствие малой разницы в массах ^{239}Pu и ^{240}Pu , эти изотопы не разделяются промышленно широко распространенными способами обогащения. Единственный способ произвести более чистый ^{239}Pu - сократить время пребывания в реакторе кассеты с ^{238}U . Малые количества плутония разделяются на электромагнитном сепараторе для исследовательских целей.

Для развитых государств нет причин для снижения процента ^{240}Pu менее 6, так как эта концентрация не мешает создавать эффективные и надежные триггеры термоядерных зарядов. Очень малое количество ^{240}Pu позволяет достичь некоторой дополнительной гибкости, требующейся специализированным или экзотическим изделиям.

3.2 Реакторный плутоний

Подавляющая часть сегодняшней атомной энергетики использует урановое горючие. По экономическим причинам ядерное топливо на АЭС работает долгое время и выгорает почти полностью. Степень облученности топливного элемента можно измерить в мегаватт-днях/тонну (МВт-день/т). Плутоний из отработанного ядерного топлива состоит из множества изотопов. Структура их меняется от типа реактора, рабочего режима, но типичные значения таковы (Табл.4):

Табл.4 Изотопный состав плутония, нарабатываемого в реакторах различного типа

Реакторы	на легкой воде		CANDU	MAGNOX
	типичный	33000 МВт-день/т	7500 МВт-день/т	3000 МВт-день/т
^{238}Pu	2%	1.5%	<< 0.1%	0.1%
^{239}Pu	61%	56.2%	66.6%	80%
^{240}Pu	24%	23.6%	26.6%	16.9%
^{241}Pu	10%	14.3%	5.3%	2.7%
^{242}Pu	3%	4.9	1.5%	0.3%

Реакторы с 33000 МВт-день/т оперировали с ураном 3-х процентного обогащения в 1970 - 80-х гг. Со снижением цен на обогащенный уран (из-за освобождения армейских производственных мощностей) в настоящее время используется более насыщенное ^{235}U топливо - 4-4.5%, позволяя довести выгорание до 45000 МВт-день/т и даже выше. В результате в отработанном горючем содержится еще больше Pu-238, 240, 241 и 242.

Используя за основу плутоний из типичного легководного реактора, определим его тепловую мощность - 14.5 Вт/кг, увеличивающуюся до 19.6 Вт/кг за 14 лет после полураспада ^{241}Pu и после полного распада ^{241}Pu - 24 Вт/кг. Уровень нейтронов - 350000 нейтронов/кг, удельная радиоактивность - 11.0 кюри/г (0.442 кюри/г α -активности).

Принимая в расчет явление изотопного разбавления критической массы (хорошо делятся только ^{239}Pu и ^{241}Pu) бомба, созданная из 8 кг такого материала выдавала бы 116 Вт тепла (электролампочку такого же размера и такой же мощности невозможно держать в руках) и 2.8 миллиона нейтронов/с. С таким веществом создание атомной бомбы остается под вопросом.

Потребовалось бы система постоянного активного охлаждения ядра бомбы для предотвращения порчи ядра бомбы, взрывчатки и других компонентов. Высокий уровень нейтронного излучения неизбежно вызывает преждевременную детонацию, даже с очень эффективной имплозионной системой. Однако, даже с относительно примитивной в настоящее время конструкцией бомбы сброшенной на г.Нагасаки («Толстяк»), можно было бы произвести взрыв в 0.5 кт или около того. С оптимальной имплозионной системой выход бы составил несколько килотонн. При технологии усиления заряда за счет синтеза, все нежелательные свойства реакторного плутония полностью обходятся, можно изготовить мощный боеприпас, несмотря на менее удобный для использования делящийся материал.

После долгого периода времени, несколько десятилетий или столетий, тепловая мощность реакторного плутония значительно снижается с распадом ^{238}Pu и ^{241}Am . На нейтронный фон это сказывается мало. Сейчас отработанное реакторное топливо обычно сохраняется на неопределенное время в герметичных контейнерах. В принципе, оно может представлять интерес для террористов, особенно хранящееся уже долгое время, с сократившимся тепловыделением и радиацией. Сорокалетнее хранение позволит распасться 30% ^{238}Pu и 88% ^{241}Pu . В результате плутоний будет иметь следующий изотопный состав: 1.5% ^{238}Pu , 67.3% ^{239}Pu , 26.4% ^{240}Pu , 1.3% ^{241}Pu , 3.3% ^{242}Pu . Происходит снижение мощности до 11.7 Вт/кг и меньший ее рост в дальнейшем

(максимум до 13.8 Вт/кг). Хранение реакторного плутония 150 лет изменит состав таким образом: 0.66% ^{238}Pu , 69.06% ^{239}Pu , 26.86% ^{240}Pu , 0.01% ^{241}Pu , 3.41% ^{242}Pu , с сохранением стабильного тепловыделения на уровне 7.5 Вт/кг.

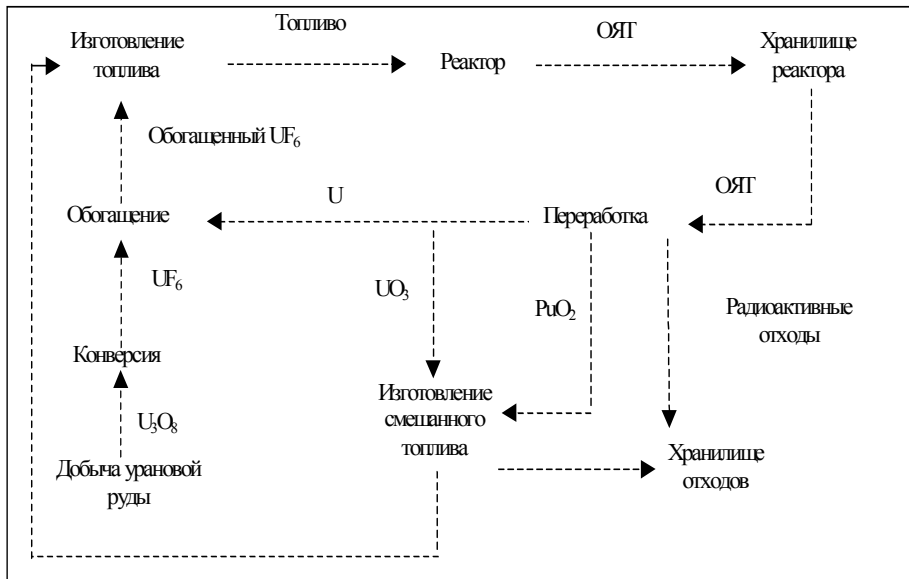


Рис.16 Замкнутый ядерно-топливный цикл с использованием урана и плутония, выделенных из отработанного ядерного топлива (Уран-плутониевый цикл с участием МОКС-топлива)

3.3 Возможности обогащения плутония

Применение технологий обогащения урана для удаления нежелательных изотопов

плутония технически возможно. Оно осложнено присутствием множества изотопов, отличающихся друг от друга всего одной атомной единицей массы (^{235}U и ^{238}U отличаются на 3) - значительно снизится и без того небольшой коэффициент сепарации. Может потребоваться двухпроходное разделение - сначала удаляются тяжелые изотопы - ^{240}Pu и выше, а затем (в зависимости от начального содержания и нежелательности нагрева), отделяется ^{238}Pu . Токсичность, нейтронное излучение и самонагрев плутония во входном и выходном потоках, в обогащенном продукте - все эти факторы еще больше усложняют технологию разделения плутония по сравнению с ураном. Есть и облегчающий процесс обогащения момент - масса сырья, которая должна быть переработана, более чем на два порядка меньше, чем при разделении природного урана. Это происходит из-за высокого изначального содержания ^{239}Pu (60 - 70% по сравнению с 0.72% у урана) и из-за меньшей критической массы плутония (6 против 15 кг). Даже со всеми указанными выше сложностями, завод по обогащению плутония будет много меньше уранового безотносительно к используемой технологии разделения. Довольно-таки легко производить оружейный плутоний из реакторного на электромагнитных сепараторах. Вследствие очень высокого коэффициента разделения потребовалось бы всего одна стадия очистки, и производительность сепаратора определялась бы концентрацией ^{239}Pu в сырье. Электромагнитный сепаратор, способный набирать 0.5 урановой бомбы в год (аналогичный планировался Ираком до войны 1991 года), способен на производство 100 плутониевых бомб из реакторного плутония. Газовая диффузия и центрифугирование тоже жизнеспособные кандидаты. Свойства гексафторида плутония сходны с гексафторидом урана и требуют лишь незначительных изменений в центрифугах или диффузионных мембранах. Если подать на вход 60% ^{239}Pu /25% ^{240}Pu плутоний, задаться выходом 94% ^{239}Pu и терять в шлаке половину поступающего с сырьем ^{239}Pu , то потребуется мощность всего в 2 МПП-кг для производства 1 кг оружейного плутония. Это менее 1 % от ресурсов, нужных для производства 1 кг 90% ^{235}U из природного урана. Технология AVLIS (испарение с использованием лазера) создает возможность недорогого разделения и может использоваться с реакторным плутонием в качестве исходного материала.

3.4 Денатурированный плутоний

Если извлеченный из отработавшего топлива плутоний повторно использовать в реакторах на быстрых нейтронах, его изотопный состав постепенно становится менее пригодным для оружейного использования. После нескольких топливных циклов, накопление ^{238}Pu , ^{240}Pu и ^{242}Pu делает его неупотребимым для этой цели. Подмешивание такого материала удобный метод

"денатурировать" плутоний, или переработать отработавшее ядерное топливо, гарантируя нераспространение делящихся материалов.

В основном это служит препятствием против использования реакторного плутония в низкотехнологичных дизайнах. Возросший выход тепла и радиация являются досаждающими помехами, но не серьезными препятствиями, хотя они и рожают значительные проектные ограничения и проблемы с обслуживанием. При усовершенствовании ядерного взрывного устройства и организации надлежащего производственного процесса такие преткновения полностью преодолеваются.

В настоящее время урановый цикл доминирует в ядерной экономике, но все чаще раздаются голоса в пользу перехода на плутониевый топливный цикл. Связано это в первую очередь с тем, что к концу 1995 года в мире было произведено в общей сложности около 1270 тонн плутония, из которого 257 т для оружейного использования, остальное - побочный продукт АЭС. Кроме своего оружейного назначения, плутоний может потенциально применяться для производства электроэнергии. К началу 21 века единственную крупную программу по энергетическому использованию плутония имела только Япония. Это связано с экономической неконкурентоспособностью плутония по сравнению с ураном. Причем подобное положение сохранится в течение ближайших десятилетий. Дело в том, что стоимость переработки реакторного топлива АЭС для извлечения плутония значительно выше, чем цена низкообогащенного урана. Большинство сегодняшних предприятий не оборудованы инструментарием для работы с более опасным для жизни оксидом плутония. Стоимость охраны плутония для предотвращения кражи или диверсии с целью его оружейного применения весьма существенна. Существующие энергетические реакторы могут работать с топливом, содержащим довольно малую величину плутония, представляющую небольшую ценность, и стоимость проектирования и строительства новых реакторов так же весьма велика. Текущая достаточная поставка урана, наличие больших обогатительных мощностей и большие запасы оружейного урана в США и России, который разбавляется для изготовления коммерческого топлива, гарантируют твердые цены на уран в последующие 20 - 30 лет. Поэтому, хотя переход атомной энергетики на плутоний неизбежен, дело это сравнительно далекого будущего.

Более перспективно совмещение на одном реактор уранового, ториевого и плутониевого циклов.

4. ТОРИЙ – ПЛУТОНИЕВЫЙ ЦИКЛ

В настоящее время в стадии разработки находится торий-плутониевый цикл (точнее ^{232}Th - ^{233}U - ^{239}Pu цикл). Основа нового топлива – торий и **оружейный** плутоний, смесь которых поставляется в виде топливных сборок на обычные ядерные реакторы, где она и сжигается, попутно производя электроэнергию. В отличие от схемы производства МОКС, производство ториевой комбинации не потребует каких-либо дорогостоящих модификаций и перестроек в реакторах, которые будут использовать ее в качестве топлива – именно это обстоятельство было одним из самых больших препятствий на пути осуществления программы топлива МОКС. Ожидается, что торий-плутониевый цикл окажется существенно дешевле уран-плутониевого цикла. Причем свойства отработанного топлива, получаемого после сжигания в реакторах комбинации тория и плутония, исключают возможность повторного использования оружейного плутония. Новое топливо можно производить на уже имеющихся у России предприятиях. Сторонники проекта утверждают, что могут начать первый цикл сжигания ториевыхборок в обычных российских реакторах серии ВВЭР-1000 уже в 2006 году.

5. СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНОЙ СТАДИИ ЯТЦ

Ядерная энергетика, не сопровождающаяся появлением парникового эффекта, позволяет уменьшить риск глобальных климатических изменений. Образование и выбросы всех газов при ядерном топливном цикле во много раз меньше, чем при любом ином способе выработки электроэнергии. Например, АЭС США в 1973-1994 позволили на 1,5 млрд. т сократить выбросы соединений углерода.

Разработанный МАГАТЭ долгосрочный мировой сценарий развития ядерной энергетики до 2050 года предусматривает доведение суммарной мощности АЭС до 1000 ГВт (эл.) по сравнению с 350 ГВт (эл.) в настоящее время. По такому сценарию мировое использование первичных энергоносителей к 2050 составит 14 Гт условного топлива (нефтяной эквивалент): при этом суммарное производство электроэнергии достигнет 23000 ТВт·ч, в том числе 7850 ТВт·ч на АЭС, что составляет 35% (в настоящее время 17%). Потребность в природном уране будет зависеть от выбора типа реакторов и топливного цикла.

Ключевыми вопросами, влияющими на будущее ядерной энергетики, являются конкурентоспособность, безопасность, управление радиоактивными отходами с их захоронением, проблема нераспространения. Эти области находятся в фокусе научно-исследовательских программ, связанных с топливным циклом и эксплуатацией реакторов. Хотя экономические параметры атомной энергетики улучшаются, АЭС в настоящее время сталкиваются с обостряющейся конкуренцией со стороны ТЭС, работающих на газе. Проектируемое снижение себестоимости электроэнергии меняется в широких пределах от страны к стране и в зависимости от выбранной технологии. Для угольных ТЭС это снижение составляет от 3 до 34%, для газовых - от 16 до 54%, а для АЭС - от 2 до 27%. На АЭС на стоимость топлива приходится примерно одна четверть себестоимости отпускаемой электроэнергии.

Первоочередной задачей является удлинение кампании реакторов (хотя бы до 18 месяцев) при уменьшении числа остановов каждого блока, снижение коллективной дозы облучения, а также повышение готовности станции при одновременном снижении эксплуатационных затрат. Принципиально важными направлениями совершенствования топлива в предстоящее десятилетие можно считать следующие:

- обеспечение высокой надежности топлива и снижение аварийности, вызываемой деформациями топливных сборок;
- производство топлива для современных реакторов, которые лучше функционируют с точки зрения взаимодействия топливных элементов с оболочкой, в результате чего несколько уменьшаются эксплуатационные осложнения;
- расширение производства топлива с использованием вторично переработанных оксидов урана и/или плутония (МОХ-топлива и обогащенного вторичного урана - ERU-топлива), позволяющее получать такой же выход энергии при такой же глубине выгорания, что и при использовании обогащенного природного урана;
- разработка в предстоящем десятилетии топлива, позволяющего достичь глубины выгорания 60 ГВт-сут/т с целью улучшения экономических показателей активной зоны без создания помех эксплуатации реактора и без снижения требований к его безопасности или к надежности ТВЭЛов (такими свойствами должен обладать европейский реактор с водой под давлением - EPWR).

Повышение глубины выгорания урана и плутония находится в фокусе развития топливной программы, поскольку влечет за собой экономически более эффективную эксплуатацию реактора. Но шаги в этом направлении наталкиваются на вопросы со стороны инспекции безопасности, которые относятся к верификации безопасности и требуют проведения дорогостоящих экспериментальных программ. Обсуждение проблемы нераспространения сосредоточено на использовании плутония в топливном цикле. Оно также направлено против выбора топливного цикла закрытого типа. Когда становится ясно, что соответствующие системы безопасности могут быть применены для любого топливного цикла и на любом предприятии, в ходе научных исследований разрабатывается новый топливный цикл, более защищенный от несанкционированного распространения. Это делается с целью улучшения охраны и ее удешевления.

Вторичная переработка облученного топлива также как головная и конечная стадии топливного цикла - наиболее важные проблемы в настоящее время. Сегодня только вторичная переработка с использованием технологии Pyrex позволяет достичь завершенности всего цикла. После сорока лет интенсивного ядерного развития и основных достижений общий подход к

топливному циклу в качестве главной цели выдвигает существенное повышение его экономической эффективности.

К 2020-2030 МОХ-топливо будет считаться стандартным, и будет общепринятым долгосрочная выдержка облученного топлива легководных реакторов. Сохранится тенденция повышать глубину обогащения топлива, чтобы обеспечить экономически оптимальную глубину выгорания в 50-60 ГВт-сут/т. Столь значительное повышение глубины выгорания будет приводить к иным пропорциям образующихся продуктов деления и к некоторому росту количества актинидов в топливе, что может привести к эксплуатационным осложнениям на ныне действующих АЭС.

Существующие технические условия на вторичную переработку урана требуют чрезвычайно высокой степени дезактивации, чтобы он мог быть повторно обогащен и переработан совместно со свежим ураном. Другие технологии вторичного обогащения в настоящее время разрабатываются, например, применение лазеров может понизить требования к химической чистоте, уменьшив таким образом образование загрязнений и связанные с этим утечки. При термическом способе получения МОХ-топлива технические условия, особенности проведения процесса и разделение продуктов при переработке позволяют получить МОХ-топливо весьма близкое по своим свойствам к урановому топливу и, таким образом, свести к минимуму операции по вторичному лицензированию. Когда будет накоплен опыт по применению МОХ-топлива, станет возможным смягчить требования технических условий для новых станций и снизить прямые и косвенные затраты. Период пребывания топлива в реакторе и затем в бассейне выдержки составляет много лет; крупномасштабная вторичная переработка потребует десятилетий, и все это уже не относится к существующим предприятиям. Крупномасштабная вторичная переработка и обогащение в конце концов приведут к появлению очень больших количеств облученного МОХ-топлива, что связано с переоборудованием существующих предприятий для вторичной переработки топлива реакторов на быстрых и тепловых нейтронах. Вторичная переработка 10000 т/год облученного топлива дает возможность уменьшить объем образующихся высокоактивных отходов (содержащих 99% активности) примерно на 3000 м³ по сравнению с применяемой технологией. Потребность в хранилищах для окончательного захоронения высокоактивных отходов сохранится, но если будет избран закрытый топливный цикл, то выбор площадок для установок вторичной переработки поблизости от этих хранилищ позволит свести к минимуму потребности в транспорте. По такому сценарию вторичная переработка отработанного топлива с выделением и последующим использованием урана и плутония даст экономию около одной четверти объема свежего урана, что позволит сократить на 50000 т ежегодную добычу урановой руды, а это, в свою очередь, эквивалентно 300 млн. т нефти или примерно половине современной потребности Западной Европы.

Вместе с тем, экономические изменения в период до 2050 могут потребовать пересмотра стратегии вторичной переработки топлива, то есть баланса между наработкой и сжиганием плутония, и пересмотра роли быстрых реакторов. Современные реакторы на быстрых нейтронах считаются приемлемыми не только благодаря их способности к самоподдерживанию при наработке плутония, но и потому, что на них можно сжигать актиниды и даже изотопы урана и плутония. Эти долгоживущие актиниды оказывают максимальное влияние на окружающую среду при отправке отходов на захоронение. А наработка "чистого" плутония представляется идеальным средством для изготовления МОХ-топлива для тепловых реакторов, позволяющим снизить потребность в свежем уране. Существующая технология Purex для переработки облученного топлива не создает принципиальных препятствий проектируемому увеличению ядерных мощностей, но она должна быть усовершенствована для того, чтобы можно было перерабатывать актиниды.

В зависимости от ядерной политики в каждой стране могут быть избраны две основные усовершенствованные технологии топливного цикла: производство топлива, пригодного для его последующего использования в усовершенствованном процессе переработки, и производство

топлива для процессов, сопровождающихся сжиганием и вторичной переработкой актинидов. При любом варианте выбора возникает вопрос о наиболее подходящей форме топлива. При сверхглубоком выгорании (выше 70 ГВт-сут/т) топлива как и при сжигании актинидов требуется принятие мер по уменьшению образования газов и против распухания оболочек топливных элементов. Потребность сжигания плутония в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах влечет за собой разработку новых видов топлива, в частности топливных элементов на инертной основе, чтобы в максимальной степени повысить глубину выгорания. Топливный элемент на инертной основе (матрица) может быть нескольких типов, один из которых содержит композитное топливо - CER/CER и CER/MET. В этом случае топливо в виде окиси плутония представляет собой керамику (CER), смешанную в равном объемном соотношении с материалом инертной матрицы, которая в свою очередь может быть керамической (CER) или металлической (MET). На основе таких матриц разрабатываются различные типы топливных сборок с целью достижения максимальной загрузки плутонием или максимальной глубины выгорания при минимальной модификации активной зоны и системы управления в стандартном PWR.

Дальнейшее совершенствование управления отработанным топливом ожидается за счет использования топливных матриц, в которых продукты деления и актиниды химически связаны. Разработки так называемого камнеподобного оксидного топлива (rock-like oxide fuel - ROX) для легководных реакторов ведутся Японским научно-исследовательским институтом по атомной энергии JAERI. Сопоставимые исследования проводятся и по топливному циклу для быстрых реакторов. Плутоний и актиниды предполагается использовать в быстрых реакторах с применением гомогенного и гетерогенного процессов вторичной переработки топлива. Актиниды поддаются сжиганию при гомогенной переработке, при которой оксидное топливо с высоким содержанием плутония обогащается актинидами до 10%. В настоящее время ведутся интенсивные работы по гетерогенному процессу.

Уделяется внимание и другим направлениям. Например, нитридные виды топлива выглядят многообещающими благодаря высокой плотности тяжелых металлов, их высокой теплопроводности и высокой температуре плавления. В то же время неясно, существуют ли реальные пути решения проблемы актинидов без освоения новых технологий. Хотя топливные проблемы находятся на главном направлении развития ядерной энергетики будущего, ведущиеся по ним научные исследования весьма дороги и занимают много времени.

Некоторые концептуальные модели реакторов были предложены в последние десятилетия и в настоящее время их проекты должны быть переработаны в соответствии с текущей практикой и более точным определением потребностей ядерной энергетики. Это относится к жидкотемпературным реакторам на быстрых нейтронах и к высокотемпературным газоохлаждаемым реакторам. В частности, реактор на быстрых нейтронах, охлаждаемый жидким свинцом, с уран-плутониевым нитридным топливом может быть спроектирован как реактор с повышенной (внутренней) безопасностью и экономической эффективностью. Он может быть предназначен для получения тепловой энергии (водяной пар); может быть использован как потребитель плутония, получаемого при переработке топлива энергетических реакторов, и плутония оружейного качества, поступающего в рамках программы разоружения; и кроме того может использоваться для окончательного сжигания актинидов. Модульный гелиевый реактор (MHR) - результат непосредственного сочетания небольшого реактора с газовой турбиной, работающей на гелии. Такое сочетание стало возможным благодаря развитию по следующим направлениям: высокотемпературные реакторы; крупные промышленные газовые турбины; магнитные подшипники; крупные теплообменники. Это при высоком уровне внутренней безопасности обещает уменьшение стоимости электроэнергии за счет повышения суммарного КПД цикла до 47%. Топливо, представляющее собой микросферы из оксикарида урана, покрытые слоями чистого углерода и карбида кремния, способно выдерживать очень высокую глубину выгорания (почти в 10 раз большую, чем в существующих реакторах). В топливе могут быть использованы различные комбинации делящихся материалов, в частности ^{235}U с ^{232}Th , а также с

плутонием, полученным из ядерного оружия или из переработанного топлива коммерческих реакторов.

* * *

Таким образом, в настоящее время в атомной энергетике доминирует урановый топливный цикл. Однако, все чаще раздаются требования вовлечения в ЯТЦ тория (цикла, не образующего плутония и делящихся актинидов) и оружейного плутония (цикл, направленный на уничтожение накопленных запасов плутония). Ожидается, что при этом удастся как повысить экологическую безопасность АЭС (в первую очередь – обезопасить АЭС от атаки террористов), так и решить проблему нераспространения ядерного оружия. Задачи эти, при всей их привлекательности, натолкнулись на существенные технические и экономические препятствия, так что отказ от уранового топливного цикла, по-видимому, дело достаточно далекого будущего.

Ввиду современной важности уранового топливно-энергетического цикла, мы посвятим ему две последующих лекции.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ**Спецкурс.****Лекция 20. ДОРЕАКТОРНАЯ ЧАСТЬ УРАНОВОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА**

Содержание.

1. ДОБЫЧА УРАНОВОЙ РУДЫ	1
1.1 Урановые рудники и запасы урана	1
1.2 Переработка урановой руды.	6
2. ПОЛУЧЕНИЕ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО УРАНА	9
3. ОБОГАЩЕНИЕ УРАНА.	10
3.1 Гексафторид урана	10
3.2 Методы разделения изотопов	11
3.2.1 Разделение изотопов	11
3.2.2 Изотопные эффекты	13
3.2.3 Газовая диффузия.	14
3.2.4 Диффузия в потоке пара (противопоточная масс-диффузия)	16
3.2.5 Термодиффузия	16
3.2.6 Газовое центрифугирование	17
3.2.7 Электромагнитное разделение.	17
3.2.8 Химическое обогащение	18
3.2.9 Аэродинамическая сепарация	18
3.2.10 AVLIS (испарение с использованием лазера).	18
3.2.11 Дистилляция	19
3.2.12 Электролиз	19
3.2.13 Изотопный обмен	19
3.3 Разделение изотопов урана	21

Урановый топливный цикл – основной цикл современной атомной энергетики. Он состоит из трёх частей: дореакторной, реакторной и послереакторной.

В этой лекции мы рассмотрим дореакторную часть уранового топливно-энергетического цикла, включающего в себя такие стадии, как добычу и обогащение урановой руды, получение металлического урана и его оксидов, обогащение урана изотопом урана-235 (**Рис.1**). Коротко остановимся и на проблеме разделения изотопов (не только урана (топливо), но и изотопов водорода (применительно к замедлителям нейтронов) и бора (применительно к поглотителям нейтронов). Все вопросы, связанные с реакторным материаловедением (изготовление тепловыделяющих элементов, тепловыделяющих сборок, замедлителей, стержней управления и т.п.) будут рассмотрены в 29-ой лекции.

1. ДОБЫЧА УРАНОВОЙ РУДЫ

Исходным этапом ядерного топливного цикла (ЯТЦ) является добыча руды и производство уранового концентрата. Основные стадии этапа: собственно добыча урансодержащей руды; ее механическое обогащение посредством удаления пустой породы; измельчение полученной рудной массы; выщелачивание из нее урана с помощью серной кислоты или карбоната натрия; получение уранового концентрата путем извлечения урановых растворов (экстракцией, сорбцией или селективным осаждением); сушка уранового концентрата и его герметичная упаковка.

1.1 Урановые рудники и запасы урана

Уран - это металл, примерно такой же, как олово или цинк, который содержится в большинстве пород и даже в морской воде. Некоторые типичные концентрации урана в различных средах приведены в таблице (ppm - промилле, одна миллионная часть).

Табл.1 Концентрация урана в различных природных средах

Высокосортные источники	2 % U или 20000 ppm U
Низкосортные источники	0.1 % U или 1000 ppm U
Гранит	4 ppm U
Скальные породы	2 ppm U
Среднее количество в земной коре	1.4 ppm U
Морская вода	0.003 ppm U

До второй мировой войны уран считался редким металлом. Сейчас известно, уран более распространен, чем ртуть, кадмий, серебро и содержится в промышленных рудах примерно в таких же концентрациях, как мышьяк или молибден. Его средняя концентрация в земной коре примерно 2 части к 1 миллиону, что в переводе на язык весовых единиц равняется миллиардам тонн! Он занимает 48 место по содержанию в кристаллических породах. В литосфере уран более распространен, чем такие недорогие вещества как цинк и бор, встречающиеся в концентрациях 4 г/т. Содержание урана в гранитных породах вполне достаточное, чтобы радиоактивный газ радон, продукт распада, представлял серьезную биологическую опасность в местах выхода гранита на поверхность. Уран обнаружен и в морской воде, в концентрации 150 мкг/м³. Уран не встречается в виде мощных месторождений, но зато известно большое число минералов, содержащих уран: карнотит, отенит, уранинит, торбернит, тюямунит. Уран входит в достаточной концентрации в 150 различных минералов, и в небольшом количестве - еще в 50. Первоначально его нашли в магматических гидротермальных жилах и пегматитах, включая уранинит и смоляную обманку. В этих рудах уран содержится в виде диоксида, который, в зависимости от степени окисления, имеет средний состав от UO_2 до $UO_{2.67}$. Еще руды, имеющие экономическое значение: аутанит, гидраткальциевый уранильный фосфат; тобернит, гидратмедный уранильный фосфат; коффинит, гидратированный силикат урана; карнотит, гидраткальциевый уранильный ванадат. Урановые руды имеются по всему миру. Запасы и коммерческие сделки выражаются в эквивалентных массах U_3O_8 . Месторождения смоляной обманки, самой богатой ураном руды, располагаются главным образом в Канаде, Конго и США.

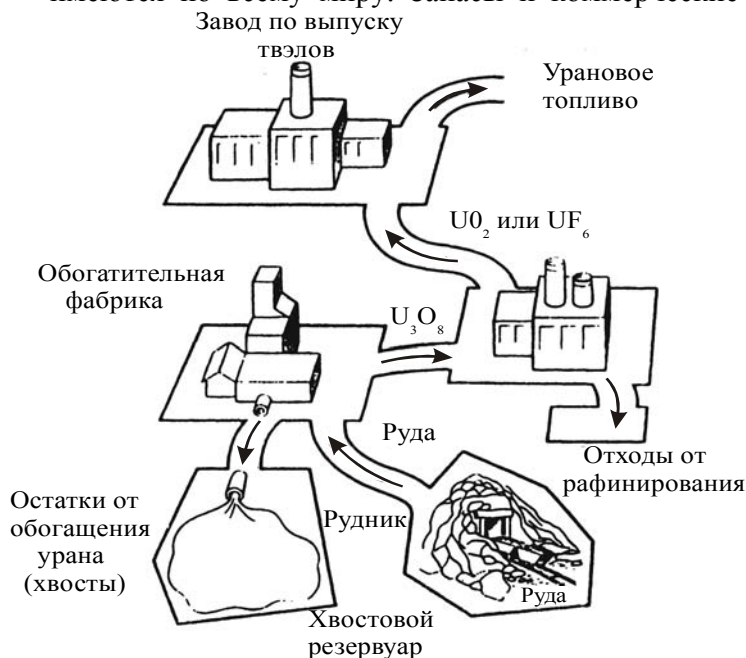


Рис.1 Схема дореакторной части уранового топливного цикла

Добыча урановой руды производится на рудниках и открытых карьерах обычными способами и методом подземного выщелачивания. При изготовлении оружейных ядерных материалов для первых советских атомных бомб использовалась руда из Чехословакии и ГДР. Урановые рудники, расположены в массиве Рудных гор: Чехословакии (г.Яхимталле), в горах Германии (гг. Иоганнгеоргенштадт, Шнейберг и Обершлем) и Болгарии (Родопы). Немецкие

месторождения были уникальны – по содержанию урана руда превышала отечественную в 100 раз. Сейчас эти рудники практически полностью выработаны. Больше содержание урана в руде встречается только в американском Колорадо-Спрингс и в Южной Африке. Большинство из добываемого в США урана вырабатывается из получаемого в штатах Юта, Колорадо, Нью-

Мексико, Аризона, Вайоминг карнотита. Минерал, названный коффинит, открытый в 1955 году в Колорадо, очень богатая руда - содержание урана ~61%. Впоследствии коффинит нашли в Вайоминге и Аризоне. В 1990 году производство уранового концентрата в США составило 3417 тонн. В 1992 г. в 21 стране мира действовало 55 урановых рудников. За период с 1938-1992 гг. добыто около 1,6 млн т природного урана. Лидеры по добыче урана прекрасно известны: это, прежде всего, Канада и Австралия. Далее Нигер, Казахстан и Россия. В 2001 году доля стран и регионов в мировом производстве урана распределялась следующим образом: Канада – 30%, Австралия – 22%, Африка – 19%, Узбекистан – 7%, Россия – 6%, Казахстан – 5%, США – 4%, Европа – 3%, другие – 4%.

Замечание. Источники урана - это, например, геологические породы, из которых извлекается уран. При этом затраты на его экстракцию должны окупаться сложившимся рыночным ценам. В настоящее время ни морская вода, ни любые граниты не являются источниками, но, в принципе, могут стать таковыми, если цены на уран будут достаточно высоки. Изучение природных ресурсов и возможных иных источников, из которых возможно рентабельное извлечение урана, влияет на соотношение затрат и цен. Изменения в затратах или ценах могут заметно повлиять и на оценки ресурсов урана. Однако, любые прогнозы пригодности какого-либо минерала для извлечения из него урана, основанные на сегодняшних стоимостных показателях и сегодняшнем уровне геологических знаний, вероятно, будут чрезвычайно грубыми.

Атомная энергетика развивается, доля ее в мировой энергетике постоянно растет, так что потребность в уране постепенно увеличивается. Сейчас текущее производство урана покрывает примерно 50% потребностей АЭС. Разница покрывается складскими запасами различного сырья и из вторичных источников.

Табл.2 Мировые запасы урана

Страна	Тонн, U ₃ O ₈	Процент от общих запасов
Австралия	889 000	27 %
Казахстан	558 000	17 %
Канада	511 000	15 %
Южная Африка	354 000	11 %
Намибия	256 000	8 %
Бразилия	232 000	7 %
Россия	157 000	5 %
США	125 000	4 %
Узбекистан	125 000	4 %
Всего в мире	3 340 000	

СССР был крупнейшим в мире производителем урана.

Общие запасы урана в СССР на 1 января 1955 года составляли 28000 тонн в 27 основных месторождениях, переданных для эксплуатации. Сразу после Войны было выявлено также более сотни мелких месторождений, которые в результате отработки оказались неэффективными для добычи урана. Наибольшее число месторождений найдено в Узбекистане, Казахстане и Киргизии. В итоге десятилетней деятельности крупных коллективов геологов, геофизиков и других специалистов в целом в СССР и странах Восточной Европы было открыто, разведано и передано в эксплуатацию более 50 месторождений урана с общими запасами 84 000 тонн. Таким образом, устойчивая база для реализации советского атомного проекта была успешно создана.

В 1991 г. запасы уранового концентрата СССР оценивались в 13,5 тыс.т. На территории СССР девять из 15 рудоносных районов с крупными месторождениями урановых руд подверглись освоению и разработке: Стрельцовский (Читинская обл) и Ставропольский в России, Кировоградский и Криворожский вблизи г. Желтые воды на Украине, Закаспийский (Актау) и Кокчетавский (Степногорск) в Казахстане, Прибалхашский в Казахстане, Кызылкумский и

Кармазовский в Узбекистане. Месторождения в Узбекистане и Таджикистане иссякли к 90-м годам XX века. Распределение урановых рудников по территории России представлено на **Рис.2**.

В восьмидесятые годы уранодобывающая промышленность СССР добывала до 16 тыс.т урана в год.

Ресурсы бывшего СССР с учетом разведанных традиционных месторождений составляют более 15% мировых запасов (около 685 тыс. т). Помимо традиционных урановых месторождений при оценке мировых запасов учитывается также уран в фосфатных месторождениях и заскладированные запасы урана для ядерной энергетики и военных программ. На 1 января 1994 г. мировые запасы урана составили 4,4 млн т в традиционных месторождениях, 22,6 млн. т – в фосфатных месторождениях и за складированных запасах гражданского и военного применения 370 тыс. т и 445 тыс. т. Кроме этого, к урановым ресурсам относят уран, содержащийся в морской воде (40 млрд. т) и земной коре (1,5 трон т). Россия занимает 7-е место в мире по разведанным запасам урана в недрах (около 180 тыс. т). Первые места занимают: Австралия (более 894 тыс. т), Казахстан (681 тыс. т) и Канада (507 тыс. т). 30% урансодержащих руд бывшего СССР находится на территории России. Производство урановых концентратов сосредоточено (около 85%) в девяти странах (Австралия, Габон, Канада, Намибия, Нигер, Россия, США, Франция, ЮАР).

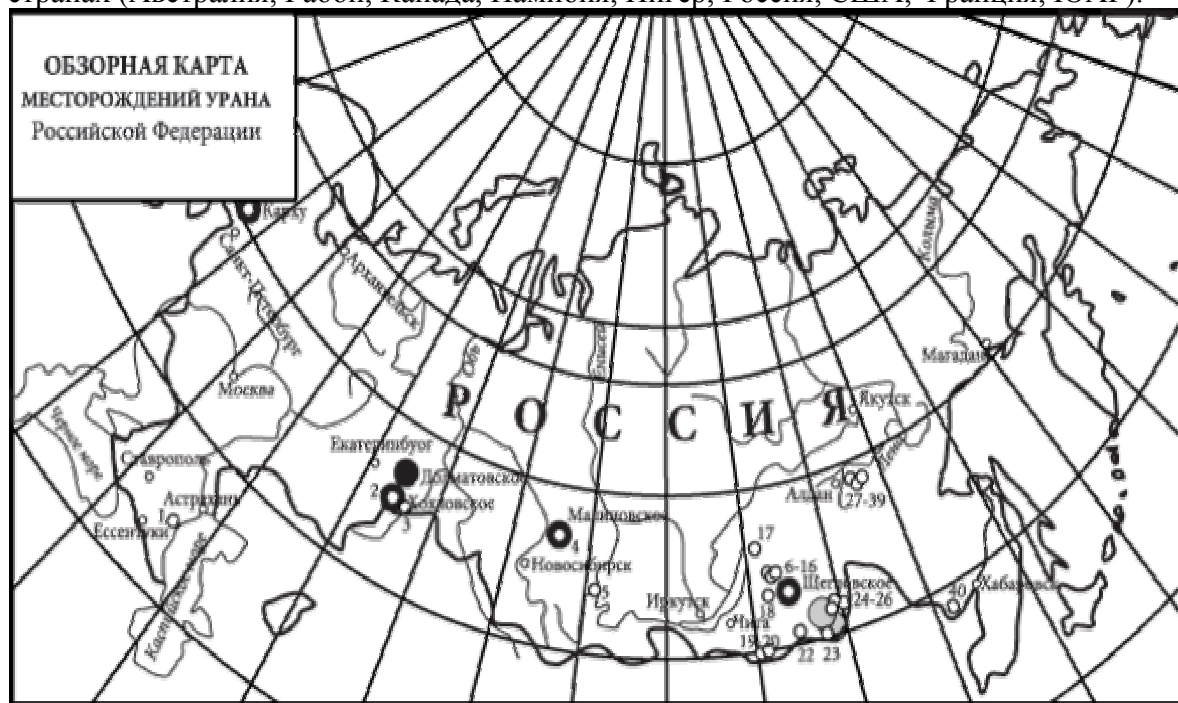


Рис.2 Расположение урановых месторождений на территории России

***Балансовые месторождения.** Стрельцовский урановорудный район: Стрельцовское, Лучистое, Широндукуевское, Тулукуевское, Октябрьское, Дальнее, Новогоднее, Юбилейное, Пятилетнее, Весеннее, «Антей», Аргунское, Мартовское, Малотулукуевское, Жерловое. Зауральский урановорудный район: Далматовское. **Забалансовые месторождения.** Ергенинский урановорудный район: 1 – Степное. Зауральский урановорудный район: 3 – Добровольное. Республика Хакассия; 5 – Приморское. Республика Бурятия, Витимский урановорудный район: 6 – Хиагдинское; 7 – Радионовское; 8 – Витлауское; 9 – Количикан; 10 – Джилиндинское; 11 – Тетрахское; 12 – Вершинное; 13 – Неточное; 14 – Кореткондинское; 15 – Намару; 16 – Дыбрын. За пределами Витимского района: 17 – Имское; 18 – Буяновское. Читинская область: 19 – Горное; 20 – Березовое; 22 – Дурулгуевское. Стрельцовский урановорудный район: 23 – Цаган-Торон; 24 – Юго-Западное; 25 – Широндукуевское; 26 – Безречное. Республика Саха-Якутия, Эльконский урановорудный район: 27 – Южное; 28 – Северное; 29 – Центральная зона; 30 – Весенняя зона; 31 – Агдинская зона; 32 – Пологая зона; 33 – Невская зона; 34*

Для добычи и переработки урана вблизи разведанных месторождений построены горнодобывающие и перерабатывающие предприятия: Приаргунское производственное горно-

химическое объединение (г. Краснокаменск, Читинская обл., Россия), Восточный горно-перерабатывающий комбинат (г. Желтые воды, Украина), Прикаспийский горно-плавильный комбинат (Актау, Казахстан), Целинный горно-перерабатывающий комбинат (Степногорск, Казахстан), производственное объединение «Южнолиметалл» (Бишкек, Киргизия) Навоийский горно-плавильный комбинат (Навои, Узбекистан) и Восточный промкомбинат редких металлов (Чкаловск, Таджикистан). Кроме Приаргунского ПГХО на территории России добыча и переработка урановых и ториевых руд ранее велась Лермонтовским ПО «Алмаз» (Ставропольский край) и Новотроицким рудоуправлением.

По состоянию на 01.01.1999 г. государственным балансом запасов урана России учтены запасы 16 месторождений, из которых 15 сосредоточены в одном районе - Стрельцовском в Забайкалье (Читинская обл.) и пригодны под горный способ добычи. Долматовское месторождение с содержанием урана в руде 0,06%, расположенное в Зауралье (Курганская обл.), пригодно для добычи способом скважинного подземного выщелачивания. В 1999 г. здесь введена в эксплуатацию опытно-промышленная установка подземного выщелачивания производительностью 50 т урана/год. Одно из лучших месторождений (Тулукуевское) с запасами богатых руд для открытой добычи практически отработано. В последние годы тенденция к погашению лучших запасов месторождений резко усилилась. Так, в 1998 погашались запасы со средним содержанием 0,419 %. Остающиеся в недрах запасы с таким содержанием составляют всего 54% от числящихся по балансу в качестве «активных».

Корпорация «ТВЭЛ» сегодня - единственная компания, которая добывает природный уран в России. Она включает три дочерних предприятия: это Приаргунское горно-химическое объединение в городе Краснокаменске Читинской области (добывает 3 тыс. тонн урана в год), ЗАО «Далур» в Курганской области и ОАО «Хиагда» в Бурятии. Два последних предприятия еще не вышли на проектные мощности, там еще идет строительство и одновременно разведка прилегающих месторождений. Планируется, что каждое из них должно добывать к 2012 году по 1 тыс. тонн урана в год.

Таким образом, в России пока существует единственное интенсивно разрабатываемое месторождение урана – Краснокаменский рудник в Забайкалье (Читинская область). Среднее содержание урана в руде - 0,38 %, годовая производительность рудника - 2,5 тыс. т урана. При современном уровне добычи, запасы руды на этом месторождении создают 20-летнюю обеспеченность сырьем действующего уранодобывающего предприятия (АООТ «Приаргунское производственное горно-химическое объединение»). Здесь уран добывают шахтным способом. То есть в подземных рудниках на глубине до 800 метров добывают урановую руду, потом ее доставляют на завод и с помощью различных химических процессов извлекают уран, который дальше идет на переработку для получения топлива в той форме, в которой оно необходимо.

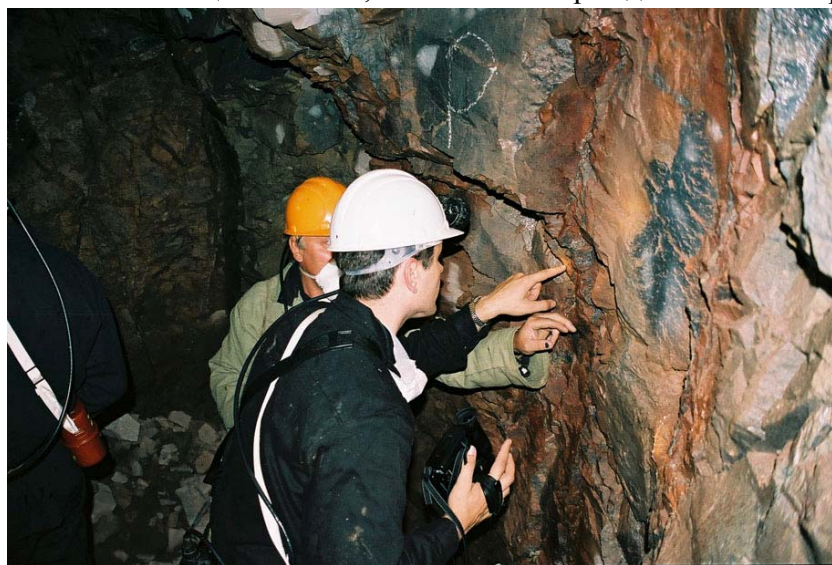
В Курганской области (Долматовское месторождение) и на Хиагдинском урановом месторождении Бурятии применяется подземное скважинное выщелачивание урана. В одну скважину закачиваются специальные кислотные растворы, которые выщелачивают уран, а через другую скважину все это с помощью насоса извлекается наверх. Затрат при таком способе гораздо меньше, чем при прокладывании шахты, и технология выщелачивания обеспечивает экологическую безопасность работ. В Бурятии сейчас объем добычи составляет 1,5 тыс. тонн уранового концентрата в год. Разведанные запасы месторождения рассчитаны на 50 лет. Содержание урана в 1 куб. м. обогащенной руды достигает 100 мг. Себестоимость 1 кг обогащенной руды колеблется в пределах 20 долларов. Это в 2 раза ниже, чем на основном урановом руднике России в г. Краснокаменск Читинской области.

Замечание. В Канаде концентрация урана в рудах месторождений, обрабатываемых подземным способом, в 100 раз превосходит то, что находится в недрах Приаргунского комбината. Соответственно, чтобы получить такое же точно количество, нам надо добыть в 100 раз больше.

Сейчас готовится проект по освоению новых месторождений в Якутии. В России есть и очень крупные месторождения. Они были открыты и разведаны еще в 70-х годах прошлого века,

но потом были поставлены в резерв. Государственным балансом учтены запасы 38 урановых месторождений, относимых к забалансовым (т.е. разведанным, но не разрабатываемым). Среди последних выделяются запасы Эльконского и Ергенинского урановорудных районов, рассматриваемые как резервные. Так, в Эльконском районе в Республике Саха-Якутия запасы урана (более 200 тыс. т) количественно превосходят все балансовые запасы в стране, но из-за рядового качества руд они могут стать рентабельными только при высокой цене на уран. К перспективным регионам относится Онежский район (Карелия), где обнаружены запасы ванадиевой руды с содержанием урана, золота и платины; Витимский район (Сибирь) с разведанными запасами в 60 тыс. т при концентрации урана 0,054% в руде с сопутствующими скандием, редкоземельными элементами и лантаноидами; Западно-Сибирский район (Малиновское месторождение с запасами 200 тыс. т урана), а также Енисейско-Забайкальский район и Дальневосточный рудоносный район, расположенный в прибрежной зоне Охотского моря.

Украинские урановые залежи считаются одними из богатейших. Месторождения этого элемента расположены в Кировоградской области: Ватутинское, Мичуринское, Желтореченское. Из стран СНГ наиболее перспективным является недавно построенный Киргизский Навоийский горно-металлургический комбинат (НГМК), который в 2001 г начал разработку крупного уранового месторождения. Переработку руды осуществляет завод в Учкудуке. В 2005 дало первую продукцию совместное казахско-киргизско-российское добывающее предприятие «Заречное», которое ещё находится на стадии строительства. На первом этапе (2003–2006 годы) СП «Заречное» будет производить до 500 тонн урана в год. Впоследствии его объемы возрастут до 700–800 тонн. При этом урановый концентрат, произведенный на нашем КГРК, будет поставляться в Россию. В Казахстане недавно начали добычу урана на рудниках Южный Моинкум, Акдала и Южный Карамурун. Уникальна по размерам запасов урана Чу-Сарысульская ураново-рудная провинция в Южном Казахстане. Исключительная ценность этого района заключается еще и в том, что на месторождениях этой провинции возможно добывать уран



бесшахтным способом методом подземного выщелачивания через буровые скважины.

Рис.3. На урановом руднике

Напомним, что в России сейчас действует 29 ядерных реакторов на АЭС, которые потребляют более 4 тысяч тонн урана в год. Большая же часть урановых месторождений бывшего Союза осталась на территории Казахстана и Узбекистана. Дефицит урана в России восполняется за счет

стратегических запасов этого сырья, сделанных еще в советское время, и за счёт добычи на Читинской шахте.

1.2 Переработка урановой руды.

Минералы, из которых добывают уран, всегда содержат такие элементы как радий и радон. Поэтому, хотя сам по себе уран слабо радиоактивен, добываемая руда потенциально опасна, особенно если это высококачественная руда. Радиационная опасность, связанная с сопутствующими элементами, характерна не только для ураносодержащих руд, но и для любой горнодобывающей промышленности. Часто уран добывается открытым способом, при котором

карьеры имеют хорошую естественную вентиляцию. Подземная урановая шахта вентилируется специальными мощными устройствами.

Конечными продуктами переработки рудного сырья являются чистые химические соединения, из которых получают металлический уран.

Урановые руды содержат обычно небольшое количество ураносодержащего минерала (0,05-0,5% U_3O_8), так что необходимы предварительное извлечение и обогащение. Механические методы обогащения (радиометрическая сортировка, разделение в тяжелых суспензиях, гравитация, флотация, электростатика) неприменимы для урана, в дело идут методы гидрометаллургии - выщелачивание - обычный первый шаг обработки руды (иногда ему предшествует отжиг).

В классическом способе кислотного выщелачивания руда первоначально специальным образом измельчается и обжигается для обезвоживания. При этом удаляются углеродсодержащие фракции, уран сульфатируется, восстановители, которые могут быть препятствием для выщелачивания, окисляются. Затем смесь обрабатывается серной или азотной кислотами, или смесью этих кислот. (Для руд, содержащих вторичные минералы, применяют выщелачивание растворами соды). Твердые частицы, остающиеся после растворения урана извлекают, и помещают на длительное хранение в специальные резервуары. Резервуары сконструированы таким образом, чтобы обеспечить надежное хранение этих материалов. Такие отходы содержат основную долю радиоактивных веществ, находящихся в руде (таких, например, как радий).

Уран переходит в сульфат уранила, радий и другие металлы в урановой смолке оседают в виде сульфатов. С добавлением едкого натра уран осаждается в виде диураната натрия $Na_2U_2O_7 \cdot 6H_2O$ (часто уран осаждают в виде диураната аммония или гидроксида уранила).

При обработке руд и бедных концентратов растворы содержат лишь 0,5 - 2 г U в л. В этом случае для извлечения и концентрирования урана широко применяют сорбцию на ионообменных смолах, экстракцию органическими растворителями (для экстракции из сернокислых растворов используют алкилфосфорные кислоты, амины), или выпаривание. Во время экстракции растворителями урановая руда удаляется из шелока от выщелачивания подкисленной породы при помощи смеси растворителей, например раствора трибутилфосфата в керосине. В современных промышленных методах в качестве растворителей фигурируют алкил-фосфорные кислоты (например, ди(2-этилгексил)-фосфорная кислота) и вторичные и третичные алкиламины. Как общее правило, экстракция растворителями предпочитается ионообменным методам при содержании урана в растворе после кислотного выщелачивания более 1 грамма на литр. Однако оно неприменимо для восстановления урана из карбонатных растворов. Уран, удовлетворяющий условиям оружейной чистоты, обычно получают из диураната натрия через прохождение дополнительной очистки, используя трибутилфосфатный очистительный процесс. Первоначально, $Na_2U_2O_7 \cdot 6H_2O$ растворяют в азотной кислоте для подготовки сырьевого раствора. Из него избирательно удаляется уран при разбавлении раствора трибутилфосфатом в керосине или иной подходящей углеводородной смесью. Наконец, уран переходит из трибутилфосфата в подкисленную воду для выделения высокоочищенного уранильного нитрата.

После извлечения из раствора, осадок, содержащий уран, имеет ярко желтую окраску ("yellowcake"). После высокотемпературной сушки окись урана (U_3O_8), теперь уже зеленого цвета, загружается в специальные емкости объемом до 200 литров. Высушенные или прокаленные осадки являются полупродуктами, служащими для получения чистых соединений урана (UF_4 , U_3O_8 или UO_2).

Замечание. Мощность дозы облучения на расстоянии одного метра от такой емкости равна, приблизительно половине того, что человек получает во время полета на самолете. Все эти операции проводятся в соответствии с нормативами радиационной безопасности на предприятиях горнодобывающей промышленности. Эти правила и нормы устанавливают строгие стандарты по контролю за гамма-облучением, и возможным попаданием в организм радона и других радиоактивных материалов. Стандарты относятся как к персоналу предприятий, так и к населению. Доза 20 мЗв/год в течение более чем пяти лет является максимально допустимой для персонала предприятий, включая облучение радоном и других

радиоактивных веществ (в дополнение к естественному фону и исключая экспозицию при медицинской диагностике). Гамма-излучение исходит преимущественно от изотопов висмута и свинца. Газ радон выделяется из горных пород, в которых происходит распад радия. Вследствие спонтанного радиоактивного распада он переходит в дочерние изотопы радона, которые являются эффективными излучателями альфа-частиц. Радон находится в большинстве горных пород, и, как следствие этого, находится и в воздухе, который все мы вдыхаем. При высоких концентрациях радон представляет опасность для здоровья, так как небольшой период полураспада означает, что альфа-распад может происходить внутри организма после его вдыхания, что, в конечном счете, может вызывать рак легкого. (Под "Радон" обычно понимают изотоп Rn-222. Другой изотоп, Rn-220 (появляется вследствие распада тория и известен как "торон"), является распространенной составляющей многих минеральных песков). При добыче и производстве урана предпринимаются различные меры предосторожности для защиты здоровья персонала: Тщательно контролируется уровень запыленности, чтобы минимизировать попадание в организм гамма- или альфа-излучающих веществ. Пыль является главным источником радиоактивного облучения. Она обычно дает вклад в 4 мЗв/год в ежегодную дозу, получаемую персоналом. Ограничивается внешнее радиоактивное облучение персонала в шахтах, на заводах и местах размещения отходов. На практике уровень внешнего облучения от руды и отходов обычно настолько низок, что он практически не влияет на увеличение допустимой ежегодной дозы. Естественная вентиляция открытых месторождений уменьшает уровень экспозиции от радона и его дочерних изотопов. Уровень облучения от радона редко превышает один процент от уровня, допустимого для непрерывного облучения персонала. Подземные рудники оборудуются совершенными системами вентиляции для достижения того же уровня. На подземных рудниках средняя доза облучения составляет, приблизительно, 3 мЗв/год. Существуют строгие гигиенические нормы на работу персонала с концентратом окиси урана, поскольку он химически токсичен, подобно оксиду свинца. На практике предпринимаются предосторожности, защищающие органы дыхания от попадания токсинов, аналогичные тем, которые используются при работах на свинцовых плавильных печах.

К чистоте урана предъявляются весьма высокие требования. Так, содержание примесей элементов с большим сечением захвата нейтронов (В, Cd, Li, РЗЭ и др.) не должно превышать сотых тысяч и миллионных долей процента. Для очистки технические продукты обычно растворяют в азотной кислоте. Эффективным способом очистки является экстракция нитрата уранила органическими растворителями (трибутилфосфат, метилизобутилкетон). Из очищенных азотнокислых растворов кристаллизуют уранилнитрат $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ или осаждают пероксид $UO_4 \cdot 2H_2O$, осторожной прокалкой (кальцинированием) которых получают UO_3 . Последний восстанавливают водородом до UO_2 , которую действием сухого HF при 430-600° переводят в UF_4 – основное исходное соединение для производства металла.

Типичная методика выделения делящихся радионуклидов из урановой руды. Уран обычно встречается в виде урановой соляной руды (окись урана) и карнолита (комплексное урано-ванадиевое соединение). Обогащенную руду обрабатывают смесью азотной и серной кислот. Уран переходит в раствор в виде UO_2^{++} , а металлы, образующие нерастворимые сульфаты (Pb, Ba, Ra и др.), вместе с нерастворимыми в кислоте силикатами остаются в осадке. Добавляя к раствору избыток Na_2CO_3 , получают основной раствор, в котором уран содержится в виде комплексного карбоната, а в осадок переходят элементы, образующие нерастворимые карбонаты, гидроокиси или основные карбонаты (Fe, Al, Cr, Zn и т.д.). Снова добавляя в раствор HNO_3 до кислой реакции, получают раствор уранил-нитрата с формулой для твердой соли $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$, который растворим в диэтиловом эфире. Экстрагирование уранилнитрата с помощью этого растворителя дает исключительно чистый продукт, вполне пригодный для изготовления урана для ядерных реакторов. При прокаливании уранилнитрата получается окисьзакись U_3O_8 . Эта окись может быть восстановлена до металла в бомбе с Al, Ca или Mg. Восстановление углеродом дает продукт, сильно загрязненный карбидом урана, а восстановление водородом дает UO_2 . Этот оксид может быть превращен в UF_4 или UCl_4 путем обработки безводной HF или HCl при пониженных температурах. Тетрагаллоиды восстанавливают до металла натрием или кальцием. Галлоидная соль KUF_5 , получаемая из UF_4 , дает очень чистый металл посредством электролиза.

Для бедных руд (а в России сейчас руды достаточно бедные), обычно используют способ извлечения урана, основанный на ионно-обменной хроматографии. Однако применяемые реагенты весьма дороги, а побочные продукты загрязняют природную среду. Кроме того, эффективность метода падает по мере уменьшения содержания урана в руде. Использование микроорганизмов может уменьшить расходы вдвое, так как бактерии сами «поставляют» реагенты, и разработка даже бедных руд становится оправданной. Для извлечения урана из руды ее необходимо поместить в отвал над слоем непроницаемых пород и опрыскать водным раствором сульфида железа, содержащим популяции сульфидредуцирующих бактерий *Thiobacillus ferrooxidans*. В процессе жизнедеятельности микроорганизмов образуется железистый сульфат-реагент, который окисляет четырехвалентный уран, превращая его в пятивалентный. Полученное соединение растворяют в кислоте. Радиоактивный элемент извлекают путем концентрирования и очистки методом осаждения и ионного обмена.

Метод бактериальной гидрометаллургии испытан канадскими учеными, которые при возобновлении добычи урана на шахте в Станроке, где запасы руд считались полностью исчерпанными, использовали железобактерии вида *Thiobacillus ferrooxidans*. Такие бактерии населяют шахтные хвосты (скопления отходов отработанной урановой руды) и откачанные из-под земли кислотные воды. Питаются они серой, разлагая сульфидные минералы. В итоге нерастворимые соединения урана, слагающие руды, становятся растворимыми, и последующее извлечение металла значительно облегчается.

Замечание. При производстве обогащенного урана для обычных реакторов одновременно производится приблизительно в семь раз большее количество обедненного урана. Если же уран обогащают до 93 % содержания ^{235}U (для военных целей), то при этом производится приблизительно в 200 раз большее количество обедненного урана. Все это, учитывая очень большое количество всего урана, которое когда-либо добывалось, является очень ценным сырьем и потенциальным топливом для ядерных установок.

После завершения технологических процессов экстракции урана на предприятиях горнодобывающей промышленности практически весь радиоактивный радий, торий и актиний содержится в отвалах и, следовательно, уровни излучения и испускания радона из таких отходов будут, по всей вероятности, существенны. Однако, маловероятно, что кто-либо построит жилище на вершине отвальных пород и получит повышенную дозу облучения, лежащую за пределами международных норм. Тем не менее, отходы должны быть закрыты достаточным количеством грунта, чтобы уровни гамма-излучения не превышали уровня естественного фона. В этом случае возможно и покрытие этих мест растительностью.

Замечание. Примерно 95% радиоактивности в руде с содержанием 0.3 % U_3O_8 исходит от радиоактивного распада ^{238}U , достигающей, приблизительно, 450 кБк/кг. Этот ряд имеет 14 радиоактивных долгоживущих изотопов и, таким образом, каждый из них дает, приблизительно, 32 кБк/кг (независимо от массового соотношения). После обработки из руды удаляется ^{238}U и немного ^{234}U (и ^{235}U) и радиоактивность снижается до 85% ее первоначального значения. После удаления большей части ^{238}U , два короткоживущих продукта его распада (^{234}Th и ^{234}Pa) скоро исчезают и, по истечению нескольких месяцев, уровень радиоактивности снижается до 70% ее первоначального значения. Основным долгоживущим изотопом тогда становится ^{230}Th (период полураспада 77000 лет), который превращается в ^{226}Ra с последующим распадом в ^{222}Rn .

2. ПОЛУЧЕНИЕ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО УРАНА

Металлический уран получают восстановлением урановых галогенидов (обычно тетрафторида урана) магнием в экзотермической реакции в «бомбе» - герметичном контейнере, обычно стальном, общая методика известна как «термитный процесс». Реакции в «бомбе» протекают при температурах, превышающих 1300°C. Прочный стальной корпус необходим, чтобы выдержать высокое давление внутри него. «Бомба» заряжается гранулами UF_4 и в избытке засыпается тонко диспергированным магнием и нагревается до 500-700°C, с этого момента начинается саморазогревающаяся реакция. Теплоты реакции достаточно для расплавления начинки «бомбы», состоящей из металлического урана и шлака - фторида магния, MF_2 . Этот самый шлак отделяется и всплывает вверх. Когда «бомба» охлаждается, получается слиток металлического

урана, который, несмотря на содержание в нем водорода, самый качественный из коммерчески доступных и хорошо подходит для топлива АЭС.

Металл получается и при восстановлении оксидов урана кальцием, алюминием или углеродом при высоких температурах; или электролизом KUF_5 или UF_4 , растворенных в расплаве $CaCl_2$ и $NaCl$. Уран высокой чистоты можно получить термическим разложением галогенидов урана на поверхности тонкой нити. При завершении процесса обогащения урана, обычно в отходах остается 0.25-0.4% ^{235}U , так как извлекать этот изотоп до конца экономически невыгодно (дешевле закупать большее количество сырья). В США остаточное содержание ^{235}U в сырье после производства возросло с 0.2531% в 1963 до 0.30% в 70-х, по причине снижения стоимости природного урана.

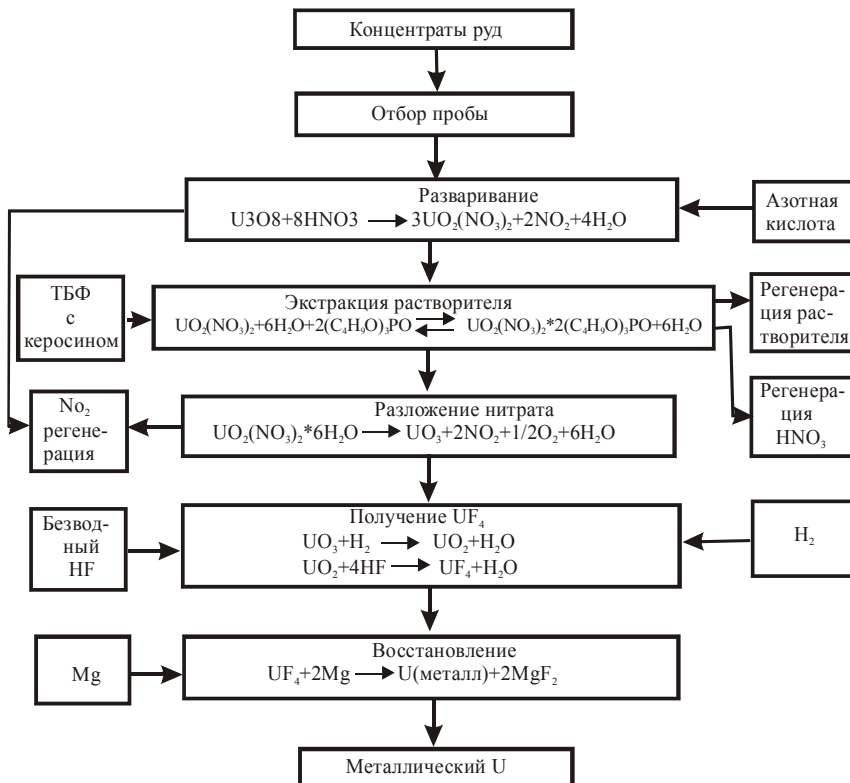


Рис. 6 Общая схема производства металлического урана.

3.1 Гексафторид урана

Для целей ядерной энергетики и ядерного военного комплекса требуется уран-235, который способен поддерживать цепную реакцию деления. Его концентрация в природном уране низка — в среднем 0,7 %. Поэтому требуется обогащение природного урана до 2,4—25 % для энергетических ядерных реакторов и более высокое обогащение для военных целей. Обязательна операция доочистки урана (аффинаж) для превращения его в ядерно-чистый материал, который преобразуется затем в гексафторид урана (UF_6). Уран чистят от бора, кадмия, гафния, являющихся нейтрон поглощающими элементами, а также от редкоземельных элементов (гадолиний, европий и самарий). Аффинаж состоит в экстракционной очистке урана трибутилфосфатом после растворения уранового концентрата в азотной кислоте.

Гексафторид урана по совокупности свойств является наиболее подходящим химическим соединением для изотопного обогащения. Технология фторирования в вертикальном плазменном реакторе включает производство чистого фтора, измельчение тетрафторида (UF_4) или оксида урана до состояния порошка с последующим его сжиганием в факеле фтора. Затем производится

Восстановленные слитки переплавляют в вакууме и отливают заготовки необходимой формы, которые затем подвергают обработке давлением. Общая схема производства металлического урана дана на Рис. 3.

Уран служит основным горючим в ядерных реакторах. В военных реакторах преимущественно используют металлический уран, легированный или нелегированный. Однако в энергетических типах реакторов применяют горючее в форме твердых соединений (например, UO_2 , карбиды или нитриды урана), а также водных растворов соединений урана или жидкого сплава урана в другом металле.

Рис.4. Общая схема производства металлического урана

3. ОБОГАЩЕНИЕ УРАНА.

фильтрация гексафторида урана и его конденсация в системе холодных ловушек. Предприятия России по преобразованию оксида урана в гексафторид расположены в Верхнем Нейвинске (Свердловская обл.) и Ангарске (Иркутская обл.). Их совокупная производительность 20 - 30 тыс. т гексафторида урана в год.

В промышленных масштабах производство гексафторида урана помимо России осуществляют в США, Великобритании, Франции и Канаде. Мощность заводов превышает потребность в производимой ими продукции (используется приблизительно 85% мощности). Производственная мощность предприятий России достаточна не только для удовлетворения внутренних потребностей, но и поставки значительного объема продукции на экспорт.

Разделительная способность обогатительного завода измеряется в единицах массы переработанного вещества (МПП) за единицу времени, например МПП-кг/год или МПП-тонн/год. Выход обогащенного продукта с предприятия заданной мощности зависит от концентрации нужного изотопа во входной породе, выходных отходах и конечном продукте. Исходное содержание полезного изотопа определено природным его содержанием. Зато два остальных параметра можно изменять. Если уменьшить степень извлечения изотопа из исходного вещества, можно увеличить скорость его выхода, но платой за это будет увеличение требуемой массы сырья. Это подчиняется отношению:

$$P = \frac{U}{V(N_P) + \frac{N_P - N_F}{N_F - N_W} V(N_W) - (1 + \frac{N_P - N_F}{N_F - N_W}) \cdot V(N_F)}$$

где P - выход продукта, U - разделительная способность, N_P , N_F , N_W - молярные концентрации изотопа в конечном продукте, сырье и отходах. $V(N_P)$, $V(N_W)$, $V(N_F)$ разделительные потенциальные функции для каждой концентрации. Они определяются как:

$$V(N) = (2N - 1) \ln\left(\frac{N}{1 - N}\right)$$

Принимая остаточную концентрацию в 0.25%, завод с производительностью 3100 МПП-кг/год произведет 15 кг 90% U-235 ежегодно из натурального урана. Если взять в качестве сырья трехпроцентный U-235 (топливо для АЭС) и концентрацию 0.7% в отходах производства, тогда достаточно мощности 886 МПП-кг/год для того же выхода.

3.2 Методы разделения изотопов

3.2.1 Разделение изотопов

Чаще всего разделение изотопов на отдельные изотопы сводится к выделению из смеси одного из изотопных веществ или просто к концентрированию этого вещества в смеси. Примером может служить извлечение ${}^6\text{Li}$, ${}^{235}\text{U}$. **Разделение изотопов** всегда сопряжено со значительными трудностями, т.к. изотопы, представляющие собой незначительно отличающиеся по массе вариации одного элемента, химически ведут себя практически одинаково. Все же скорость прохождения некоторых реакций отличается в зависимости от изотопа элемента, кроме того, можно использовать различие в их физических свойствах, например, в массе. Для разделения изотопов используют различия физических или химических свойств веществ, обусловленные различием в их изотопном составе.

Методы разделения изотопов основаны на различиях в свойствах изотопов и их соединений, связанных с различием масс их атомов (изотопные эффекты). Для большинства элементов относительная разность масс изотопов весьма мала, малы и изотопные эффекты. Этим определяется сложность задачи.

Эффективность разделения изотопов характеризуется коэффициентом разделения α . Для смеси двух изотопов

$$\alpha = \frac{C'}{\frac{1-C''}{1-C'''}}$$

где C' и $(1 - C')$ — относительные содержания лёгкого и тяжёлого изотопов в обогащенной смеси, а C'' и $(1 - C''')$ — в первичной смеси. Для большинства методов α лишь немного больше

единицы, поэтому для получения высокой изотопной концентрации единичную операцию разделения изотопов приходится многократно повторять. Только при электромагнитном разделении α составляет 10—1000 за 1 цикл разделения. Выбор метода разделения изотопов зависит от свойств разделяемого вещества, требуемой степени разделения, необходимого количества изотопов, экономичности процесса (при значительном масштабе производства изотопов) и т. п.

Под изотопными эффектами понимают не идентичность изотопов данного элемента, обусловленную различием масс изотопных атомов (атомных весов). Изотопные эффекты проявляются в различии любых свойств изотопов, кроме радиоактивных.

В соответствии с используемым изотопным эффектом существуют различные методы разделения изотопов: газовая диффузия (различия в коэффициентах диффузии), жидкостная термодиффузия (различия коэффициентов термодиффузии), ректификация или дистилляция (различия давлений пара), химический обмен (неравномерное распределение изотопов при изотопическом обменном равновесии), кинетический метод (различия констант скоростей химических реакций), газовое центрифугирование (различия плотностей), электромагнитный метод (различия удельных зарядов ионов), AVLIS (испарение с использованием лазера) и электролиз.

В связи с потребностью для нужд ядерной энергетики больших количеств таких изотопов, как дейтерий ^{235}U , многие методы разделения изотопов получили промышленное использование: метод диффузии – для выделения ^{235}U с применением газообразного UF_6 , методы ректификации, химического обмена и электролиза для выделения дейтерия. Промышленное значение имеет разделение изотопов лития.

Однократная операция разделения изотопов приводит лишь к небольшому обогащению разделяемой смеси по требуемому изотопу, что связано с малыми значениями изотопных эффектов. Поэтому для полного выделения или значительного концентрирования одного из изотопных веществ операцию разделения многократно повторяют в ступенчатом разделительном каскаде. Ступень каскада представляет собой один или несколько параллельно соединенных разделительных аппаратов; ступени соединены между собой последовательно. Поскольку исходное содержание выделяемого изотопного вещества обычно мало, то поток исходной смеси, проходящей через каскад, очень велик по сравнению с количеством получаемого продукта.

Поток исходной смеси подается на первую ступень каскада. В результате операции разделения он разбивается на два потока: обедненный – удаляемый из каскада, и обогащенный – подаваемый на 2-ю ступень. На 2-й ступени обогащенный поток вторично подвергается разделению: обогащенный поток 2-й ступени поступает на 3-ю, а ее обедненный поток возвращается на предыдущую (1-ю) и т.д. С последней ступени каскада отбирается готовый продукт с требуемой концентрацией заданного изотопа. Поток смеси, протекающий по каскаду от предыдущих ступеней к последующим, называется прямым, или обогащаемым, а протекающий в обратном направлении – возвратным, или обедняемым.

Замечание. На производительность подобной каскадной системы влияют две причины: степень обогащения на каждой из ступеней и потери искомого изотопа в отходном потоке. Поясним второй фактор. На каждой из стадий обогащения поток разделяется на две части - обогащенную и обедненную нужным изотопом. Поскольку степень обогащения чрезвычайно низка, суммарная масса изотопа в отработанной породе может легко превысить его массу в обогащенной части. Для исключения такой потери ценного сырья обедненный поток каждой последующей ступени попадает снова на вход предыдущей. Исходный материал не поступает на первую стадию каскада. Он вводится в систему сразу на некоторую, n -ю ступень. Благодаря этому с первой ступени выводится в утиль сильно обедненный по основному изотопу материал.

Количество произведенного обогащенного материала зависит от желаемой степени обогащения и обеднения выходных потоков. Если исходное вещество имеется в большом количестве и дешево, то производительность каскада можно увеличить за счет отбрасывания вместе с отходами и

большого количества неизвлеченного полезного элемента (пример - производство дейтерия из обычной воды). При необходимости достигается большая степень извлечения изотопа из материала-сырца (например, при обогащении урана или плутония).

Выбор метода разделения изотопов зависит от величины лежащего в его основе изотопного эффекта, определяющего значение коэффициента разделения, а также от экономических показателей: затрата энергии, стоимость аппараты, производительность, надежность и др. В Табл.3 на примере трех видов изотопов проведено сравнение методов разделения изотопов для водорода, углерода и урана.

Табл. 3 Эффективности различных методов разделения водорода, углерода и урана:

Метод разделения	H/D	C-12/13	U-235/238
Химическое обогащение	1.2-3	1.02	1.0015
Дистилляция	1.05-1.6	1.01	-
Газовая диффузия	1.2	1.03	1.00429
Центрифугирование (250 м/с)	1.01	1.01	1.026
Центрифугирование (600 м/с)	-	-	1.233
Электролиз	7	-	-

3.2.2 Изотопные эффекты

Изотопные эффекты – неидентичность свойств изотопов данного элемента, обусловленная различием масс изотопных атомов (атомных весов).

Изотопные эффекты проявляются в различии любых свойств изотопов, кроме радиоактивных. Однако поскольку для изотопов большинства элементов (за исключением наиболее лёгких) относительное различие в атомных весах изотопов невелико, то изотопный эффект для этих элементов выражены весьма слабо. Даже для лёгких элементов второго периода Периодической системы (Li-Ne) относительные различия в атомных весах изотопов не превышают 35%; для третьего периода (Na-Ar) они не превышают 20%, для четвёртого (K-Kr) и пятого (Rb-Xe) периодов – 15%; для более тяжёлых элементов они всегда менее 10%. Лишь для элементов первого периода (H – He) относительные различия в атомных весах весьма велики – для водорода максимальное различие достигает 200%, а для гелия – 100%.

Неодинаковые атомные веса изотопов обуславливают определённые различия таких свойств изотопных соединений, как плотность, вязкость, показатель преломления, коэффициент диффузии, удельный заряд ионов и др. При этом отношение плотностей изотопных соединений достаточно точно совпадает с отношением их молекулярных весов, а удельные заряды изотопных ионов обратнопропорциональны их молекулярным весам. Кроме того, различие масс изотопных атомов вызывает изменение уровней поступательной, вращательной и колебательной энергии молекул при их изотопном замещении, что приводит к различию колебательно-вращательных спектров изотопных соединений.

Изменение энергетических уровней при изотопном замещении, в свою очередь, вызывает изменение термодинамических свойств, таких как теплоёмкость, теплопроводность, теплоты испарения и плавления, давление насыщенного пара и др. Так, например, отношение давлений пара H_2 и D_2 составляет 2,448 при $-251,1^\circ$; отношение давлений пара H_2O и D_2O составляет 1,148 при 20° и 1,052 при 100° ; соответствующее отношение для $H_2^{16}O$ и $H_2^{18}O$ составляет 1,009 при 23° и 1,003 при 100° .

Что касается химических свойств изотопных соединений, то остаются в основном неизменными, т.к. масса атома не влияет на его электронную конфигурацию, определяющую химические свойства. Однако термодинамическая неравноценность изотопных соединений приводит к неравномерному распределению изотопов при равновесии изотопного обмена (термодинамический изотопный эффект), а также к преимущественной адсорбции одной из изотопных форм на сорбенте. Кроме того, термодинамическая неравноценность исходных изотопных соединений в сочетании с аналогичной неравноценностью переходных состояний (активных комплексов) при химических реакциях изотопных соединений обуславливает различие

в скоростях протекания этих реакций (кинетический изотопный обмен). Поскольку термодинамический и кинетический эффекты зависят от различий колебательно-вращательных и поступательных энергетических уровней изотопных молекул, то, исходя из данных колебательного спектра этих молекул, можно рассчитать изотопные эффекты статистическими методами. Термодинамические изотопные эффекты, выраженные отклонениями от единицы коэффициента равновесного распределения изотопов, для изотопного обмена водорода в случае трития и протия могут максимально достигать при 20° 16-18-кратного значения, а в случае дейтерия и протия – 8-9-кратного значения; для изотопного обмена других лёгких элементов – таких, как литий, бор, углерод, азот, хлор, эти отклонения редко превышают 10%, а в случае более тяжёлых элементов они обычно не превышают 1%.

Кинетические изотопные эффекты, выражающиеся отношением констант скоростей химических реакций для различных изотопных соединений, в случае изотопов водорода также могут быть очень велики. Так, например, отношение констант скоростей синтеза бромистого водорода и бромистого дейтерия равно 5. Для изотопов всех других элементов отклонения этого отношения от единицы никогда не превышают 50%.

В основе использования изотопов в качестве меченных атомов лежит их химическая и физико-химическая идентичность. Фактически же всегда имеют место различия в свойствах изотопов, характеризующиеся значениями изотопных эффектов. Таким образом, знание изотопных эффектов позволяет вносить поправки на различие свойств изотопов при их использовании в качестве меченых атомов. Очевидно, что учёт соответствующих поправок имеет существенное значение при работе лишь с изотопами лёгких элементов и особенно водорода.

Различия в свойствах изотопов позволяют разделять изотопы и определять их содержание в изотопных смесях. Любой способ разделения изотопов, а также количественный анализ стабильных изотопов основаны на наличии изотопных эффектов (при этом метод разделения тем эффективнее, чем больше соответствующий изотопный эффект). Так, например, ректификационный метод разделения основан на различии в давлениях пара изотопных соединений. В основе метода центрифугирования лежит различие плотностей. Диффузионный метод предполагает различие коэффициентов диффузии. Методы разделения с использованием реакций изотопного обмена основаны на термодинамическом изотопном эффекте. Имеются методы разделения изотопов, основанные на изотопном кинетическом эффекте, как, например, широко распространённый электролитический метод получения тяжёлой воды.

3.3.3 Газовая диффузия.

Диффузия газов через пористые перегородки при пониженном давлении является одним из важнейших методов разделения тяжёлых, а также многих лёгких изотопов. Метод газовой диффузии использует различие в скоростях движения различных по массе молекул газа. Понятно, что он будет подходить только для веществ, находящихся в газообразном состоянии.

Газообразное соединение разделяемого элемента при достаточно низких давлениях $\sim 0,1$ н/м² ($\sim 10^{-3}$ мм рт. ст.) «прокачивается» через пористую перегородку, содержащую до 10^6 отверстий на 1 см². Лёгкие молекулы проникают через перегородку быстрее тяжёлых, так как скорости молекул обратно пропорциональны квадратному корню из их молекулярного веса. В результате газ обогащается лёгкой компонентой по одну сторону перегородки и тяжёлой — по другую.

Поясним принцип действия метода газовой диффузии (см. **Рис.5**).

При различных скоростях движения молекул, если заставить их двигаться через тонкую трубочку, более быстрые и легкие из них обгонят более тяжелые. Для этого трубка должна быть настолько тонка, чтобы молекулы двигались по ней поодиночке. Таким образом, ключевой момент здесь - изготовление пористых мембран для разделения. Они должны не допускать утечек, выдерживать избыточное давление. Поскольку лёгкий изотоп диффундирует быстрее, чем тяжёлый, то газ, прошедший через пористую перегородку, обогащается лёгким изотопом. Для некоторых лёгких элементов степень разделения может быть достаточно велика, но для урана - только 1.00429 (выходной поток каждой ступени обогащается в 1.00429 раза). Поэтому

газодиффузионные обогатительные предприятия - циклопические по размерам, состоящие из тысяч ступеней обогащения.

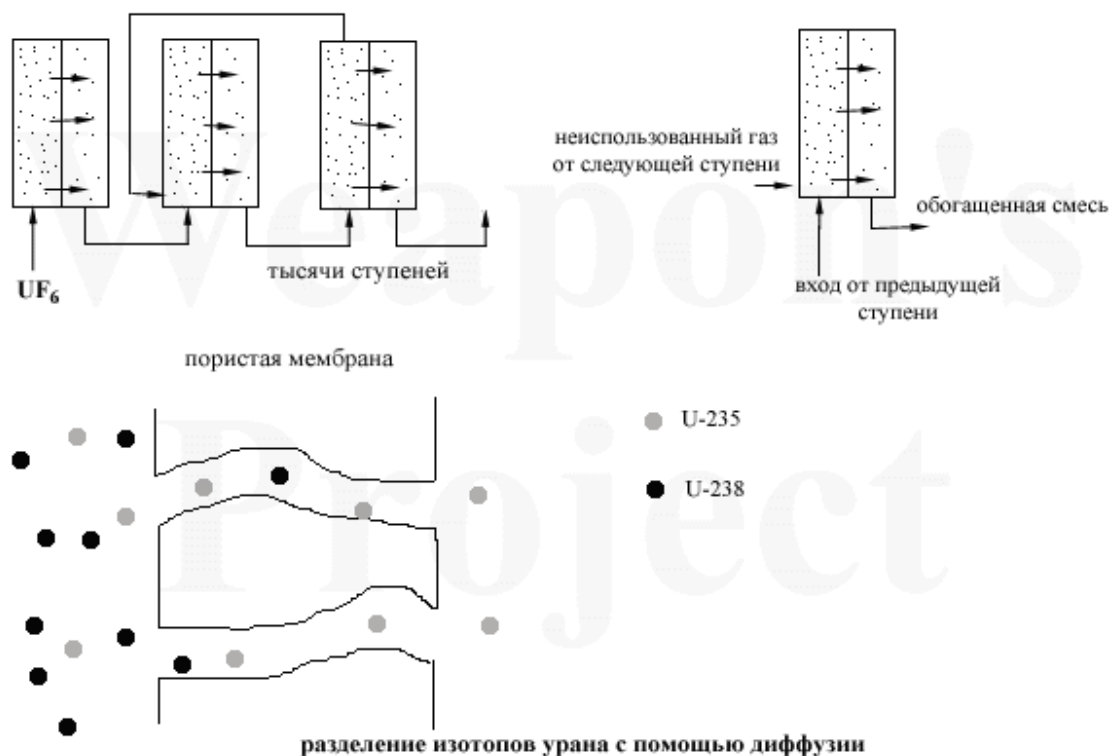


Рис. 5 Схема метода газовой диффузии

Исходя из обратно пропорциональной зависимости квадрата средней скорости теплового движения молекул от их массы, можно показать, что максимальный коэффициент разделения изотопных молекул при их диффузии через пористые перегородки определяется выражением

$$\alpha = \sqrt{\frac{M_2}{M_1}},$$

где M_1 и M_2 – молекулярные веса легкой и тяжелой изотопных молекул.

Этот метод разделения изотопов дает малые коэффициенты разделения, но легко позволяет провести каскадирование. Таким образом, в общем можно получить большой коэффициент разделения.

Если разница в молекулярных массах очень мала, то необходимо повторение этого процесса тысячи раз. Количество операций разделения n определяется соотношением:

$$q = \alpha^n,$$

где q — необходимая степень разделения. На этом методе основана работа гигантских газодиффузионных заводов для получения ^{235}U из газообразного UF_6 ($\alpha \sim 1,0043$). Для получения необходимой концентрации ^{235}U требуется около 4000 единичных операций разделения.

Диффузионный разделительный каскад состоит из многих ячеек (ступеней). Каждая ячейка – камера разделена на две части пористой перегородкой, по одну сторону которой нагнетается насосом газообразная изотопная смесь. Размер пор – порядка длины свободного пробега данных молекул при используемом давлении. Часть смеси проходит через перегородку и при этом обогащается легким компонентом, т.к. скорость его диффузии больше. Из одной части камеры выводится обогащенный поток, из другой – обедненный. Оба потока поступают на соответствующие ступени каскада для дальнейшего разделения. Используется также диффузия разделяемой смеси в каком-либо постороннем газе (или лучше в паре), который легко потом

отделить от смеси конденсацией. Смесь подается в струю пара, и часть ее с большим содержанием легкого компонента диффундирует против потока пара.

3.2.4 Диффузия в потоке пара (противопоточная масс-диффузия)

Разделение изотопов происходит в цилиндрическом сосуде (колонне), перегородженном вдоль оси диафрагмой, содержащей около 10^3 отверстий на 1 см^2 . Газообразная изотопная смесь движется навстречу потоку вспомогательного пара. Вследствие градиента (перепада) концентрации газа и пара в поперечном сечении цилиндра и большего коэффициента диффузии для лёгких молекул происходит обогащение лёгким изотопом части газа, прошедшего сквозь поток пара в левую часть цилиндра. Обогащённая часть выводится из верхнего конца цилиндра вместе с основным потоком пара, а оставшаяся в правой половине часть газа движется вдоль диафрагмы и отводится из аппарата. Пар, проникший в правую часть, конденсируется. На разделительных установках, состоящих из нескольких десятков последовательно соединённых диффузионных колонок с испаряющейся жидкостью (ртуть, ксилол и др.), разделяются в лабораторных масштабах (до 1 кг) изотопы неона, аргона, углерода, криптона, серы.

3.2.5 Термодиффузия

В этом случае опять же, используется различие в скоростях движения молекул. Более легкие из них при существовании разницы температуры имеют свойство оказываться в более нагретой области. Коэффициент разделения зависит от отношения разницы массы изотопов к общей массе и больший для легких элементов. Термодиффузионный процесс проводят в пустотелых колоннах с охлаждаемыми стенками и с раскаленной проволокой, протянутой в центре вдоль колонны. Такая колонна в зависимости от ее высоты равноценна многим последовательно соединенным ступеням. Прямой и возвратный потоки в колонне обеспечиваются естественными конвекционными токами (вдоль раскаленной проволоки ток направлен вверх, а вдоль стенок – вниз). Между потоками в каждом поперечном сечении протекают термодиффузионные процессы, последовательное наложение которых приводит к накоплению тяжелого изотопа внизу колонны, а более легкого – наверху. Несмотря на свою простоту, в этом методе требуются большие энергозатраты для создания и поддержания нагрева. Поэтому широко не применяется.

Обычно термодиффузионная разделительная колонка состоит из двух коаксиально расположенных труб, в которых поддерживаются различные температуры. Разделяемая смесь вводится между ними. Перепад температур ΔT между поверхностями труб создаёт диффузионный поток, что приводит к появлению разности концентрации изотопов в поперечном сечении колонки. Одновременно перепад температур приводит к возникновению конвективных вертикальных потоков газа. Вследствие этого более лёгкие изотопы накапливаются у горячей поверхности внутренней трубы и движутся вверх. Коэффициент разделения

$$\alpha = 1 + \gamma \frac{\Delta T}{T}$$

где γ — постоянная термодиффузии, зависящая от относительной разности масс изотопов, а $T = (T_1 + T_2)/2$. Термодиффузионный метод позволяет разделять изотопы как в газообразной, так и в жидкой фазе. Возможный ассортимент разделяемых изотопов шире, чем при разделении методом газовой диффузии или диффузии в потоке пара. Однако для жидкой фазы α мало. Метод удобен при разделении изотопов в лабораторных условиях вследствие простоты, отсутствия вакуумных насосов и т. д.

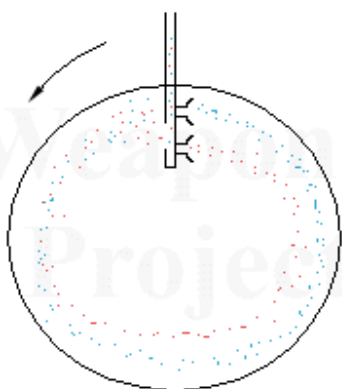
Этим методом был получен He с содержанием $0,2\%$ ^3He (в природной смеси $1,5 \cdot 10^{-5}\%$), изотопы ^{18}O , ^{15}N , ^{13}C , ^{20}Ne , ^{22}Ne , ^{35}Cl , ^{84}Kr , ^{86}Kr с концентрацией $> 99,5\%$. Термодиффузия использовалась в промышленном масштабе в США для предварительного обогащения ^{235}U перед окончательным разделением его на электромагнитной установке. Термодиффузионный завод состоял из 2142 колонок высотой 15 м .

3.2.6 Газовое центрифугирование

Впервые эта технология была разработана в Германии, во время второй мировой, но промышленно нигде не применялась до начала 60-х. Разделение осуществляется за счет различия центробежных сил, действующих на молекулы разных масс. (Рис.6). В центрифуге, вращающейся с большой окружной скоростью (100 м/сек), более тяжёлые молекулы под действием центробежных сил концентрируются у периферии, а лёгкие молекулы — у ротора центрифуги. Поток пара во внешней части с тяжёлым изотопом направлен вниз, а во внутренней с лёгким изотопом — вверх. Соединение нескольких центрифуг в каскад обеспечивает необходимое обогащение изотопов.

Большое преимущество центрифугирования состоит в зависимости коэффициента разделения от абсолютной разницы в массе, а не от отношения масс. Центрифуга одинаково хорошо работает и с легкими и с тяжелыми элементами. Поэтому центрифугирование пригодно для разделения изотопов и тяжёлых элементов. Степень разделения пропорциональна квадрату отношения скорости вращения к скорости молекул в газе. Отсюда очень желательно как можно быстрее раскрутить центрифугу. Типичные линейные скорости вращающихся роторов 250-350 м/с, и до 600 м/с в усовершенствованных центрифугах. Типичный коэффициент сепарации - 1.01 - 1.1.

Применяется противоточная газовая центрифуга, в которой смесь циркулирует, двигаясь вверх, вдоль оси вращения в центральной части, и вниз — по периферии. Такая центрифуга — аппарат колоночного типа с многократным повторением элементарного разделительного эффекта (в каждом поперечном сечении) вдоль направления прямого и возвратного потоков.



газовое центрифугирование

Рис.6 Схема метода газового центрифугирования

Центрифугирование использовано для разделения изотопов углерода (в виде CCl_4), криптона, ксенона и урана (в виде UF_6).

По сравнению с газодиффузионными установками этот метод имеет уменьшенное энергопотребление, большую легкость в наращивании мощности. Недостаток метода — низкая производительность центрифуг и необходимость обеспечения очень больших угловых скоростей (порядка 60000 об/мин). В настоящее время газовое центрифугирование — основной метод разделения изотопов.

3.2.7 Электромагнитное разделение.

Метод электромагнитного разделения основан на различном действии магнитного поля на заряженные частицы различной массы. По сути дела такие установки, называемые калютронами, являются огромными масс-спектрометрами. Ионы разделяемых веществ, двигаясь в сильном магнитном поле, закручиваются с радиусами, пропорциональными их массам и попадают в приемники, где и накапливаются (Рис.6).



электромагнитное разделение

Рис.7 Схема метода электромагнитного разделения

Вещество, изотопы которого требуется разделить, помещается в тигель ионного источника, испаряется и ионизуется. Ионы вытягиваются из ионизационной камеры сильным электрическим

полем, формируются в ионный пучок и попадают в вакуумную разделительную камеру, помещенную в магнитное поле H , направленное перпендикулярно движению ионов. Под действием магнитного поля ионы движутся по окружностям с радиусами кривизны, пропорциональными корню квадратному из отношения массы иона M к его заряду e . Вследствие

этого радиусы траектории тяжёлых и лёгких ионов отличаются друг от друга. Это позволяет собирать ионы различных изотопов в приёмники, расположенные в фокальной плоскости установки.

Этот метод позволяет разделять любые комбинации изотопов, обладает очень высокой степенью разделения. Обычно достаточно двух проходов для получения степени обогащения выше 80% из бедного вещества (с исходным содержанием желаемого изотопа менее 1%).

Производительность электромагнитных установок определяется значением ионного тока и эффективностью улавливания ионов. На больших установках ионный ток колеблется от десятков до сотен *ма*, что даёт возможность получать до нескольких граммов изотопов в сутки (суммарно по всем изотопам). В лабораторных сепараторах производительность в 10 - 100 раз ниже.

Электромагнитный метод характеризуется высоким α и возможностью одновременного разделения всех изотопов данного элемента. Обычно на больших промышленных установках для одной ступени разделения $\alpha \sim 10\text{—}100$, в лабораторных — в 10—100 раз выше. В большинстве случаев при разделении электромагнитным методом достаточно одной ступени, редко производится повторное разделение предварительно обогащенных изотопных материалов для получения изотопов особо высокой частоты. Основной недостаток метода - относительно низкая производительность, высокие эксплуатационные затраты, значительные потери разделяемого вещества.

Электромагнитное разделение плохо приспособлено для промышленного производства: большая часть веществ осаждается внутри калютрона, так что его приходится периодически останавливать на обслуживание. Остальные недостатки - большое энергопотребление, сложность и дороговизна технического обслуживания, низкая производительность. Основная сфера применения метода - получение небольших количеств чистых изотопов для лабораторного применения. Они используются для получения радиоактивных изотопов, необходимых для ядерной спектроскопии, для изучения взаимодействия ионов с твёрдым телом (при ионном внедрении и для других целей).

Электромагнитный метод впервые позволил получить килограммовые количества ^{235}U . Электромагнитный завод в Ок-Ридже (США) имел 5184 разделительные камеры — «калютроны». Вследствие высокой универсальности и гибкости электромагнитные установки используются для разделения изотопов ~ 50 элементов периодической системы в количествах от *мг* до сотен *г* и являются основным источником обеспечения изотопами научно-исследовательских работ и некоторых практических применений изотопов

3.2.8 Химическое обогащение

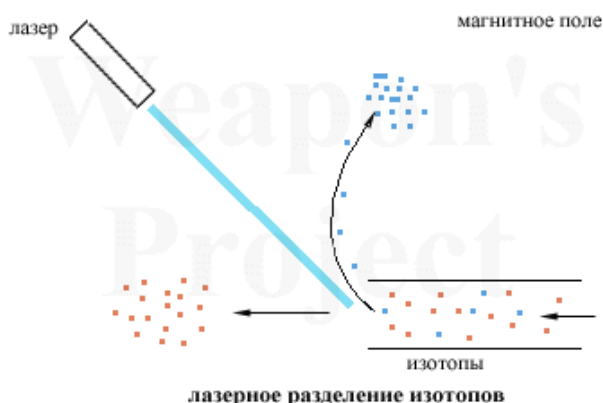
Химическое обогащение использует разницу в скорости протекания химических реакций с различными изотопами. Лучше всего оно работает при разделении легких элементов, где разница значительна. В промышленном производстве применяются реакции, идущие с двумя реагентами, находящимися в различных фазах (газ/жидкость, жидкость/твёрдое вещество, несмешивающиеся жидкости). Это позволяет легко разделять обогащенный и обедненный потоки. Используя дополнительно разницу температур между фазами, достигается дополнительный рост коэффициента разделения. На сегодня химическое разделение - самая энергосберегающая технология получения тяжелой воды. Кроме производства дейтерия, оно применяется для извлечения Li-6. Во Франции и Японии разрабатывались методы химического обогащения урана, так и не дошедшие до промышленного освоения.

3.2.9 Аэродинамическая сепарация

Этот способ можно рассматривать как вариант центрифугирования, но вместо закручивания газа в центрифуге, он завихряется при выходе из специальной форсунки, куда подается под большим давлением. Эта технология использовалась ЮАР и Германией.

3.2.10 AVLIS (испарение с использованием лазера).

Различные изотопы поглощают свет с немного различной длиной волны. При помощи точно настроенного лазера можно избирательно ионизировать атомы какого-то определенного изотопа.



Получившиеся ионы можно легко отделить, допустим, магнитным полем (Рис.8). Такая технология имеет чрезвычайную эффективность, однако в промышленных масштабах пока не применяется.

Рис.8. Схема метода лазерного испарения

3.2.11 Дистилляция

Дистилляция (фракционная перегонка) использует различие в скорости испарения различных по массе изотопов. Чем меньше масса атома - тем быстрее будет испаряться этот изотоп.

Лучше всего это работает опять же, на легких элементах. Дистилляция успешно применяется для производства тяжелой воды.

Поскольку, как правило, изотопы имеют различные давления насыщенного пара, например p_1 и p_2 , и различные точки кипения, то возможно разделение изотопов путём фракционной перегонки. Используются фракционирующие колонны с большим числом ступеней разделения; α зависит от отношения p_1/p_2 и его значение уменьшается с ростом молекулярной массы и температуры. Поэтому процесс наиболее эффективен при низких температурах. Дистилляция использовалась при получении изотопов лёгких элементов — ^{10}B , ^{11}B , ^{18}O , ^{15}N , ^{13}C , а в промышленном масштабе для получения сотен тонн тяжёлой воды в год.

3.2.12 Электролиз

При электролизе воды или водных растворов электролитов выделяющийся на катоде водород содержит меньшее количество дейтерия, чем исходная вода. В результате в электролизёре растёт концентрация дейтерия. Метод применялся в промышленных масштабах для получения тяжёлой воды. Разделение других изотопов лёгких элементов (лития, калия) электролизом их хлористых солей производится только в лабораторных количествах. Этот самый эффективный метод получения дейтерия (коэффициент разделения более 7) требует такого количества энергии, что по экономическим соображениям, если он и задействуется, то на поздних стадиях очистки.

3.2.13 Изотопный обмен

Изотопный обмен – реакция, единственным результатом которой является перераспределение изотопов какого-либо элемента между реагирующими веществами.

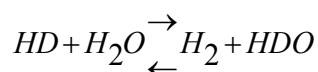
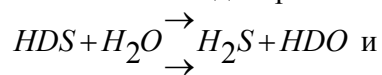
При изотопном обмене вещества сохраняют неизменным свой элементный состав и переходят лишь из одних изотопных форм в другие. Такие реакции могут протекать также между различными изотопными формами одного и того же вещества. Возможности проведения реакций изотопного обмена весьма различны: они могут протекать в гомогенных условиях (между растворённым веществом и растворителем, между реагирующими веществами в нейтральном растворителе, в смеси газов и т.п.), а также в гетерогенных условиях (между твёрдым и жидким веществом и нерастворимым газом, между газами на поверхности твёрдого катализатора и т.д.).

Равновесие изотопного обмена характеризуют коэффициентом распределения изотопов и константой равновесия реакции. Коэффициентом равновесия называется величина, показывающая, во сколько раз отношение равновесных концентраций изотопов в одном из реагирующих компонентов больше соответствующего отношения в другом. Константа равновесия представляет собой отношение равновесных концентраций конечных и начальных изотопных форм реагирующих компонентов.

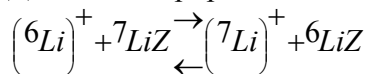
Специфическая особенность реакций изотопного обмена, отличающая их от обычных (элементных) химических реакций, состоит в том, что концентрации реагирующих компонентов остаются неизменными, а изменяется лишь их изотопный состав. Эта особенность приводит к тому, что эти реакции, независимо от их истинного механизма, практически могут быть описаны кинетическим уравнением первого порядка.

Изотопный обмен протекает по различным механизмам, причём встречаются все механизмы, присущие элементарным химическим реакциям, и, сверх того, механизмы, не имеющие прямых аналогов в обычной химии. Изотопный обмен может быть одно-, двух- и многостадийным, гомогенным и гетерогенным. В основе его могут лежать переходы электронов, ионов, атомов, групп атомов и целых молекул. В качестве промежуточных стадий реакций изотопного обмена могут наблюдаться диссоциация молекул на заряженные или незаряженные частицы, ассоциации отдельных частиц, внутримолекулярные перегруппировки атомов. Кроме того, изотопный обмен для каждого данного элемента имеет свои характерные черты.

Изотопный обмен широко применяют в различных исследовательских и препаративных работах, а также в промышленности. Им пользуются для разделения природных стабильных изотопов химическими методами, основанными на неравномерном равновесном распределении изотопов между веществами. Например, для концентрирования дейтерия при промышленном получении тяжёлой воды применяются реакция изотопного обмена:



Для концентрирования ${}^6\text{Li}$ используется реакция:



(реакция проводится на цеолите), Z – цеолитовый радикал.

Применение нескольких ступеней позволяет получать высокое обогащение водорода, азота, серы, кислорода, углерода, лития отдельными изотопами.

*_*_*

Помимо перечисленных, существует ряд других методов, применение которых носит ограниченный характер или находится в стадии исследований или технических усовершенствований. К ним относятся: получение ${}^3\text{He}$, основанное на явлении сверхтекучести ${}^4\text{He}$; разделение посредством диффузии в сверхзвуковой струе газа, расширяющейся в пространстве с пониженным давлением; хроматографическое разделение, основанное на различии в скоростях адсорбции изотопов; биологические способы разделения.

Методы разделения изотопов имеют особенности, определяющие области их наиболее эффективного применения. При разделении изотопов лёгких элементов с массовыми числами около 40 экономически более выгодны и эффективны дистилляция, изотопный обмен и электролиз. Для разделения изотопов тяжёлых элементов применяются диффузионный метод, центрифугирование и электромагнитное разделение. Однако газовая диффузия и центрифугирование могут быть использованы, если имеются газообразные соединения элементов. Поскольку таких соединений мало, реальные возможности этих методов пока ограничены. Термодиффузия позволяет разделять изотопы как в газообразном, так и в жидком состоянии, но при разделении изотопов в жидкой фазе α мало. Электромагнитный метод обладает большим α , но имеет малую производительность и применяется главным образом при ограниченных масштабах производства изотопов.

Для обеспечения научно-исследовательских работ и практических применений изотопов в России создан Государственный фонд стабильных изотопов, обладающий запасом изотопов почти всех элементов. Регулярно производится разделение значительных количеств дейтерия ${}^{10}\text{B}$, ${}^{13}\text{C}$,

^{15}N , ^{18}O , ^{22}Ne и других изотопов. Организован также выпуск различных химических препаратов, меченых стабильными изотопами.

3.3 Разделение изотопов урана

Для разделения урана в используются следующие технологии: электромагнитное разделение, газовая диффузия, жидкостная термодиффузия, газовое центрифугирование, аэродинамическая сепарация. Определенного внимания заслуживают следующие, пока промышленно неприменяемые методы: испарение с использованием лазера и химическое разделение

Электромагнитный метод основан на том, что два иона, имеющие одну и ту же энергию, но различные массы, фокусируются в разных точках плоскости, если они проходят через однородное магнитное поле, перпендикулярное их траектории. Помещая источник ионов в центр однородного магнитного поля так, чтобы использовать несколько ионных лучей в разных направлениях можно добиться эффективного использования большого магнита. Коллекторы располагаются таким образом, что они пересекают каждый луч и собирают по отдельности два главных изотопа ^{235}U и ^{238}U с довольно большой степенью чистоты. Метод дает в одной установке большое разделение. Коэффициент разделения приближается к 100%, но производительность одной установки невелика. Общая производительность может быть увеличена за счет увеличения концентрации ^{235}U в исходном продукте.

Это была исторически первая техника, способная к производству оружейного урана. Она использовалась в электромагнитном сепараторе Y-12 в Ок-Ридже во время второй мировой войны. Двух этапов разделения достаточно для обогащения урана до 80-90%. Два остальных метода, доступных в то время - газовая диффузия, жидкостная термодиффузия - применялись для начального обогащения урана и увеличения выхода электромагнитного сепаратора по отношению к сырью из природного урана. Весь использованный в хиросимской бомбе уран произведен по этой технологии. В связи с высокими накладными расходами Y-12 был закрыт в 1946 году. В более позднее время только Ирак пытался промышленно использовать этот метод в своей атомной программе.

Газовая диффузия. Первая практически применяемая в промышленных масштабах технология разделения ^{238}U и ^{235}U . В основу метода положено различие скоростей теплового движения молекул изотопных веществ. Единственное соединение урана, обладающее свойствами, необходимыми для осуществления газовой диффузии, является гексафторид урана UF_6 . Давление насыщенных паров этого соединения достигает атмосферы при 56°C .

Несмотря на требование наличия для сильного обогащения тысяч ступеней, по затратам это более выгодный метод, чем электромагнитное разделение. Газодиффузионные предприятия по обогащению ^{235}U огромны и имеют большую производственную мощность. Главная трудность - создание надежных газодиффузионных барьеров, способных противостоять коррозионному действию UF_6 . Есть два основных типа таких барьеров: тонкие пористые мембраны и барьеры, собранные из отдельных трубочек. Мембраны представляют собой пленки с образованными травлением порами. Например, азотная кислота протравливает сплав 40/60 Au/Ag (Ag/Zn); либо электролитическим травлением алюминиевой фольги можно получить хрупкую алюминиевую мембрану. Составные барьеры собираются из маленьких дискретных элементов, упакованных в относительно толстую пористую перегородку. Технология изготовления диффузионных барьеров продолжает оставаться засекреченной во всех странах, разработавших ее. Построенное во время второй мировой войны производство K-25 в Ок-Ридже состояло из 3024 ступеней обогащения и продолжало функционировать до конца 1970-х. Разработка подходящего материала для барьеров оказалась сложным делом, что вызвало некоторую задержку с вводом в строй предприятия после войны, хотя даже частично законченный завод внес вклад в накопление ^{235}U для атомной бомбы «Малыш» (Little Boy), сброшенной на Хиросиму. В то время барьеры изготавливались из спеченного никелевого порошка, попытки создать многообещающие мембраны из электролитически вытравленного алюминия провалились. K-25 изначально содержал 162000 м^2

мембранной поверхности. Это предприятие, с расширениями, произвело большую часть всего урана для армии США в шестидесятых. С усовершенствованием газодиффузионных барьеров производительность завода возросла в 23 раза. Диффузионное производство потребляет гораздо меньше электроэнергии по сравнению с электромагнитным, но ее расход все равно остается достаточно большим. В 1981 году, после модернизации, оно имело удельную потребляемую мощность на уровне 2370 кВт-ч/МПП-кг. Несмотря на то, что уран низкого обогащения - ценное сырье для производства высокообогащенного урана, газодиффузионные установки низкого обогащения невозможно легко переделать для производства урана высокого обогащения. Высокое обогащение требует много меньших по размеру ступеней, из-за резкого снижения коэффициента обогащения и проблем с критичностью (накопление критической массы урана) у больших по размеру блоков. Огромные размеры обогатительной системы ведут к длительному времени заполнения ее материалом (обогащаемым веществом), до начала выхода продукта. Обычно это время установления равновесия составляет 1-3 месяца. Технология газовой диффузии широко использовалась во множестве стран, даже Аргентина создала действующее обогатительное предприятие для своей тайной оружейной программы (в настоящее время прекращенной). В 1979 году более 98% всего урана производилось с использованием этого процесса. К середине 1980-х эта доля сократилась до 95% с освоением метода центрифугирования.

Жидкостная термодиффузия, т.е. явление изменения диффузионного равновесия газа при наличии перепада температур, также широко используется в практике разделения изотопов. Термодиффузионное разделение изотопов урана происходит в жидком UF_6 , находящемся под большим давлением между двумя поверхностями – горячей и холодной. Благодаря разности масс изотопов урана и сложным межмолекулярным силам, происходит разделение изотопов.

Жидкостная термодиффузия оказалась первой технологией, на которой были получены существенные количества низкообогащенного урана. Она применялась в США во время Манхэттенского проекта для увеличения КПД сепаратора Y-12. Это самый простой из всех методов разделения, но предельная степень обогащения по ^{235}U всего ~1% (завод S-50 в Ок-Ридже производил 0.85-0.89% урана-235 в конечном продукте). Серьезным недостатком этого метода является большое потребление энергии.

Газовое центрифугирование. Доминирующий способ разделения изотопов для новых производств, хотя уже существующие мощности - по большей части газодиффузионные. Каждая центрифуга обеспечивает гораздо больший коэффициент разделения, чем одна газовая ступень. Требуется много меньше ступеней, всего около тысячи, правда стоимость каждой центрифуги гораздо выше. Газовое центрифугирование требует ~1/10 часть энергии, требующейся газовой диффузии (его энергопотребление 100-250 кВт-ч/МПП-кг) и обеспечивает более легкое наращивание масштаба производства. Из развивающихся ядерных стран этой достаточно сложной технологией владеют Пакистан и Индия.

Аэродинамическая сепарация. Аэродинамическое разделение разработано в ЮАР (процесс UCOR, использующий вихревые трубки с давлением 6 бар) и Германии (используются искривленные сопла, работающие с давлением 0.25-0.5 бар). Единственная страна, применявшая этот метод на практике - ЮАР, где было произведено 400 кг оружейного урана на предприятии в Валиндабе, закрытом в конце восьмидесятых. Коэффициент разделения ~1.015, энергозатраты ~3300 кВт-ч/МПП-кг.

Испарение с использованием лазера. AVLIS (atomic vapor laser isotope separation). Технология так и не была воплощена в производстве, разрабатывалась в США в течении 1970-80-х гг. и отмерла вследствие общего переизбытка разделяющих мощностей и сокращения арсенала.

Химическое разделение. Химическое разделение урана разрабатывалось в Японии и Франции, но, как и AVLIS, никогда не использовалось. Французский метод Chemex использует противоток в высокой колонне двух несмешиваемых жидкостей, каждая содержащая растворенный уран. Японский метод Asahi использует реакцию обмена между водным раствором и мелкоизмельченной смолой, через которую медленно просачивается раствор. Оба способа

нуждаются в катализаторах для ускорение процесса концентрации. Процесс Chemex нуждается в электричестве на уровне 600 кВт-ч/МПП-кг. Ирак разрабатывал эту технологию (в виде смешанного производства Chemex/Asahi) для обогащения U-235 до 6-8% и последующем дообогащением в калютроне.

Приблизительные энергетические эффективности указанных методов по отношению к газовой диффузии: менее 0.01 - AVLIS (если доведена до промышленного употребления), 0.10-0.04 - газовое центрифугирование, 0.30 - химическое разделение, 1.00 - газовая диффузия, 1.50 - аэродинамическая сепарация. Высокие значения дают электромагнитное разделение и жидкостная термодиффузия

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Спецкурс.

Лекция 21. ПОСЛЕ РЕАКТОРНАЯ ЧАСТЬ УРАНОВОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Содержание.

1. ОТРАБОТАННОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО	1
2 ВРЕМЕННОЕ ХРАНЕНИЕ ОЯТ.	2
3. ХАРАКТЕРИСТИКА ОЯТ	3
4. ЭЛЕМЕНТНЫЙ И ИЗОТОПНЫЙ СОСТАВ ОЯТ	5
5. ОЯТ РОССИИ	10
5.1 ОЯТ энергетических реакторов	10
5.2 ОЯТ ВМФ и гражданского флота России	12
6. ТРАНСПОРТИРОВКА РАДИОНУКЛИДОВ	15

Начальная стадия послереакторного этапа ЯТЦ одинакова для открытого и закрытого циклов ЯТЦ. Она включает в себя извлечение твэлов с отработанным ядерным топливом из реактора, хранение его в пристанционном бассейне («мокрое» хранение в бассейнах выдержки под водой) в течении нескольких лет и затем транспортировка к заводу переработки. В открытом варианте ЯТЦ отработанное топливо помещают в специально оборудованные хранилища («сухое» хранение в среде инертного газа или воздуха в контейнерах или камерах), где выдерживают в течение нескольких десятилетий, затем перерабатывают в форму, предотвращающую хищение радионуклидов и подготавливают к окончательному захоронению (насколько можно судить в настоящее время твэлы и ТВС в чистом виде нигде в мире пока не захоранивают). В закрытом варианте ЯТЦ отработавшее топливо поступает на радиохимический завод, где перерабатывается с целью извлечения делящихся ядерных материалов.

В данной лекции мы рассмотрим начальную стадию послереакторного этапа обращения с отработавшим ядерным топливом. Речь пойдет об открытом варианте ЯТЦ применительно к атомной энергетике. Основной послереакторный этап закрытого варианта ЯТЦ - переработка облученного ядерного топлива - будет описан в следующей лекции.

1. ОТРАБОТАННОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

Отработанное ядерное топливо (ОЯТ) — особый вид радиоактивных материалов. Облученные тепловыделяющие элементы, извлеченные из реактора после их отработки, обладают значительной накопленной активностью. Различают два вида ОЯТ: 1) ОЯТ промышленных (военных) реакторов, которое имеет химическую форму как самого топлива, так и его оболочки, удобную для растворения и последующей переработки и 2) ОЯТ - твэлы энергетических реакторов. ОЯТ промышленных реакторов перерабатывают в обязательном порядке, тогда как ОЯТ энергетики перерабатывают далеко не всегда. Энергетическое (гражданское) ОЯТ относят к высокоактивным отходам, если не подвергают дальнейшей переработке, или к ценному энергетическому сырью, если подвергают переработке. В некоторых странах (США, Швеция, Канада, Испания, Финляндия) ОЯТ полностью относят к радиоактивным отходам (РАО). В Англии, Франции, Японии — к энергетическому сырью. В России часть ОЯТ считается радиоактивными отходами, часть поступает на переработку на радиохимические заводы.

Из-за того, что далеко не все страны придерживаются тактики замкнутого ядерного цикла, ОЯТ в мире постоянно увеличивается (**Рис.1**). Практика стран, придерживающихся замкнутого уранового топливного цикла показала, что частичное замыкание ЯТЦ легководных реакторов убыточно при современных низких ценах на уран и даже при возможном в последующие

десятилетия удорожании урана в 3-4 раза. Тем не менее эти страны замыкают ЯТЦ легководных реакторов, покрывая затраты за счет соответствующего увеличения тарифов на электроэнергию, производимую АЭС (надбавка к тарифам АЭС во Франции, связанная с затратами на переработку ОЯТ легководных реакторов составляет 0.3 цент/кВт*ч). Наоборот, США и некоторые другие страны отказываются от переработки ОЯТ, имея в виду будущее окончательное захоронение ОЯТ, предпочитая его длительную выдержку, что оказывается

намного дешевле (надбавка к тарифам АЭС, введенная в США актом 1982 г., составляет 0.1 цент/кВт*ч). Тем не менее ожидается что к 20-м годам 21-го века переработка ОЯТ в мире увеличится.

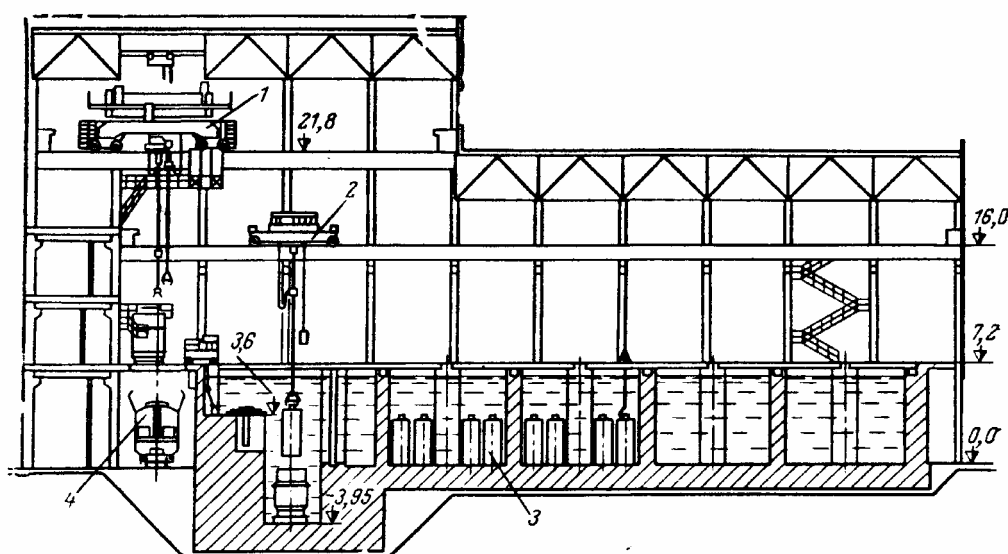
Рис. 1 Накопление отработавшего ядерного топлива в мире

2 ВРЕМЕННОЕ ХРАНЕНИЕ ОЯТ.

Основная масса выгруженного из реактора ОЯТ размещается в хранилищах на

площадках АЭС или централизованных хранилищах при промышленных (военных) реакторах. *Замечание.* В России хранилища при реакторах, АЭС и заводах регенерации (военные реакторы), не имеют принципиальных отличий, а различаются только объемом и временем хранения: при реакторах - на 3 года, на отдельно стоящих АЭС - на 10 лет работы АЭС, на заводах регенерации - на 1 год работы завода.

Использованное топливо АЭС называется «отработанным топливом». Оно высокорadioактивно и в открытом ядерном цикле представляет собой первичную форму ядерных отходов высокого уровня активности. В открытом ЯТЦ отработанное топливо должно быть тщательно изолировано на протяжении тысяч лет. За это время изотопы распадутся до



уровня, примерно равного radioактивности природной урановой руды.

Рис. 2 Хранилище отработавшего топлива ВВЭР-440 (продольный разрез):

1-кран мостовой грузоподъемностью 125/20 т; 2—кран мостовой грузоподъемностью 15 т; 3 - чехол с ТВС; 4 - транспортный вагон-контейнер

Когда отработавшее топливо извлекается из реактора, оно обычно помещается в водный бассейн. Вода служит экраном для радиации и охладителем. В открытом варианте ЯТЦ хранение отработавшего топлива в бассейнах используется только в качестве временной меры до тех пор, пока не будет найдено место для окончательного захоронения. В качестве альтернативы хранению в бассейнах часть отработавшего топлива хранится на поверхности земли в бетонных или стальных контейнерах, называемых "сухими контейнерами". Это хранение также считается временным.

Извлеченное из активной зоны энергетического реактора ТВС с отработанным ядерным топливом хранят в бассейне выдержки на АЭС в течение 5-10 лет для снижения в них тепловыделения и распада короткоживущих радионуклидов. Этой операцией, обязательной для всех АЭС, завершается топливный цикл реактора. Отметим, что в 1 кг отработавшего ядерного топлива АЭС в первый день после его выгрузки из реактора содержится от 26 до 180 тыс. Ки радиоактивности. Через год активность 1 кг ОЯТ снижается до 1 тыс. Ки, через 30 лет—до 0,26 тыс. Ки. Для грубых оценок можно считать, что через год после выемки, в результате распада короткоживущих радионуклидов активность ОЯТ сокращается в 11 - 12 раз, а через 30 лет - в 140 - 220 раз и дальше медленно уменьшается в течение сотен лет.

Типовое отдельно стоящее хранилище отработанного топлива (**Рис. 2**) состоит из трех основных отделений: приема, перегрузки выдачи транспортных контейнеров; хранения топлива; технологических систем и служб обеспечения условий хранения топлива. Стены и дно бассейна покрыты двойной металлической облицовкой из углеродистой и нержавеющей стали. В случае появления протечек, вода через внутреннюю облицовку попадает в зазор между облицовками, ее собирают и возвращают в отсеки бассейна. Отсеки бассейна имеют щелевое перекрытие, которое обеспечивает нормальные условия работы персонала. Щели перекрытия являются транспортными путями развозки чехлов с топливом и обеспечивают необходимый порядок расстановки чехлов в отсеках бассейна. Отработанное топливо хранят под защитным слоем воды (3,0 м над активной частью ТВС). Такой способ обеспечивает надежное хранение отработавшего топлива, требует несложной технологии его обслуживания и одновременно обеспечивает ряд требований биологической защиты в процессе выполнения всех технологических операций при прямом визуальном контроле, постоянного надежного отвода тепла от сборок, выполнения технологических процессов перегрузки и хранения топлива с помощью незначительного количества простого оборудования.

Для поддержания нужного качества воды в бассейне предусмотрена очистка ее по двухступенчатой схеме: на первой ступени воду очищают от взвешенных продуктов коррозии, а на второй - от растворенных солей; на обеих ступенях одновременно проводят очистку от радиоактивных загрязнений. На первой ступени применяют оборудование и фильтрующие материалы двух типов: намывные фильтры патронного типа с использованием вспомогательного фильтрующего материала - перлита; насыпные фильтры с использованием в качестве фильтрующего материала ионно-обменной смолы в (катионита). Вторую ступень выполняют в виде двух фильтров с отдельной загрузкой катионита и анионита или в виде одного фильтра смешанного действия.

3. ХАРАКТЕРИСТИКА ОЯТ

Урановое топливо может быть изготовлено из природного (0,7% ^{235}U), низкообогащенного (1-5% ^{235}U) или высокообогащенного (до 93% ^{235}U) урана. Природный и низкообогащенный уран используется в реакторах на быстрых нейтронах, работающих в конверторном режиме.

Если в реактор первоначально загружался природный уран, то в отработавшем топливе остается 0,2 - 0,3% ^{235}U . Повторное обогащение такого урана экономически нецелесообразно, поэтому он остается в виде так называемого отвалного урана. Отвалный уран в дальнейшем может быть использован как воспроизводящий материал в реакторах на быстрых нейтронах. При использовании для загрузки ядерных реакторов низкообогащенного урана отработавшее топливо обычно содержит около 1% ^{235}U . Такой уран может быть дообогащен до первоначального содержания его в ядерном топливе и возвращен в ЯТЦ. Восстановление реактивности ядерного топлива может быть осуществлено добавлением в него других

делящихся нуклидов - ^{239}Pu или ^{233}U , т.е. вторичного ядерного топлива. Если к обедненному урану добавляется ^{239}Pu в количестве, эквивалентном соответствующему обогащению топлива ^{235}U , то реализуется уран-плутониевый топливный цикл. Смешанное уран-плутониевое топливо используется как в реакторах на тепловых, так и на быстрых нейтронах. Уран-плутониевое топливо обеспечивает максимально полное использование урановых ресурсов и расширенное воспроизводство делящегося материала.

Для технологии регенерации ядерного топлива чрезвычайно важны характеристики выгружаемого из реактора топлива: химический и радиохимический состав, содержание делящихся материалов, уровень активности. Эти характеристики ядерного топлива определяются мощностью реактора, глубиной выгорания топлива в реакторе, продолжительностью кампании, коэффициентом воспроизводства вторичных делящихся материалов, времени выдержки топлива после выгрузки его из реактора, типом реактора.

Выгорание ядерного топлива - деление ядер урана или плутония с освобождением энергии и образованием осколочных нуклидов. Накопление большого количества этих продуктов деления приводит к нарушениям работы режима работы реактора. Так, среди осколочных продуктов имеются нуклиды с большим сечением захвата нейтронов (например, ^{135}Xe , ^{149}Sm), которые называют «нейтронными ядами». Накопление этих продуктов может привести к резкому уменьшению плотности потока нейтронов в активной зоне реактора и, в конечном итоге, к прерыванию цепной ядерной реакции. Нарушения режима работы реактора могут наступить вследствие накопления в твэлах газообразных продуктов деления. При высокой температуре внутри реактора накопление их приводит к резкому повышению давления внутри твэлов, к распуханию и разрушению оболочек твэлов. Вследствие этого реактор не может работать на одной загрузке до полного выгорания топлива. После определенного периода времени, называемого **кампанией реактора** первоначально загруженное ядерное топливо выгружают из реактора и заменяют свежим. Кампания реактора зависит от конструкции реактора и от вида ядерного топлива. В современных энергетических реакторах на тепловых нейтронах она составляет 2-4 года, в реакторах на быстрых нейтронах - меньше года. Перегружать топливо можно без остановки реактора, заменяя лишь часть выгоревшего ядерного топлива. Отработанное топливо направляется на химическую переработку в целях выделения содержащихся в нем делящихся материалов и очистки от продуктов деления. Очищенные делящиеся материалы можно использовать для изготовления новых твэлов.

Глубина выгорания топлива определяется как отношение количества израсходованного ядерного топлива к общему количеству первоначально загруженного топливного материала, выраженное в процентах, или как отношение количества выработанной энергии к количеству загруженного топлива.

Учитывая, что тепловая энергия одного акта деления ^{235}U составляет 190 МэВ и что 1 эВ/атом соответствует 23 ккал/моль (1 ккал=4186,8 Дж/моль), можно считать, что при "сгорании" 1 г ^{235}U выделяется энергия:

$$E_{\text{тепл}} = \frac{190 \cdot 10^6 \cdot 23}{235} = 1,86 \cdot 10^7 \text{ ккал/г } ^{235}\text{U}$$

или $E_{\text{тепл}} = 1,86 \cdot 10^7 \cdot 1,16 = 2,15 \cdot 10^7 \text{ Вт.ч/г} = 0,89 \text{ МВт.сут/г} = 2,44 \cdot 10^{-3} \text{ МВт/г}$.

КПД современных энергетических реакторов составляет примерно 30%. Это означает, что для обеспечения электрической мощности 1000 МВт необходим реактор с тепловой мощностью 3300 МВт, т.е. в течение одного года должно выгореть 1,3 т ^{235}U . В реальных условиях уранового топливного цикла это значение ниже, так как существенный вклад в выработку энергии вносит образующийся при работе ядерного реактора ^{239}Pu . По мере его накопления в топливном материале возрастает вероятность деления ядер плутония. При обычных режимах работы реакторов на тепловых нейтронах примерно половина всех актов ядерного деления приходится на долю ^{239}Pu . Таким образом, плутоний становится полноценным ядерным топливом даже при загрузке в реактор чистого уранового топлива. Вклад плутония в вырабатываемую на АЭС энергию составляет $\approx 50\%$. С учетом деления ^{239}Pu можно считать, что для реактора мощностью 1000 МВт (эл.) необходимо загрузить 670 кг/год

^{235}U , что при 3%-ном обогащении соответствует 22 т U. При продолжительности кампании, равной трем годам, загрузка должна составить 66 т U. Чтобы при этом обеспечить 3%-ную глубину выгорания, начальное обогащение ^{235}U должно быть выше 3%, т.е. 3,5-4,5%. Загруженные 70 т урана должны быть постепенно, в течение трех лет, заменены свежим топливом. Поэтому из легководного реактора мощностью 1000 МВт (эл) выгружается и поступает на переработку 20-30 т U в год. Тепловая энергия реактора составляет 3300 МВт (тепл). $365 = 1,2 \cdot 106 / 30 = 40$ ГВт.сут/т. Реактор ВВЭР-1000 мощностью 1 ГВт при загрузке 66 т U с обогащением 3,3-4,4% рассчитан на глубину выгорания топлива 27000-40000 МВт.сут/т U.

Коэффициент воспроизводства - количество вторичного делящегося материала, образующегося в процессе работы, и представляет собой отношение числа образовавшихся делящихся ядер к числу выгоревших из первоначально загруженного топлива. Если коэффициент воспроизводства больше единицы, то в реакторе осуществляется расширенное воспроизводство топлива. Такие реакторы называют реакторами-размножителями. Наибольший коэффициент воспроизводства имеют реакторы на быстрых нейтронах (Для реакторов БН-600 КВ=1,4). Из реакторов на тепловых нейтронах, наибольший коэффициент воспроизводства имеют тяжеловодные реакторы, а также газоохлаждаемые реакторы с графитовым замедлителем (0,7-0,8). Легководные водо-водяные реакторы имеют наименьший коэффициент воспроизводства (0,5-0,6). Указанные значения коэффициента воспроизводства делящихся материалов соответствует их количеству в выгружаемом топливе, т.е. рассчитаны с учетом выгорания вторичного ядерного топлива параллельно с его образованием.

Выгруженное из реакторов отработавшее ядерное топливо передается на переработку только после определенной **выдержки**. Это связано с тем, что среди продуктов деления имеется большое количество короткоживущих радионуклидов, которые определяют большую долю активности выгружаемого из реактора топлива. Поэтому свежеты выгруженное топливо до переработки выдерживают в специальных хранилищах в течение времени, достаточного для распада основного количества короткоживущих радионуклидов. Это значительно облегчает организацию биологической защиты, снижает радиационное воздействие на химические реагенты и растворители в процессе переработки обработавшего ядерного топлива и уменьшает набор элементов, от которых должны быть очищены основные продукты. Так, после двух-трехлетней выдержки активность облученного топлива определяют долгоживущие продукты деления: Zr, Nb, Sr, Ce и другие РЗЭ, Ru и α -активные трансурановые элементы. 96% ОЯТ – это уран-235 и уран-238, около 1% - плутоний, 2-3% - радиоактивные осколки деления.

Табл.1 Характеристика ядерного топлива энергетических реакторов

Характеристика топлива	Реакторы на тепловых нейтронах				Реакторы на быстрых нейтронах
	Легководные ВВЭР	Тяжеловодные SGHWR	Газоохлаждаемые HTGR	РБМК	
Вид топлива	UO ₂	UO ₂	(U, ThO ₂)	U _{мет} , UO ₂	UO ₂ , (U, PuO ₂) ₂
Исходное топливо % ²³⁵ U	1,5 – 4,5	1,8 – 2,2	до 93	1,6 – 2,4	20 – 30% PuO ₂
Отработавшее топливо, % ²³⁵ U	0,7 – 1,3	0,8	50	0,3 – 0,4	-
Глубина выгорания, МВт.сут/т	12000-40000	19000-21000	100000-130000	18000-30000	60000 - 120000

4. ЭЛЕМЕНТНЫЙ И ИЗОТОПНЫЙ СОСТАВ ОЯТ

Состав	Легководные реакторы	Быстрые реакторы
Уран, кг	960	856
Плутоний, кг	7	103
Продукты деления		
Цезий, Ки	142000	152000
Стронций, Ки	70300	162000

Рутений, Ки	72000	1210000
Родий, Ки	72000	1210000
Криптон, Ки	9	9

Примечание: Время выдержки ОЯТ - 3 года для легководных реакторов, 150 суток для реакторов на быстрых нейтронах.

Состав исходного и отработанного топлива для реактора на тепловых нейтронах приведен в **Табл. 1**, а составы ОЯТ быстрых и медленных реакторов – в **Табл. 2**. Основные радионуклиды, определяющие радиационную опасность, собраны в **Табл. 3**.

Табл. 3. Радионуклиды, определяющие активность и токсичность отработанного топлива.

Временной интервал, год	Определяющие радионуклиды
До 100	Fe-55, Co-58, Ni-59, Sr-90, Ru-106, Sb-125, Cs-134,137, Ce-144, Pm-147, Eu-154,155
100-1000	Sm-151, Co-60, Cs-137, Ni-59,63
1000-10000	Pu-239,240, Am-241
10^4 - 10^5	Np-237, Pu-239,240, Am-243, C-14, Ni-59, Zr-93, Nb-94
$>10^5$	I-129, Tc-99, Pu-239

Табл.4 Состав отработанного ядерного топлива водо-водяных реакторов

Показатель	Тип реактора	
	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Объем ОЯТ, выгружаемого в год, т/Гв	35	25
Обогащение ураном 235, %		
Начальное	3,6	3,3-4,4
Конечное	до 0,7	до 1,3
Удельная активность ОЯТ (3 года выдержки), Бк/т		
Содержание в ОЯТ радионуклидов (3 года выдержки), кг/т	$2 \cdot 10^{10}$ - $2,5 \cdot 10^{16}$	$3 \cdot 10^{16}$
Уран		
Плутоний	960	947
Нептуний	9-9,5	9,9
Америций	0,5-0,6	0,7
Кюрий	0,15	0,2
Палладий	0,04	0,06
Технеций	0,7-1,4	0,8 – 1,5
Стронций-90, Бк/т	0,8-0,9	0,9 – 1,0
Цезий-137, Бк/т	$2,4 \cdot 10^{15}$	$3,5 \cdot 10^{15}$
Общее содержание продуктов деления, кг/т	$3,0 \cdot 10^{15}$	$4,8 \cdot 10^{15}$
	30	42

Табл.5 Изменение состава топлива легководного реактора в результате облучения

Состав топлива до облучения в реакторе	Количество выгоревшего топлива	Состав облученного топлива
^{238}U 967 кг ^{235}U 33 кг	^{238}U 24 кг ^{235}U 25кг	^{238}U 943 кг ^{235}U 8 кг ^{236}U 4.6 кг Изотопы Pu 8.9 кг ^{237}Np 0,5 кг ^{243}Am 0.12 кг ^{244}Cm 0.04 кг Осколочные нуклиды 35 кг
Всего: 1000 кг Обогащение 3,3%	Всего: 49 кг	

Изотоп	Свежее топливо	Отработанное топливо после выгрузки из реактора, вес, %
^{235}U	3.3	0.80
^{236}U	-	0.46
^{238}U	96.7	94.30
Продукты деления	-	3.50
Pu	-	0.89
Другие трансурановые изотопы*	-	0.05
Итого:	100	100

Примечание: данные приведены для ВВЭР-1000, при КИУМ = 70 %. Атомные номера трансурановых изотопов больше, чем у урана; изотопы образуются при абсорбции нейтронов (без деления) урановым топливом (в особенности ^{238}U).

Табл. 6. Концентрация актиноидов в ОЯТ энергетических реакторов, г/т U.

Нуклид ВВЭР-440 ВВЭР-1000 РБМК-1000

U^{235}	12700	12300	2940
U^{236}	4280	5730	2610
U^{238}	942000	929000	962000
Pu^{238}	75,6	126	68,6
Pu^{239}	5490	5530	2630
Pu^{240}	1980	2420	2190
Cm^{244}	14,8	31,7	5,66
Am^{241}	517	616	293
Am^{243}	69,3	120	73,8

Табл.7 Состав ОЯТ ядерных реакторов типа ВВЭР

Показатель	Тип реактора	
	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Объем ОЯТ, выгружаемого в год, т/Гвт	35	25
Обогащение ураном-235, %:		
начальное	3,6	3,3-4,4
конечное	до 0,7	до 1,3
Удельная активность ОЯТ (3 года выдержки), Бк/г	$2 \cdot 10^{16} - 2,5 \cdot 10^{16}$	$3 \cdot 10^{16}$
Содержание а ОЯТ радионуклидов (3 года выдержки), кг/г		
Уран	960	947
плутоний	9-9,5	9,9
нептуний	0,5-0,6	0,7
америций	0,15	0.2
кюрий	0,04	0,06
палладий	0,7-1,4	0,8-1,5
технеций	0,8-0.9	0,9-1,0
стронций-90, Бк/т	$2,4 \cdot 10^{15}$	$3,5 \cdot 10^{15}$
цезий-137, Бк/т	$3,0 \cdot 10^{15}$	$4,8 \cdot 10^{15}$
Общее содержание продуктов деления, кг/т	30	42

Табл. 8. Удельная активность основных продуктов деления ВВЭР-1000, ГБк/т У.

Нуклид	Период полураспада, лет	Выдержка ОЯТ	
		1 год	10 лет
Kr ⁸⁵	10,74	542000	303000
Sr ⁹⁰	28,5	3430000	2750000
Ru ¹⁰⁶	1,0	1190000	24600
Ag ^{110m}	0,686	69200	7,78
Sb ¹²⁵	2,77	225000	23600
Cs ¹³⁴	2,062	3300000	160000
Cs ¹³⁷	30,17	4580000	3730000
Ce ¹⁴⁴	0,778	22400000	7430
Pm ¹⁴⁷	2,62	5680000	526000
Eu ¹⁵⁴	8,5	454000	218000

Отработавшее ядерное топливо выгружают из реактора в виде сборок твэлов, которые направляют на выдержку в специальные хранилища, а затем транспортируют на химическую переработку. В процессе выдержки, активность радионуклидов изменяется по довольно сложному закону, но в целом – уменьшается (**Табл. 8 и 9, Рис. 2**).

Табл. 9 Изменение во времени активности продуктов деления в отработанном топливе легководного реактора (выгорание 33 ГВт*сут/т).

Нуклид	T _{1/2}	Активность, Ки/т при выдержке		
		0,5 года	1 год	10 лет
⁸⁵ Kr	10,8 года	1,1.10 ⁴	1,1.10 ⁴	6,2.10 ³
⁹⁰ Sr	29 лет	8,0.10 ⁴	7,9.10 ⁴	6,3.10 ⁴
⁹⁰ Y	2,6 сут	8,0.10 ⁴	7,9.10 ⁴	6,3.10 ⁴
⁹¹ Y	57 сут	1,3.10 ⁵	1,5.10 ⁴	-
⁹⁵ Zr	65 сут	2,2.10 ⁵	3,1.10 ⁴	-
⁹⁵ Nb	35 сут	4,3.10 ⁵	6,6.10 ⁴	-
¹⁰⁶ Ru	369 сут	3,7.10 ⁵	2,6.10 ⁵	5,3.10 ²
¹⁰⁶ Rh	30 сут	3,7.10 ⁵	2,6.10 ⁵	5,3.10 ²
¹²⁵ Sb	2 года	7,3.10 ³	6,5.10 ³	6,4.10 ²
^{125m} Te	58 сут	3,0.10 ³	2,7.10 ³	2,6.10 ²
^{127m} Te	105 сут	5,1.10 ³	1,6.10 ³	-
¹²⁹ I	1,7*10 ⁷	3,3.10 ⁻²	3,3.10 ⁻²	3,3.10 ⁻²
¹³⁴ Cs	2,3 года	1,9.10 ⁴	1,6.10 ⁴	7,6.10 ³
¹³⁷ Cs	26,6 г	1,0.10 ⁵	9,8.10 ⁴	8,0.10 ⁴
^{137m} Ba	156 сут	1,0.10 ⁵	9,8.10 ⁴	8,0.10 ⁴
¹⁴⁴ Ce	284 сут	7,9.10 ⁵	5,0.10 ⁵	1,7.10 ²
¹⁴⁴ Pr	17 мин	7,9.10 ⁵	5,0.10 ⁵	1,7.10 ²
¹⁴⁷ Pm	2,6 года	1,1.10 ⁵	9,5.10 ⁴	8,8.10 ³
¹⁵⁴ Eu	8,8 года	6,0.10 ³	5,8.10 ⁴	3,9.10 ³
¹⁵⁵ Eu	1,7 года	5,6.10 ³	4,6.10 ⁴	1,5.10 ²
Другие нуклиды	-	4,3.10 ⁵	1,8.10 ⁴	1,7.10 ²
Сумма	-	4,3.10 ⁶	2,3.10 ⁶	3,2.10 ⁶

Табл. 10 Содержание некоторых осколочных элементов в топливе водо-водяного реактора, при различных временах выдержки, грамм/1 тонна топлива (выгорание 33 ГВт.сут.т)

Элемент	90 сут	150 сут	1 год	10 лет
Tc	835	835	835	835
Ru	2280	2260	2220	2140

Rh	384	389	392	392
Pd	1280	1290	1330	1410
Ag	60	60	60	60
Ce	2920	2880	2760	2660
Pr	1190	1200	1200	1200
Nd	3870	3910	4000	4150
Pm	112	107	96	8,7
Sm	803	808	824	904
Eu	182	182	180	164
Gd	102	103	105	123

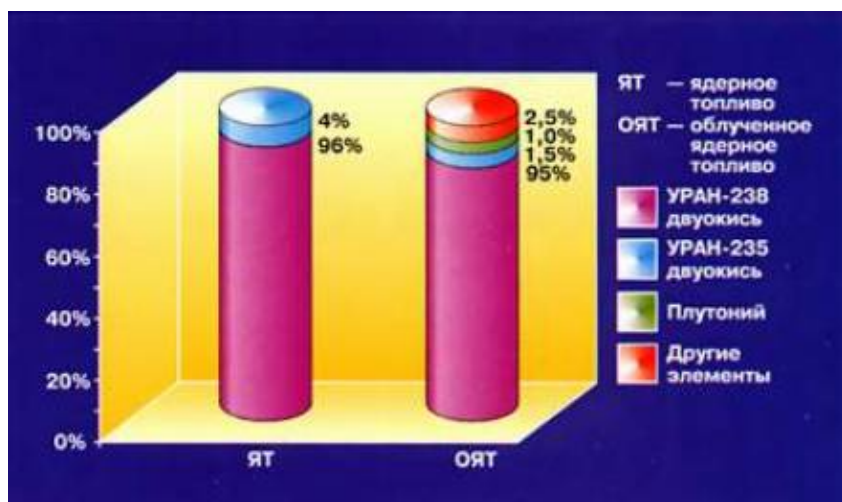


Рис.3. Изотопный состав свежего и отработанного топлива.

Примечание. Суммарная активность продуктов деления, содержащихся в 1 т ОЯТ ВВЭР-1000 после трех лет выдержки в бассейне выдержки (БВ), составляет 790000 Ки. объем ОЯТ, выгружаемого из реакторов АЭС 2000-2050 гг – в Табл.11.

По своему составу, отработанное топливо быстрых реакторов довольно существенно отличается от состава Тепловых реакторов (см. Табл.11 и 12).

Табл. 11. Радиационные характеристики необлученных ТВС БН-600 с различными видами топлива.

Топливо	Интенсивность излучения, с ⁻¹	
	нейтронного	Гамма-излучение
UO ₂	4,8*10 ²	2,9*10 ⁹
Смешанное:		
оружейный плутоний	6,7*10 ⁵	1,1*10 ¹²
энергетический плутоний	3,6*10 ⁶	7,6*10 ¹²

Табл. 12. Радиационные характеристики отработавших ТВС БН-600.

Топливо	Интенсивность излучения, с ⁻¹	
	нейтронного	Гамма-излучение
UO ₂	1,2*10 ⁵	4,52*10 ¹⁴
Смешанное (оружейный плутоний)	1,3*10 ⁶	5,17*10 ¹²

Динамика изменения активности ОЯТ после его извлечения из реактора



Рис.4. Динамика изменения радиоактивности отработанного ядерного топлива, после извлечения его из реактора (при хранении на территории АЭС).

При хранении ОЯТ в пристанционном хранилище, его активность монотонно уменьшается (примерно на порядок за 10 лет). Когда активность упадет до норм, определяющих безопасность транспортировки ОЯТ по железной дороге, его извлекают из хранилища при АЭС и перемещают либо в долговременное хранилище (ОЯТ нигде в мире пока не захоранивают!), либо на завод по переработке и утилизации топлива.

5. ОЯТ РОССИИ

5.1 ОЯТ энергетических реакторов

Обращение с ОЯТ в России осуществляется в рамках целевой программы «Обращение с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их утилизация и захоронение на 1996-2005 годы».

К настоящему времени в России накопилось достаточно большое количество непереработанных твэлов реакторов АЭС, содержащих различные делящиеся материалы (Табл. 13 и 14).

Табл. 13. Оценка накопления делящихся материалов в российском отработанном ядерном топливе

Год	Масса, тыс.тонн	Количество делящихся материалов, т	
		Плутоний	²³⁵ U
2000	15	90	140
2010	23	140	215
2025	33	240	350
2050	50	500	650

Табл. 14. Объем (тыс.тонн) выгружаемого из реакторов АЭС России ОЯТ

Тип реактора	2000 г.	2010 г.	2025 г.
РБМК-1000	10	15.3	22.5
ВВЭР-440 (только АЭС России)	0.3*	1.0	2.0
ВВЭР-1000	2.5	3.1	8.4

*Примечание: *В хранилищах при АЭС на трехлетней выдержке.*

Табл. 15. Характеристики емкостей хранилищ для хранения ОЯТ.

Место размещения	Вид топлива	Емкость хранения
ПО «Маяк» завод РТ-1 (здания 101А и 801А)	ОЯТ транспортных реакторов, АЭС с реакторами ВВЭР-440, КС-150, АМБ.	~2500

ГХК Завод РТ-2 (здание 1) ОЯТ АЭС с реакторами ВВЭР-1000. 6000 (в 2002 заполнено 3000 т)

Примечание: без учета хранилищ ОЯТ на АЭС

На предприятиях ЯТЦ России находится 21 объектовый пункт хранения ОЯТ (в том числе бассейны выдержки). Заполнение пунктов хранения твердых РАО и жидких РАО составляет 63 % и 87 % соответственно (Табл.15) В отношении хранения ОЯТ особое положение в настоящее время занимает Красноярский ГХК, на котором с 1976 года действует хранилище ОТВС реакторов ВВЭР-1000, содержавших на момент изготовления уран, обогащенный на 4,4 % изотопом ²³⁵U. В отсеки бассейна хранилища поступают ОТВС после предварительной выдержки в хранилище АЭС. Хранящиеся ОТВС реакторов ВВЭР-1000 предназначены в дальнейшем для переработки на строящемся заводе РТ-2. Россия остро нуждается в долговременных хранилищах ОЯТ реакторов типа РБМК-1000 (по крайней мере на 10000 т.).

Проблема с ОЯТ РБМК-1000 состоит в том, что в связи с низким содержанием в отработанном топливе урана-235 и большими запасами уже накопленного энергетического плутония переработка этого типа ОЯТ признана экономически нецелесообразной, по крайней мере до 2010 г., когда будет возможен пересмотр экономических факторов. На 1 января 1995 г. на Смоленской, Курской и Ленинградской АЭС с реакторами типа РБМК-1000 хранилось около 6 тыс. т ОЯТ общей активностью 1 млрд Ки. Ежегодное поступление ОЯТ этого типа составляет 750 т. К 2005 г. все хранилища при АЭС будут заполнены, и станции придется останавливать, если не будет найдено приемлемого способа утилизации ОЯТ. В настоящее время на АЭС применяют схему уплотненного хранения ОЯТ, но это лишь временно снимает вопрос размещения отработанного топлива реакторов типа ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Сверхпроектное его накопление на АЭС может привести к тому, что в бассейнах выдержки при аварийной ситуации не окажется места для выгрузки сразу всей активной зоны реактора, как того требуют нормы безопасности.

К началу 1995 г. на площадках АЭС России накоплено 1 тыс. т ОЯТ АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 и 6 тыс. т ОЯТ АЭС с реакторами типа РБМК. На Горно-химическом комбинате (Красноярск-26) в специальном хранилище находится еще около 1 тыс. т ОЯТ АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000. А всего в России накоплено около 10 тыс. т ОЯТ. В 26 странах мира до 1990 г. было выгружено около 115 тыс. т ОЯТ, 80 % которого приходится на долю Великобритании, Канады, СССР, США, Франции и Японии. Предполагается, что в 1991—2000 гг. будет выгружено еще около 105 тыс. т ОЯТ. На рис. 8 приведены данные о составе ОЯТ российских реакторов типа ВВЭР. Переработка (репроцессинг) ОЯТ заключается в извлечении урана, накопленного плутония и фракций осколочных элементов (96 % ОЯТ — это уран-235 и уран-238, около 1 % — плутоний, 2—3 % — радиоактивные осколки деления). При сопоставлении общего объема выгруженного ОЯТ и совокупной мощности существующих предприятий по его переработке возникает предположение, что до 2010 г. возможно переработать лишь около 30% ОЯТ, накопленного в мире (рис.9). Переработка ОЯТ производится на радиохимических заводах.

Единственный в России завод по переработке отработанного ядерного топлива РТ-1 действует на территории комплекса, ранее производившего оружейный плутоний (Челябинск-65). Завод РТ-1, мощностью 400 т тяжелого металла в год, был введен в эксплуатацию в 1976 г. Он является компонентом замкнутого ЯТЦ. Имеющаяся здесь технология обеспечивает переработку ОЯТ российских АЭС с реакторами типа ВВЭР-440. В основе технологии выделения урана и плутония, их разделения и очистки от продуктов деления лежит процесс экстракции урана и плутония трибутилфосфатом. Он осуществляется на многоступенчатых

экстракторах непрерывного действия. В результате уран и плутоний очищаются от продуктов деления в миллионы раз. Регенерированный уран используют для производства топлива реакторов типа РБМК, а плутоний складировается. Кроме того, на заводе РТ-1 ведется переработка ОЯТ АЭС с реакторами типа БН-600, БН-350 и ОЯТ от исследовательских реакторов и ядерных транспортных установок атомного флота. После промежуточного выдерживания ОЯТ АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 предполагается перерабатывать на заводе РТ-2 в Красноярске-26 после завершения его строительства. ОЯТ АЭС с реакторами типа РБМК хранится на площадках АЭС, и предполагается, что после определенной выдержки оно будет отправлено на окончательное захоронение по схеме разомкнутого ЯТЦ.

На остановленных блоках Нововоронежской АЭС ОЯТ выгружено полностью и хранится на территории станции. Ведется работа по радиационному обследованию сооружений и оборудования, его дезактивации и демонтажу, отработка технологий по переработке РАО. На первом энергоблоке Белоярской АЭС ОЯТ выгружено полностью, на втором — в реакторе осталось несколько тепловыделяющих сборок. В бассейне выдержки АЭС хранятся 4990 ТВС, причем часть кассет потеряла герметичность и контактирует с водой, активность которой увеличилась за три года в 1,6 раза. Первый энергоблок Белоярской АЭС был остановлен в 1980 г., но работы по выводу его из эксплуатации до сих пор не закончены. Нет проектов вывода из эксплуатации и других остановленных энергоблоков двух АЭС. В 2001 г. закончился 30-летний проектный срок эксплуатации АЭС России, в связи с чем возникает необходимость до 2020 г. ежегодно останавливать 1—2 энергоблока АЭС.

Огромный объем ОЯТ, находящегося и основном в густонаселенных районах европейской части России, представляет серьезную угрозу населению.

5.2 ОЯТ ВМФ и гражданского флота России

В России серьезное внимание уделяется аспектам хранения ОЯТ военно-морского и гражданского флотов.

По данным Госатомнадзора России, береговые и плавучие хранилища Военно-Морского Флота РФ полностью заполнены. В них накоплено 535т ОЯТ. Чтобы вывезти такой объем топлива на ПО «Маяк», необходимо отправить 151 эшелон, для чего при условии равномерной отправки и жесткого выполнения графика движения понадобится 10 лет. При этом ОЯТ можно вывозить по железной дороге только с Северного флота, поскольку обеспечение безопасной транспортировки ОЯТ с Дальнего Востока проблематично. Хранилища ОЯТ гражданского атомного флота также переполнены.

На атомоходах используются реакторы типа КЛТ-40, разработанные на основе реакторов атомных подводных лодок. Активная зона реактора этого типа состоит, как правило, из 241 ТВС. Топливом служит уран-235, обогащенный до 20 % (ср.: в АЭС используют уран-235, обогащенный до 3—4 %). При нормальной работе ТВС должны заменяться каждые 3—4 года. Для перезарядки активных зон реакторов атомоходов, хранения твердых и жидких РАО, образующихся при замене ядерного топлива и промывки реакторов, а также для хранения ОЯТ используются 5 судов технологического обслуживания, базирующихся на ремонтно-технических предприятиях (РТП) «Атомфлот».

Табл.16 ОЯТ на предприятиях Минатома, Минтранса и ВМФ России

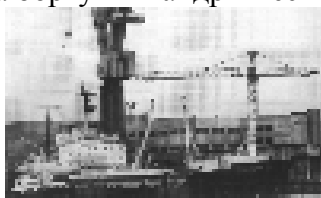
Вид ОЯТ	Объем, т	Активность, Ки	Место хранения
Министерство атомной энергии РФ			
ТВС реакторов типа РБМК	6100	$3,1 \cdot 10^8$	Хранилища Смоленской, Ленинградской и Курской АЭС
ТВС реакторов типа ВВЭР	1100	$0,9 \cdot 10^8$	Хранилища Калининской, Балаковской, Кольской, Белоярской, Билибинской и

			Нововоронежской АЭС
ТВС реакторов типа ВВЭР-1000	1000	$0,5 \cdot 10^8$	Хранилище на ГХК
ТВС реакторов типа ВВЭР-440, БН-350/600, КС-150, АМБ, транспортных ядерных энергетических установок	465	$1,1 \cdot 10^8$	Хранилище на ПО «Маяк»
ТВС реакторов в НИИ	-	$1,1 \cdot 10^8$	Хранилища в НИИ
Министерство обороны РФ (ВМФ)			
ТВС транспортных ядерных энергетических установок	535*	$1,5 \cdot 10^7$	Береговые и плавучие хранилища
Министерство транспорта РФ			
ТВС атомного ледокольного флота	135*	$1,7 \cdot 10^7$	Хранилища плавучих технологических баз
Всего	9335**	$\square 4,65 \cdot 10^8$	

*По данным Госатомнадзора РФ

** С учетом данных Госатомнадзора РФ

Судно «Имандра» оборудовано для хранения свежего и отработанного ядерного топлива (построено в 1981 г., водоизмещение 9500 т). Оно строилось специально для обслуживания атомных судов и в экстренных случаях способно перегрузить активную зону реактора ледокола непосредственно в море. На борту «Имандры» есть хранилище для 1530 ГВС (около 6 активных зон реакторов ледоколов) для сухого хранения. По состоянию на 1 января 1994 г. хранилище ОЯТ было заполнено почти полностью (кроме емкости для аварийной выгрузки). На борту «Имандры» есть хранилище жидких РАО объемом 550 м^3 , заполненное на 50 %.



Имандра





Рис.5. Суда техслуживания атомного флота (Мурманское пароходство)

Плавтехбаза «Лотта» (построена в 1961 г., водоизмещение 5 тыс. т) используется как хранилище ОЯТ. В 1993 г. она переоборудована для работы с контейнерами нового типа для перевозки ОЯТ. Отработанное топливо после выдержки на судне «Имандра» в течение года перегружается на базу «Лотта», где хранится еще два года и после снижения радиоактивности вывозится на ПО «Маяк». Хранилище ОЯТ на судне вмещает 4080 ТВС (около 12 активных зон реакторов ПЛА), некоторые из них находятся на судне с середины 1980-х гг. Приблизительно 35 % ТВС, хранящихся на судах «Имандра» и «Лотта», имеют циркониевую оболочку и не подлежат дальнейшей переработке. Теплоход «Лепсе» (построен в 1936 г., водоизмещение 5 тыс. т) был переоборудован в плавтехбазу и использовался для замены ядерного топлива, хранения свежего и отработанного топлива с атомных ледоколов, а также до 1987г. доставлял РАО к месту затопления у архипелага Новая Земля. С 1993 г. судно стоит у причала РТП «Атомфлот», в нем хранится ОЯТ, средне- и низкоактивные отходы, около 600 отработанных ТВС общей активностью 75 тыс. Ки (на 1993 г.). Здесь же оказались аварийные ТВС (эту часть хранилища зацементировали).

К началу 1995 г. в плавучих и береговых хранилищах гражданского атомного флота накоплено 7,7 т ОЯТ (6130 отработанных ТВС) общей активностью 1,3 млн Ки. Все хранилища полностью заполнены. На Северном и Тихоокеанском флотах из эксплуатации выведена 121 атомная подводная лодка (на 1 января 1995 г.). Активные зоны реакторов выгружены из 42 подводных лодок (18 на Северном флоте и 24 на Тихоокеанском). На плавучем с невыгруженным ядерным топливом остаются 79 подводных лодок. Это означает, что 70 % выведенных из эксплуатации атомных подводных лодок фактически превратились в хранилища ОЯТ. Их неудовлетворительное техническое состояние создает опасность ядерных и радиационных аварий. На обоих флотах вместе с ранее выгруженными активными зонами реакторов накопилось 535 т ОЯТ, что составляет более 300 активных зон реакторов.

На Тихоокеанском флоте с плавучих баз перезарядки реакторов не выгружено 37 аварийных отработанных ТВС, на Северном — 118. Нарушается одно из главных условий обеспечения ядерной и радиационной безопасности — требование об обязательной выгрузке активных зон. Особые проблемы возникают с активными зонами реакторов с жидкометаллическим теплоносителем, которые не подлежат переработке. Их на Северном флоте 9. Из 42 атомных подводных лодок с выгруженными активными зонами реакторов только на 8 подводных лодках вырезаны реакторные отсеки, а 16 — подготовлены к длительному хранению на плаву. Действующее хранилище ОЯТ в поселке Шкотово (близ Владивостока) переполнено, нет временной перевалочной базы и ОЯТ не отправляется на переработку. Замена ядерного топлива осуществляется на двух береговых технических базах в Мурманской области (Оленья губа и в поселке Полярный) и береговых хранилищах двух заводов (ПО «Севмаш» и ПО «Звездочка») в Северодвинске (Архангельская обл.). Свежее

ядерное топливо для всех атомных судов и подводных лодок доставляется с ПО «Маяк» и после временного хранения в береговых хранилищах заводов поступает на плавбазы Северного флота для перезарядки реакторов.

По состоянию на 1 января 1995 г. на Северном флоте накопилось не менее 21 тыс. отработанных ТВС, а всего в ВМФ России — 35 тыс., большинство из которых (около 20 тыс.) находится в хранилищах и на плавбазе БТБ в губе Западная Лица (Мурманская обл.). Особое беспокойство вызывает базирование в черте Северодвинска снятых с эксплуатации 9 атомных подводных лодок с невыгруженными активными зонами реакторов (4515 тепловыделяющих сборок), часть из которых находится в критическом состоянии. К этому надо добавить ОЯТ, хранящееся на трех плавтехбазах у причалов ПО «Звездочка» — 1680 отработанных ТВС. Техническое состояние этих судов крайне неудовлетворительно.

6. ТРАНСПОРТИРОВКА РАДИОНУКЛИДОВ

Транспортировка радиоактивных веществ (РВ) и ядерных делящихся материалов (ЯДМ) — важный компонент ядерного топливного цикла.

Ежегодно в мире транспортируется около 10 млн. упаковок с радиоактивными веществами различного вида. Обеспечение безопасности транспортирования РВ, ЯДМ и изделий на их основе имеет большое значение в связи с наличием потенциального риска нанесения ущерба людям, окружающей среде и имуществу в процессе их перевозки, выполнения погрузочно-разгрузочных операций и промежуточного хранения. Наличие такого риска обусловлено возможностью аварии транспортного или погрузочного средства, воздействием на упаковки разрушающих механических и тепловых нагрузок в процессе перевозки, которые могут привести к рассеянию РВ в окружающую среду, и облучением персонала сверх установленных норм при нарушениях правил безопасного обращения с упаковками. Транспортировка тысяч тонн высокорadioактивного отработавшего ядерного топлива требует больших усилий для создания высочайшей технологической культуры. Сегодня ответственность за решение этой задачи очень велика, так как авария не только на АЭС, но и при перевозке грузов с большой радиоактивностью может повредить здоровью большого числа людей, профессионально не имеющих отношения к ядерной технологии.

Безопасность транспортировки имеет еще один важный аспект — межведомственный. Когда ОЯТ отправляется в путь, оно попадает во власть целого ряда организаций, некомпетентных в вопросах безопасности ядерной энергетики. И если для безопасности АЭС первостепенное значение имеет уровень подготовки операторов, то в случае транспортировки отработавшего топлива на первое место становятся выбор безопасного маршрута и тщательно продуманный график движения контейнерного поезда.

Транспортировка является связующим звеном производственной деятельности предприятий (АЭС, предприятия ЯТЦ, исследовательские ядерные центры, судовые установки гражданского и военного флотов и др.), осуществляющих обращение с радиоактивными материалами. Номенклатура перевозимых по территории России РВ чрезвычайно широка: ядерные делящиеся материалы, радиоактивные вещества, отработавшее ядерное топливо и радиоактивные отходы, свежее ядерное топливо, уран и плутоний в различных химических соединениях (различном физическом состоянии и с различной степенью обогащения по делящимся нуклидам), изотопные источники, и т.п. Их перевозка осуществляется наземным, водным и воздушным видом транспорта. В Табл. 17 приведены данные о типах вагонов-контейнеров и упаковках используемых при транспортировке ОЯТ.

Табл. 17. Типы вагонов-контейнеров и упаковок, используемых при транспортировке ОЯТ.

Тип вагона-контейнера и упаковки	Назначение	Годы создания	Число	Принадлежность	Срок эксплуатации	Вместимость
ТК-6	Для перевозки ОЯТ ВВЭР-440, 365, ВК-50 на ПО «Маяк»	1978-1985	15	ПО «Маяк»	30	По 30 ВВЭР-440,365, 18 ВК-50
ТК-10	с Для перевозки ОЯТ	1984-	7	ГХК	20	6 ВВЭР-1000

упаковкой 10В или 10В-1	ТУК- ВВЭР-1000 ТУК- серийных реакторов и НАЭС	1986					
ТК-11 упаковкой 11БН	с ТУК- Для перевозки ОЯТ БН-350, 600 на ПО «Маяк»	1983-1987	7	ПО «Маяк»	20	28 БН-350, 35 БН-600	
ТК-13 упаковкой 13 или ТУК-13/1В	с ТУК- Для перевозки ОЯТ серийных ВВЭР-1000 на ГХК	1987-1991	12	ГХК	20	12 ВВЭР-1000	
ТК-5 с упаковкой ТУК-19	с ТУК- Для перевозки ОЯТ исследовательских реакторов на ПО «Маяк»	1990	2 вагона с 16 контейнерами, 1 вагон с 4 контейнерами	ПО «Маяк» СФ НИКИЭТ	20	4-16 в зависимости от типа ОТВС	
ТК-ВГ-18 упаковками 18	с ТУК- Для перевозки ОЯТ транспортных реакторов на ПО «Маяк»	1988-1989	4 вагона по 3 контейнера, 40 оборотных контейнеров	ПО «Маяк»	25	21-49 в зависимости от типа	
ТК-ВГ-18 упаковками 32	с ТУК- Для перевозки ОЯТ на исследование и ПО «Маяк»	1994	1 вагон с 3 контейнерами	ГНЦ РФ-НИИАР	25	3-5 транспортных реакторов, 12 СМ-2 или 21 МИР 9 или 16 РБМК-1000	
ТК-8 упаковками ВТУК-8	с Для внутростанционной перевозки ОЯТ РБМК-1000	1963, 1986, 1995	7, в том числе 1 2 3 1	ЛАЭС КАЭС САЭС ЧАЭС			
ТК-НВ с ВТУК	с Для внутростанционной перевозки на НАЭС с ВВЭР-440,365	1963-1965	2	НАЭС	-	30 ВВЭР-440,365	
Железнодорожная тележка с ВТУК Кастор 1000	с ВВЭР- Для внутростанционной перевозки на НАЭС с ВВЭР-1000	1983	1	НАЭС	25	12 ВВЭР-10000	

По состоянию на начало 2000 г. вывезено 5600 отработавших ТВС (более 2300 т урана), в том числе с АЭС Украины около 2460 (более 1000 т урана).



Рис.6 Вагон для перевозки ОЯТ по железной дороге

При выполнении операций, связанных с транспортированием РВ и ЯДМ, радиационную опасность представляют: ионизирующее излучение, создающее дозу облучения, превышающую значения, установленные нормами радиационной безопасности НРБ-99 для персонала категории А, непосредственно выполняющего погрузочно-разгрузочные работы, а

также для лиц категории Б при транспортировании и промежуточном хранении упаковок; радиоактивное загрязнение поверхностей вагона, оборудования и других грузов, находящихся

на транспортном средстве; радиоактивные вещества, которые в аварийной ситуации или при неисправности ТУК могут попасть в окружающую среду и создать уровни загрязнения и концентрации радионуклидов в воде и окружающем воздухе сверх допустимых значений.

Радиационная безопасность при транспортировании ядерных делящихся материалов обеспечивается выполнением следующих условий: соблюдением установленных требований и обеспечением качества при разработке, проектировании и изготовлении транспортных контейнеров; проведением необходимого объема испытаний контейнеров; контролем радиационных характеристик перевозимых радионуклидов; контролем технического состояния контейнера (систем герметизации, элементов крепления и т.д.); соблюдением норм загрузки и условий размещения радиоактивных веществ в полости контейнера, правильности установки нейтронных поглотителей и других элементов защиты; осуществлением дозиметрического контроля загрязненности поверхностей транспортного средства; контролем технического состояния и исправности транспортного средства, его обеспечения необходимыми средствами пожаротушения, контроля радиационной обстановки и аварийными средствами защиты; соблюдением правил безопасности при выполнении погрузочно-разгрузочных операций; соблюдением норм и правил погрузки упаковок на транспорт, соблюдением установленных ограничений на взаимное расположение упаковок; выполнением комплекса организационно-технических мероприятий по обеспечению безопасности перевозок, включая выбор оптимального маршрута и графика следования транспортного средства, исключение несанкционированного доступа к упаковкам посторонних лиц.

Важным условием обеспечения безопасности перевозок радиоактивных веществ является соответствие потенциальной опасности содержимого упаковки степени ее прочности, надежности и защитных свойств. Выполнение этого условия достигается путем определения правилами видов перевозимых РВ и установления соответствующих требований к характеристикам и методам испытаний упаковочных комплектов. Основными документами, регламентирующими перевозки радиоактивных веществ и ядерных делящихся материалов являются «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных веществ» (ПБТРВ-73 и «Основные правила безопасности и физической защиты при перевозке ядерных материалов» (ОПБЗ-83). В настоящее время на основе правил МАГАТЭ проводится разработка новых вариантов правил ПБТРВ-93 и ОПБЗ-93.

Процесс транспортирования ядерных материалов является наиболее слабым звеном с точки зрения подверженности несанкционированным действием по сравнению со стационарными объектами. Защита ядерных материалов на транспортных средствах в отличие от стационарных объектов не имеет многоструктурной системы охраны и не может использовать обычный набор оборудования и технических средств для заблаговременного обнаружения опасности, ее оценки, задержки доступа и принятия ответных мер. С учетом географии размещения объектов, осуществляющих ядерную деятельность, состояние и развития в стране транспортных схем перемещения промышленных грузов главенствующую роль в перевозках ядерных материалов с самого начала играли перевозки железнодорожным транспортом. Основной вид транспортного средства — багажный вагон специальной конструкции, двухтамбурный, имеющий три сообщающихся между собой отделения: служебное купе, грузовой отсек и купе охраны.

Начиная с 90-х г. XX века с активацией деятельности терроризма, стала очевидной необходимость принятия дополнительных мер по защите транспортных средств, перевозящих ядерные материалы. Решающее значение в решении этой проблемы сыграло достижение договоренности на сессии российско-американской комиссии по экономическому и техническому сотрудничеству в области нераспространения ядерного оружия о включении в него вопросов, связанных с совершенствованием физической защиты при перевозках ядерных материалов (1996). В результате была разработана программа создания автоматизированной системы безопасности транспортирования ядерных материалов с поэтапным ее внедрением.





Рис.7 Выгрузка из железнодорожного вагона контейнера с отработавшим ядерным топливом на радиохимическом заводе (ГХК)

В последнее время, все большее значение принимают автомобильные перевозки. Положительные стороны автоперевозок: мобильность; отсутствие необходимости заблаговременного заказа рейса (норматив МПС —10 суток); быстрота доставки груза; стоимость доставки ниже, чем услуги МПС. Отрицательные стороны автоперевозок: больше внутренних административных процедур при подготовке к рейсу; большее число персонала, участвующего в рейсе; выше вероятность возникновения нештатных ситуаций в пути следования; зависимость от погодных условий (сильные снегопады, гололедица).

* * *

В настоящее время две особенности ядерного топливного цикла: радиационная опасность технологий топливного цикла и риск распространения ядерных материалов, полученных в результате переработки, ограничивает распространение технологий замкнутого топливного цикла. Сторонники открытого уранового топливного цикла указывают на то, что экономическая эффективность переработки ОЯТ будет проявляться только в случае крупномасштабного ввода в эксплуатацию быстрых реакторов. А удачной конструкции реактора на быстрых нейтронах пока создать не удалось. Как раньше, так и сейчас предприятия ЯТЦ, занимающиеся переработкой отходов, представляют значительную опасность для населения и окружающей среды. Кроме этого, нельзя забывать, что в каждой 1 тонне ОЯТ находится от 4 до 10 кг реакторного плутония.

Рис.8 Выгрузка контейнеров с ОЯТ



В результате переработки 20000 тонн зарубежного ОЯТ (такое количество ОЯТ может быть ввезено в ближайшие годы в Россию из-за рубежа) может быть извлечено ~ 200 т плутония, плюс уже имеющийся свой российский плутоний ~ 180 тонн. Тут сразу возникает проблема хранения выделенного плутония. Хранение 1 грамма плутония обходится в 5-6 USD в год, тогда общая денежная сумма, необходимая для хранения ~ 380 тонн (нашего и зарубежного) плутония, должна быть в размере 2.3 млрд. \$ в год. Также, следует особо отметить, что в составе

предприятий ЯТЦ России ядерных установок, находящихся под гарантиями МАГАТЭ, нет. В результате функционирования замыкающей стадии ядерного топливного цикла (ЯТЦ) атомной энергетики — утилизации продуктов жизнедеятельности объектов использования атомной энергии — в России накоплено большое количество радиоактивных отходов (РАО) и отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), содержащего значительное количество особо опасных (делящихся) радионуклидов. Перерабатывать их при существующих технологиях – резко

увеличить объем отходов. Именно поэтому открытый урановый топливный цикл сейчас в считается предпочтительным.

Из сказанного ясно, какое важное значение имеет правильный выбор базового элемента цикла (уран, плутоний, торий), его открытость или замкнутость, и насколько актуальной является проблема создания эффективных технологий переработки ОЯТ и РАО.

И.Н.Бекман

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Спецкурс.

Лекция 22. РАДИОХИМИЧЕСКАЯ ПЕРЕРАБОТКА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Содержание.

1. РЕГЕНЕРАЦИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА	1
2. ОСОБЕННОСТИ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА	3
3. ПОДГОТОВКА ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА К ЭКСТРАКЦИИ.	4
4. РАСТВОРЕНИЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА.	5
5. ОЧИСТКА И ВЫДЕЛЕНИЕ УРАНА, ПЛУТОНИЯ И НЕПТУНИЯ.	7
5.1 Урановая ветвь	13
5.2 Плутониевая ветвь	14
5.3 Выделение и очистка нептуния	17
6. РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ЗАВОДЫ РОССИИ	18

Переработку облученного ядерного топлива проводят с целью извлечения из него делящихся радионуклидов (прежде всего урана-233, 235 и плутония-239), очистки урана от нейтрон поглощающих примесей, выделения нептуния и некоторых других трансурановых элементов, получения некоторых изотопов для промышленных, научных или медицинских целей. Под переработкой ядерного топлива мы будем иметь ввиду как переработку твэлов энергетических, научных или транспортных реакторов, так и переработку бланкетов реакторов-размножителей. Радиохимическая переработка ОЯТ – основная стадия закрытого варианта ЯТЦ, и обязательная стадия наработки оружейного плутония.

Напомним, что в России перерабатывается облученный уран реакторов-бридеров и твэлы реакторов ВВЭР-440, БН и некоторых судовых двигателей; твэлы основных типов энергетических реакторов ВВЭР-1000, РБМК (любых типов) не перерабатываются и в настоящее время накапливаются в специальных хранилищах.

1. Регенерация ядерного топлива

Переработка делящегося материала, облученного нейтронами в ядерном реакторе топлива осуществляется для решения таких задач, как

- получение урана и плутония для производства нового топлива;
- получение делящихся материалов (урана и плутония) для производства ядерных боеприпасов;
- получение разнообразных радиоизотопов, находящихся применение в медицине, промышленности и науке;
- получение доходов от других стран, которые либо заинтересованы в первом и втором, либо не хотят хранить у себя большие объемы ОЯТ;
- решение экологических проблем, связанных с захоронением РАО.

В настоящее время количество ОЯТ постоянно увеличивается и его регенерация является основной задачей радиохимической технологии переработки отработавших твэлов. В процессе переработки в первую очередь проводится выделение урана и плутония и очистка их от радиоактивных продуктов деления, в том числе от нейтронопоглощающих нуклидов (нейтронных ядов), которые при повторном использовании делящихся материалов могут препятствовать развитию в реакторе цепной ядерной реакции. Как уже упоминалось, для случая деления урана-235 тепловыми нейтронами кривая распределения продуктов деления по массам

представляет собой «двугорбую» кривую: максимальные выходы приходятся на изотопы с массами 95 и 140, некоторые из которых – сильные нейтронные яды и их необходимо удалить из топлива.

Известно также, что среди радиоактивных продуктов деления содержится большое количество ценных радионуклидов, которые можно использовать в области малой ядерной энергетики (радиоизотопные источники тепла для термогенераторов электроэнергии), а также для изготовления источников ионизирующего излучения. Применение находят трансурановые элементы, получающиеся в результате побочных реакций ядер урана с нейтронами. Радиохимическая технология переработки ОЯТ должна обеспечивать извлечение всех нуклидов, полезных с практической точки зрения или представляющих научный интерес.

Процесс химической переработки отработавшего топлива связан с решением проблемы изоляции от биосферы большого количества радионуклидов образующихся в результате деления ядер урана. Эта проблема - одна из наиболее серьезных и трудно решаемых проблем развития ядерной энергетики.

Первая стадия радиохимического производства включает подготовку топлива, т.е. в освобождение его от конструкционных деталей сборок и разрушение защитных оболочек твэлов. После этого топливная композиция становится доступной для действия химических реагентов.

Следующая стадия связана с переводом ядерного топлива в ту фазу, из которой будет производиться химическая обработка: в раствор, в расплав, в газовую фазу. Перевод в раствор чаще всего производят растворением в азотной кислоте. При этом уран переходит в шестивалентное состояние и образует ион уранила, UO_2^{2+} , а плутоний - частично в шести и в четырехвалентное состояние, PuO_2^{2+} и Pu^{4+} соответственно. Перевод в газовую фазу связан с образованием летучих галогенидов урана и плутония. После перевода ядерных материалов соответствующую фазу проводят ряд операций, непосредственно связанных с выделением и очисткой ценных компонентов и выдачей каждого из них в форме товарного продукта.

Переработка (репроцессинг) ОЯТ заключается в извлечении урана, накопленного плутония и фракций осколочных элементов (96 % ОЯТ - это ^{235}U и ^{238}U , около 1% - Pu, 2—3% - радиоактивные осколки деления). В 1 т ОЯТ на момент извлечения из реактора содержится 950—980 кг ^{235}U и ^{238}U , 5,5—9,6 кг Pu, а также небольшое количество α -излучателей (нептуний, америций, кюрий и др.), активность которых может достигать 26 тыс. Ки на 1 кг ОЯТ. Именно эти элементы в ходе замкнутого ЯТЦ необходимо выделить, сконцентрировать, очистить и перевести в необходимую химическую форму.

Технологический процесс переработки ОЯТ включает:

- механическую фрагментацию (рубку) ТВС и ТВЭЛов с целью вскрытия топливного материала;
- растворение;
- очистку растворов балластных примесей;
- экстракционное выделение и очистку урана, плутония и других товарных нуклидов;
- выделение диоксида плутония, диоксида нептуния, гексагидрата нитрата уранила и закиси-оксида урана;
- переработку растворов, содержащих другие радионуклиды, и их выделение.

В основе технологии выделения урана и плутония, их разделения и очистки от продуктов деления лежит процесс экстракции урана и плутония трибутилфосфатом. Он осуществляется на многоступенчатых экстракторах непрерывного действия. В результате уран и плутоний очищаются от продуктов деления в миллионы раз. Переработка ОЯТ связана с образованием небольшого объема твердых и газообразных РАО активностью около 0,22 Ки/год (предельно допустимый выброс 0,9 Ки/год) и большим количеством жидких радиоактивных отходов.

2. Особенности переработки отработавшего ядерного топлива

Твэлы энергетических реакторов существенно отличаются от твэлов реакторов для производства плутония. Для наработки плутония используют реакторы на тепловых нейтронах с низким температурным потенциалом. Топливо этих реакторов содержит природный или низкообогащенный металлический уран или его сплавы в оболочках из алюминия или магния и его сплавов. Такие композиции предназначены только для использования при температуре ниже 2000°C. В химическом отношении это сравнительно легко растворимые композиции.

Развитие ядерной энергетики потребовало создания реакторов с более высоким температурным потенциалом для производства перегретого пара. Твэлы энергетических реакторов изготавливают из термостойких UO_2 или PuO_2 , из смешанных уран-плутониевых окислов ($UO_2 \cdot PuO_2$). Для реакторов-размножителей на быстрых нейтронах перспективно топливо на основе карбидов UC , PuC , $(U, Pu)C$ и нитридов UN , PuN , $(U, Pu)N$. Это топливо имеет большую по сравнению с окислами теплопроводность.

Оболочки твэлов изготавливают также из термостойких, механически прочных и коррозионно-стойких материалов с высокой теплопроводностью. Как правило, это цирконий и его сплавы или нержавеющая сталь. Оболочки из циркония позволяют повысить температуру активной зоны реактора до 540°C, а из нержавеющей стали - до 800°C и выше, в зависимости от ее состава. Однако большое количество железа в конструкционных материалах приводит к необходимости увеличивать количество делящихся материалов в сердечниках твэлов, т.е. использовать более высокообогащенное ядерное топливо, так как железо, а также примеси кобальта и никеля имеют большое сечение захвата тепловых нейтронов. Все конструкционные материалы отличаются химической стойкостью, и растворение их представляет серьезную проблему. Кроме делящихся материалов, твэлы могут содержать различные накопители и покрытия, состоящие из нержавеющей стали, циркония, молибдена, кремния, графита, хрома и др. При растворении ядерного топлива эти вещества не растворяются в азотной кислоте и создают в полученном растворе большое количество взвесей и коллоидов.

Перечисленные особенности твэлов обусловили необходимость разработки новых методов вскрытия или растворения оболочек, а также осветления растворов ядерного топлива перед экстракционной переработкой.

Глубина выгорания топлива реакторов для получения плутония существенно отличается от глубины выгорания твэлов энергетических реакторов. Если первые имеют глубину выгорания 0,3-0,5 ГВт.сут/т U, то глубина выгорания в энергетических реакторах на тепловых нейтронах составляет 15-40 ГВт.сут/т U, а в активной зоне реакторов на быстрых нейтронах достигает 100 ГВт.сут/т U и выше. Поэтому на переработку поступает материалы с гораздо более высоким содержанием радиоактивных осколочных элементов и плутония на 1 т U. Это приводит к повышению требований к процессам очистки получаемых продуктов и к обеспечению ядерной безопасности в процессе переработки. Дополнительные трудности возникают также в связи с необходимостью переработки и захоронения большого количества жидких высокоактивных отходов. С переходом радиохимической промышленности на переработку твэлов энергетических реакторов возник комплекс задач, решение которых потребовало существенной модернизации ранее разработанных технологических процессов.

Отработанное топливо АЭС транспортируют из бассейнов для промежуточного хранения, расположенных на территории АЭС, в бассейны на перерабатывающем заводе. Далее проводят выделение урана и плутония, каждый из которых подвергают очистке в трех экстракционных циклах. В первом цикле осуществляют совместную очистку урана и плутония от основной массы продуктов деления, а затем проводят разделение урана и плутония. На втором и третьем циклах уран и плутоний подвергают дальнейшей отдельной очистке и концентрированию. Полученные продукты - уранилнитрат и нитрат плутония - помещают в буферные емкости до передачи их в

конверсионные установки. В раствор нитрата плутония добавляют щавелевую кислоту, образующуюся суспензию оксалата фильтруют, осадок кальцинируют и охлаждают. Полученную порошкообразную окись плутония просеивают через сито, помещают в контейнеры и взвешивают. В таком виде плутоний хранят до того, как он поступит на завод по изготовлению новых твэлов.

Основные технологические показатели такого процесса: коэффициенты очистки U от Pu - 10^7 ; от U - 10^6 ; U от продуктов деления (ПД) - 10^7 ; Pu от ПД - 10^8 ; извлечение урана и плутония более 99%.

3. Подготовка отработавшего ядерного топлива к экстракции.

На перерабатывающем заводе сборки твэлов с помощью погрузочно-разгрузочных механизмов перегружаются из контейнеров в заводской буферный бассейн-хранилище. Здесь сборки хранят до тех пор, пока их не направляют на переработку. После выдержки в бассейне в течение срока, выбранного на данном заводе, ТВС выгружают из хранилища и направляют в отделение подготовки топлива к экстракции на операции вскрытия отработавших твэлов.

Отделение материала оболочки твэлов от топливной оболочки - одна из наиболее сложных в техническом отношении задач процесса регенерации ядерного топлива. Существующие методы можно разделить на две группы: методы вскрытия с разделением материалов оболочки и сердечника твэлов и методы вскрытия без отделения материалов оболочки от материала сердечника. Первая группа предусматривает снятие оболочки твэлов и удаление конструкционных материалов до растворения ядерного топлива. Водно-химические методы заключаются в растворении материалов оболочки в растворителях, не затрагивающих материалы сердечника. Использование этих методов характерно для переработки твэлов из металлического урана в оболочках из алюминия или магния и его сплавов. Алюминий легко растворяется в едком натре или азотной кислоте, а магний - в разбавленных растворах серной кислоты при нагревании. После растворения оболочки сердечник растворяют в азотной кислоте.

Однако твэлы современных энергетических реакторов имеют оболочки из коррозионностойких, труднорастворимых материалов: циркония, сплавов циркония с оловом (циркалой) или с ниобием, нержавеющей стали. Селективное растворение этих материалов возможно только в сильно агрессивных средах. Цирконий растворяют в плавиковой кислоте, в смесях ее со щавелевой или азотной кислотами или растворе NH_4F . Оболочку из нержавеющей стали растворяют в кипящей 4-6 М H_2SO_4 . Основным недостатком химического способа снятия оболочек - образование большого количества сильно засоленных жидких радиоактивных отходов.

Чтобы уменьшить объем отходов от разрушения оболочек и получить эти отходы сразу в твердом состоянии, более пригодном для длительного хранения, разрабатывают процессы разрушения оболочек под воздействием неводных реагентов при повышенной температуре (пирохимические методы). Оболочку из циркония снимают безводным хлористым водородом в псевдооживленном слое Al_2O_3 при 350-800°C. Цирконий превращается при этом в летучий ZrCl_4 и отделяется от материала сердечника сублимацией, в затем гидролизует, образуя твердую двуокись циркония. Пирометаллургические методы основаны на прямом оплавлении оболочек или растворения их в расплавах других металлов. Эти методы используют различие в температурах плавления материалов оболочки и сердечника или различие их растворимости в других расплавленных металлах или солях.

Механические методы снятия оболочек включают несколько стадий. Сначала отрезают концевые детали тепловыделяющей сборки и разбирают ее на пучки твэлов и на отдельные твэлы. Затем механически снимают оболочки отдельно с каждого твэла.

Вскрытие твэлов может проводиться без отделения материалов оболочки от материала сердечника. При реализации водно-химических методов оболочку и сердечник растворяют в

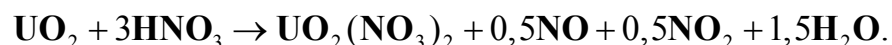
одном и том же растворителе с получением общего раствора. Совместное растворение целесообразно в тех случаях, когда перерабатывают топливо с высоким содержанием ценных компонентов (^{235}U и Pu) или когда на одном заводе перерабатывают разные виды топлива, причем твэлы различаются размером и конфигурацией. В случае пирохимических методов твэлы обрабатывают газообразными реагентами, которые разрушают не только оболочку, но и сердечник твэлов.

Удачной альтернативой методам вскрытия с одновременным удалением оболочки и методам совместного разрушения оболочки и сердечников оказался метод «рубка-выщелачивание». Метод пригоден для переработки твэлов в оболочках, нерастворимых в азотной кислоте. Целые сборки твэлов или отдельные твэлы в оболочках разрезают на мелкие куски, обнаружившийся сердечник твэла становится доступным действию химических реагентов и растворяется в азотной кислоте. Нерастворившиеся оболочки твэлов отмывают от остатков задержавшегося в них раствора и удаляют в виде скрапа. Рубка твэлов имеет определенные преимущества. Образующиеся отходы - остатки оболочек - находятся в твердом состоянии, т.е. не происходит образования жидких радиоактивных отходов, как при химическом растворении оболочки; не происходит и значительных потерь ценных компонентов, как при механическом снятии оболочек, так как отрезки оболочек могут быть отмыты с большой степенью полноты; конструкция разделочных машин упрощается в сравнении с конструкцией машин для механического снятия оболочек. Недостаток метода рубки-выщелачивания - сложность оборудования для рубки твэлов и необходимость его дистанционного обслуживания. В настоящее время исследуют возможность замены механических способов рубки на электролитический и лазерный методы.

В отработанных твэлах энергетических реакторов высокой и средней глубины выгорания накапливается большое количество газообразных радиоактивных продуктов, которые представляют серьезную биологическую опасность: тритий, иод и криптон. В процессе растворения ядерного топлива они в основном выделяются и уходят с газовыми потоками, но частично остаются в растворе, а затем распределяются в большом количестве продуктов по всей цепочки переработки. Особые неприятности при этом доставляет тритий, образующий тритированную воду НТО, которую затем трудно отделить от обычной воды H_2O . Поэтому на стадии подготовки топлива к растворению вводят дополнительные операции, позволяющие освободить топливо от основной массы радиоактивных газов, сосредоточив их в небольших объемах сбросных продуктов. Куски оксидного топлива подвергают окислительной обработке кислородом при температуре 450-470°C. При перестройке структуры решетки оксидного топлива в связи с переходом $\text{UO}_2\text{-U}_3\text{O}_8$ происходит выделение газообразных продуктов деления - Т, I, благородных газов. Разрыхление топливного материала при выделении газообразных продуктов, а также при переходе двуокиси урана в закись-окись способствует ускорению последующего растворения топливных материалов в азотной кислоте.

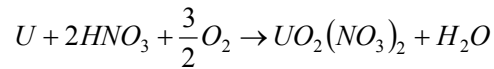
4. Растворение ядерного топлива.

Выбор метода перевода ядерного топлива в раствор зависит от химической формы топливной композиции, способа предварительной подготовки топлива, необходимости обеспечения определенной производительности. Металлический уран растворяют в 8-11М HNO_3 , а двуокись урана - в 6-8М HNO_3 при температуре 80-100°C. При этом происходят реакции:



Разрушение топливной композиции при растворении приводит к освобождению всех радиоактивных продуктов деления. При этом газообразные продукты деления попадают в систему сброса отходящих газов. Перед выбросом в атмосферу сбросные газы очищают.

Лучше растворение проводить в присутствии кислорода. В этом случае процесс протекает без выделения газов по уравнению:



Расход кислоты снижается, а радиоактивные ксенон, криптон и пары йода не разбавляются азотом и окислами азота.

Большая часть негазообразных продуктов деления, растворяется в азотной кислоте с образованием нитратов соответствующих элементов. Однако при высокой степени выгорания топлива, когда количества образующихся продуктов деления достигают килограммов на 1 т U, часть труднорастворимых осколочных элементов полностью в раствор не переходит и образует нерастворимые взвеси. К таким элементам относятся, прежде всего, рутений и молибден. В нерастворенном виде остается часть углерода и кремния, которые могут присутствовать как в материале сердечника, так и в смазочных материалах. Растворение и выщелачивание ядерного топлива осуществляют в периодическом, полунепрерывном и непрерывном режимах. Для каждого из этих режимов разработаны многочисленные конструкции аппаратов-растворителей.

Полученный в процессе растворения азотнокислый раствор ядерного топлива, содержащий все сопутствующие компоненты (продукты деления, конструкционные материалы, примеси), направляют на дальнейшую переработку. Эффективность процесса экстракции и, в частности бесперебойная работа экстракционного оборудования, достижение запланированных коэффициентов очистки ценных компонентов от продуктов деления и получение высоких коэффициентов разделения урана и плутония во многом зависит от состава раствора, поступающего на экстракцию. При этом кроме факторов, непосредственно влияющих на коэффициенты очистки и разделения (общая концентрация солей в растворе, концентрация кислоты, окислителей, восстановителей, присутствие комплексообразователей и т.д.), на ход экстракционных процессов влияют присутствующие в растворе макровзвеси и коллоиды.

Особенно много взвесей образуется при растворении твэлов с большой глубиной выгорания, а также содержащих труднорастворимые материалы (нержавеющая сталь, цирконий, кремний, углерод). В процессе экстракции взвеси концентрируются на границе раздела фаз, образуя пленки, стабилизирующие капли эмульсии и уменьшающие скорость расслаивания фаз. При значительном накоплении взвесей в зоне расслаивания образуется объемный осадок, который резко нарушает режим работы экстракционных аппаратов, снижает их производительность, эффективность и длительность бесперебойной работы. Высокое тепловыделение радиоактивных осадков вызывает местные перегревы. Это приводит к усилению разрушения экстрагента, а затем – к образованию стабилизированных эмульсий. Эти осадки захватывают из раствора значительное количество ценных компонентов, что приводит к снижению коэффициентов очистки. Поэтому на стадии подготовки растворов к экстракции серьезное внимание уделяется их осветлению.

Для осветления растворов в промышленных условиях чаще всего используют центрифугирование или фильтрацию через твердые фильтрующие материалы. Осветление растворов предусматривает удаление не только нерастворенных взвешенных частиц, но и содержащихся в растворе веществ, таких как кремниевая кислота, цирконий, молибден и другие компоненты. Для этого используют их флокуляцию с помощью водорастворимых органических соединений с последующим удалением образующихся осадков вместе с другими взвесями центрифугированием или фильтрованием.

Окончательную подготовку исходного раствора ядерного топлива к экстракции проводят в специальных аппаратах для корректировки кислотности и состава раствора. Аппараты снабжены нагревателем и используются для упаривания. Стадия корректировки исходного раствора включает стабилизацию плутония и нептуния в экстрагируемом четырех- и

шестивалентном состоянии, которую проводят нитритом натрия или окислами азота. В случае переработки топлива с высоким содержанием плутония целесообразно осуществлять его электрохимическое окисление, чтобы избежать введения в раствор большого количества солеобразующих веществ, увеличивающих объем высокоактивных сбросов.

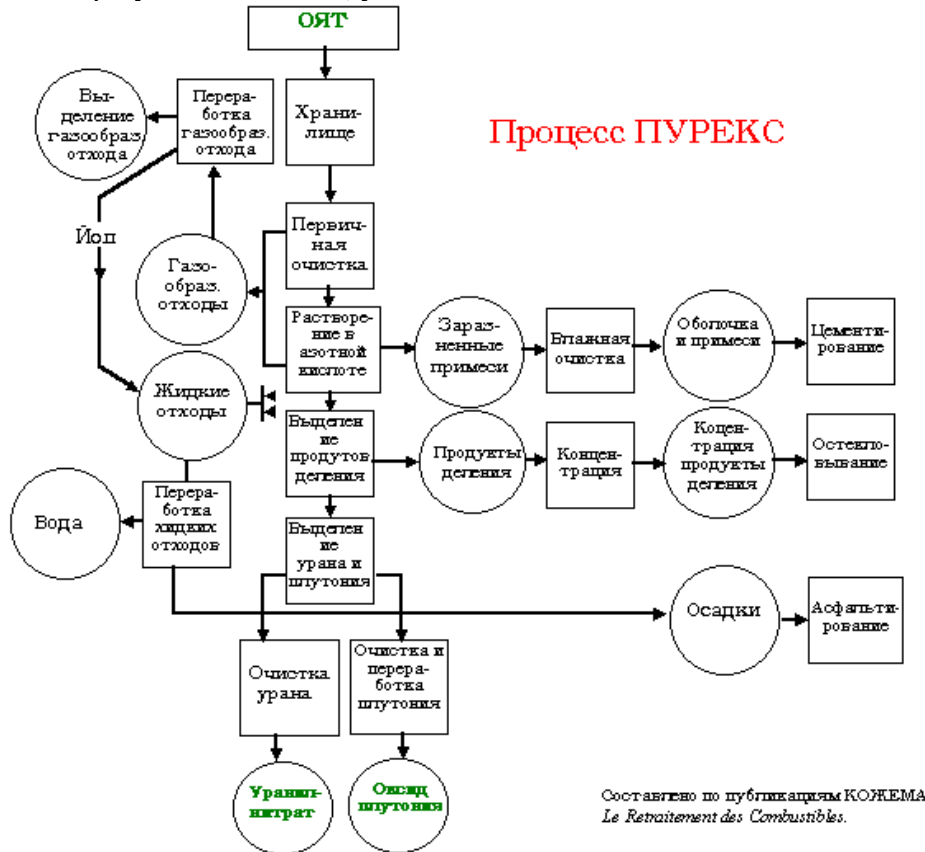


Рис.1 Схема ПУРЕКС - процесса

5. Очистка и выделение урана, плутония и нептуния.

В технологической схеме, которая получила название **пурекс**-процесса (Рис.1), раствор, после растворения ТВЭЛ в азотной кислоте, содержащий UVI, PuIV, ПД, экстрагируют раствором ТБФ в керосине. При этом U(VI), Pu(IV), и частично ПД переходят в органическую фазу, а основная часть ПД (продуктов деления) остается в водной фазе. Затем плутоний восстанавливают гидразином (NH_2OH) до Pu^{3+} , а уран – до U^{4+} . Вновь проводят экстракцию ТБФ в керосине. Уран и четырехвалентные ПД переходят в органическую фазу, трехвалентный плутоний экстрагируется плохо и остается в водном растворе. U^{4+} реэкстрагируют водой.

В **редокс**-процессе после растворения ТВЭЛ азотной кислоте плутоний окисляют бихроматом калия до шестивалентного состояния, затем извлекают его вместе с ураном экстракцией гексоном из раствора алюминия в HNO_3 при недостатке азотной кислоты против стехиометрического по отношению к алюминию, что предотвращает окисление гексона азотной кислотой. Уран и плутоний переходят в органическую фазу, а ПД остаются в водной фазе. Органическую фазу очищают от продуктов деления промыванием раствором нитрата алюминия. Затем уран и плутоний реэкстрагируют разбавленной HNO_3 . Далее плутоний восстанавливают до $3+$, оставляя уран в степени окисления $6+$ и разделяют их экстракцией урана гексоном. U(VI) переходит в органическую фазу, а Pu(III) – в водную. Затем уран реэкстрагируют разбавленной азотной кислотой, а плутоний подвергают дополнительным операциям очистки.

В настоящее время на заводах технологическая схема переработки отработанного ядерного топлива энергетических реакторов на тепловых нейтронах составляет экстракционная технология с легким (синтин) или тяжелым (четырёххлористый углерод) разбавителем (**Рис.2 и 3**). Синтин – синтетическое жидкое топливо, состоящее в основном из ненасыщенных углеводородов

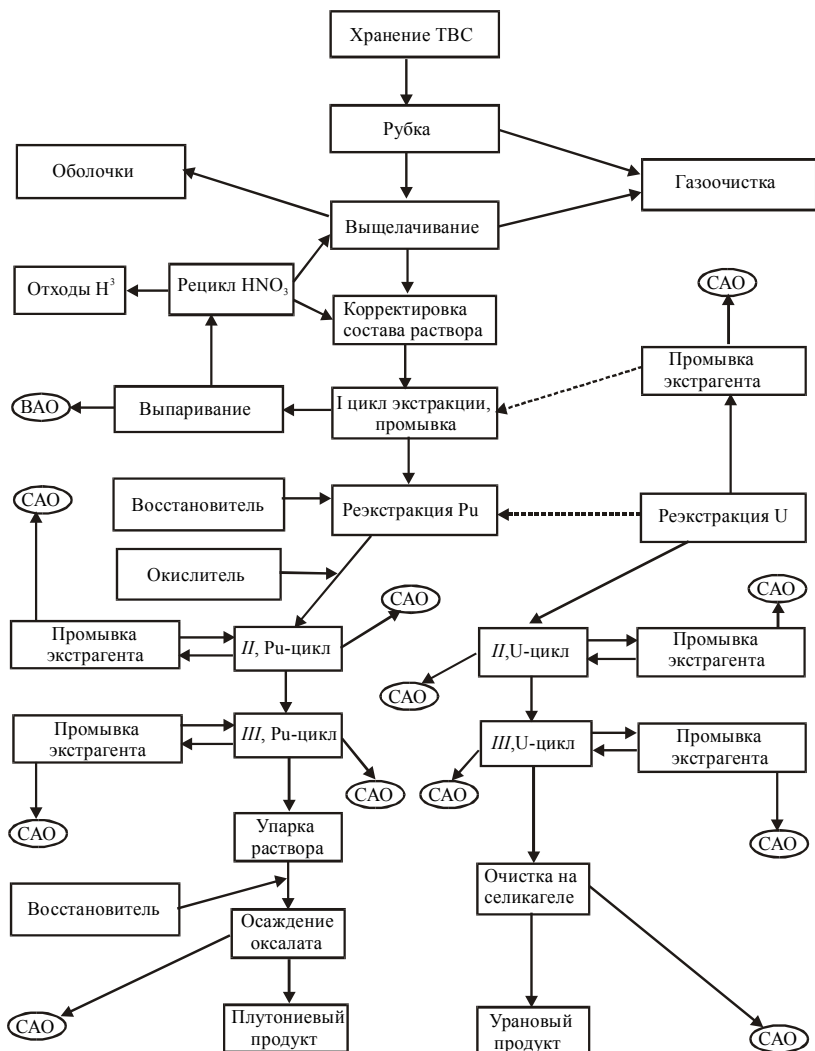


Рис. 2 Типовая водно-экстракционная схема переработки отработанного топлива АЭС.

(CAO – среднеактивные отходы ВАО - высокоактивные отходы)

Схема предусматривает совместную экстракцию U(VI) и Pu(IV, VI) из 1-4М HNO₃ трибутилфосфатом в инертном разбавителе для сброса основной массы продуктов деления, которые остаются в водном растворе. После промывки экстракта U и Pu разделяют селективной реэкстракцией Pu(III) разбавленной азотной кислотой в присутствии восстановителя (восстановительная реэкстракция). При этом плутоний переходит в водную фазу. Оставшийся в органической фазе уран реэкстрагируют разбавленным раствором азотной кислоты. Дальнейшую очистку проводят отдельно в урановой и плутониевых ветвях с помощью повторных циклов экстракции или с привлечением сорбционных процессов.

В радиохимическом производстве используют два типа экстракторов - смесители-отстойники с пульсационным или механическим перемешиванием фаз и пульсационные или насадочные колонны.

Смесители-отстойники представляют собой конструкции из горизонтально расположенных смесительных и отстойных камер. Чаще всего эти две камеры расположены в одной секции аппарата, разделенной на смесительную и отстойную зоны. Перемешивание фаз осуществляют или с помощью механических мешалок, или с помощью импульсов, передаваемых в смесительную камеру воздушным пульсатором. В полностью герметичных пульсационных самотечных смесителях-отстойниках с перекрестно-струйными пульсационными перемешивающими устройствами отсутствуют движущиеся детали, энергия подается дистанционно и централизованно - во все секции сразу.

Одним из недостатков смесителей-отстойников является большое время контакта фаз (от 1 мин и более). Это позволяет перерабатывать растворы с удельной активностью не более 100 Ки/л. Если активность питающего раствора достигает уровня 150 Ки/л, наступает резкое ухудшение работы экстрактора. Это связано с повышением интегральной дозы радиационного облучения экстрагента, приводящим к его усиленному радиолизу, появлению большого количества продуктов разложения и выпадению объемных межфазных образований,

нарушающих режим работы экстрактора. Поэтому перспективны экстракторы с меньшим временем контакта фаз, а именно пульсационные колонны или центробежные экстракторы.

Схема пульсационной колонны дана на **Рис.4**. Перемешивание фаз осуществляется за счет возвратно-поступательных движений фаз в колонне, передающихся от поршневых, мембранных или "воздушных" пульсаторов. Наличие внешней системы перемешивания фаз в пульсационных колоннах позволило снизить по сравнению с насадочными колоннами общую высоту аппарата до 10-14 м, уменьшить время контакта фаз, а следовательно, и радиационные нагрузки на экстрагент и разбавитель. Трубчатая форма сетчатых или тарельчатых аппаратов облегчает решение вопросов ядерной безопасности. К недостаткам колонн можно отнести большое время выведения колонны на рабочий режим после остановки и более сложное управление в процессе эксплуатации по сравнению со смесителями-отстойниками.

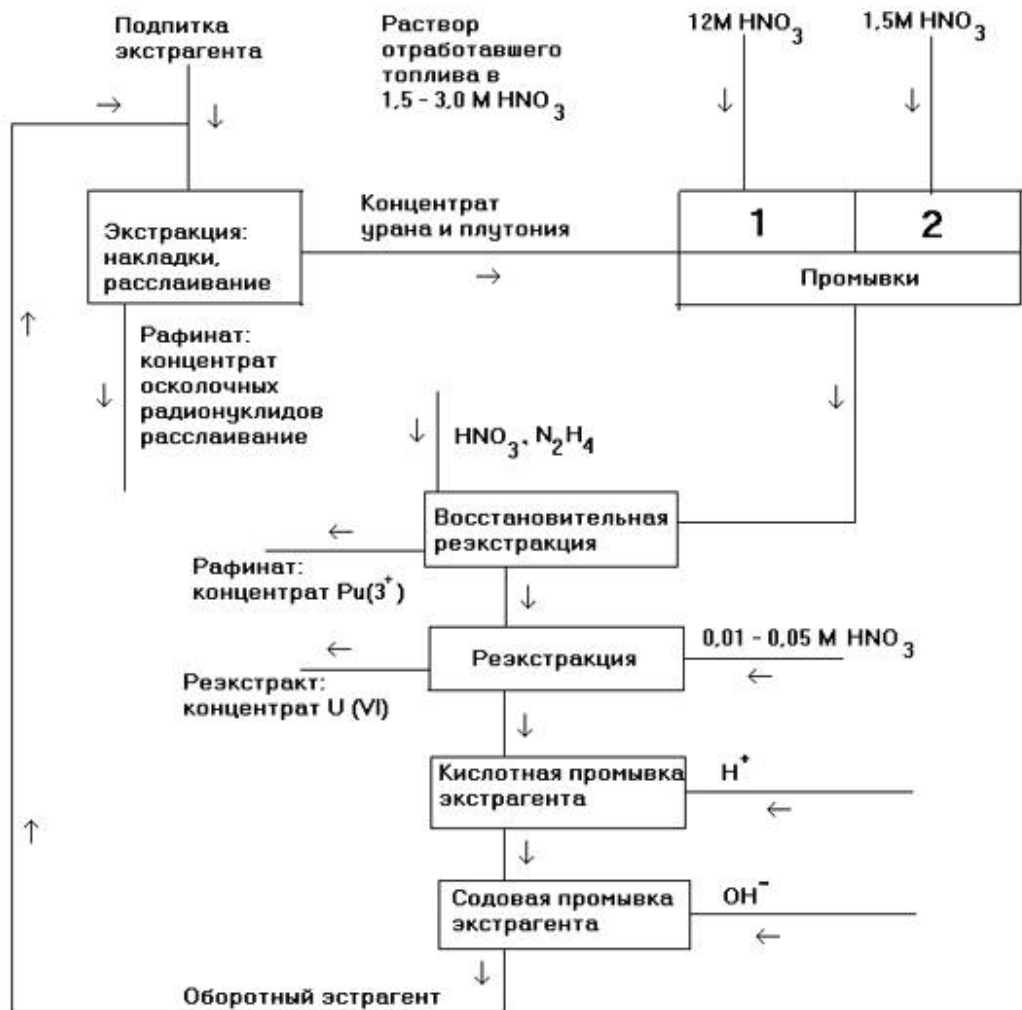


Рис.3. Схема экстракционного разделения раствора отработавшего ядерного топлива.

К недостаткам этих аппаратов относятся сложность замены вышедших из строя ступеней экстрактора и высокая чувствительность к присутствию в растворах загрязняющих взвесей. Замена смесителей-отстойников центробежными экстракторами позволяет сократить время контакта фаз в 50 раз.

Для создания центробежных экстракторов используют два принципа. В экстракторах-сепараторах смешение фаз проводится в смесителе, а разделение фаз под действием центробежных сил - в цилиндрическом роторе. Принцип действия гидроциклонных экстракторов

основан на использовании насосов для смешения и передачи растворов в циклоны — для разделения фаз. Основные достоинства центробежных аппаратов (Рис.5): небольшое время пребывания растворов в аппарате (7-10 сек), что уменьшает степень разложения экстрагента, небольшие габаритные размеры и малый объем аппаратов, возможность использовать

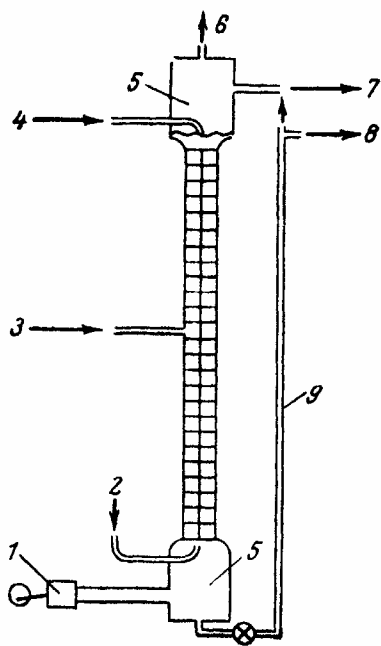


Рис. 4. Схема пульсационной колонны:

1 — пульсатор; 2 — ввод легкой фазы; 3 — исходный раствор; 4 — ввод тяжелой фазы; 5 — отстойники; 6 — сдувка; 7 — вывод легкой фазы; 8 — вывод тяжелой фазы; 9 — гидрозатвор

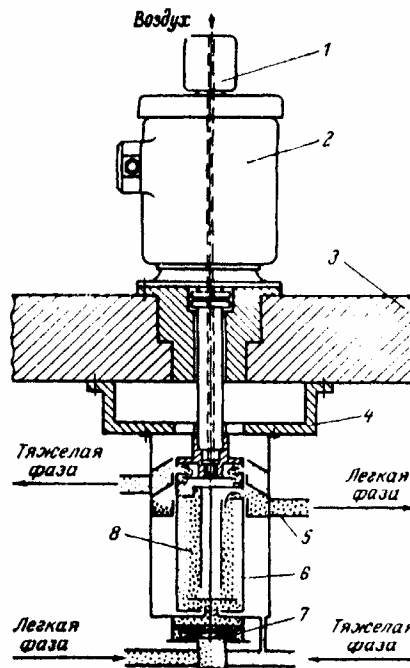


Рис. 5. Схема центробежного экстрактора:

1 — контактное уплотнительное кольцо; 2 — двигатель; 3 — защита; 4 — подвесная рама; 5 — приемный канал; 6 — ротор; 7 — мешалка; 8 — зона раздела фаз

органического и водного растворов с малым различием в плотности, возможность работы с охлажденными или нагретыми растворами без терморегуляции аппарата. К недостаткам этих аппаратов относятся сложность замены вышедших из строя ступеней экстрактора и высокая чувствительность к присутствию в растворах загрязняющих взвесей. Замена смесителей-отстойников центробежными экстракторами позволяет сократить время контакта фаз в 50 раз.

Практически все экстракционные технологические схемы переработки отработавшего ядерного топлива предусматривают применение в качестве экстрагента для извлечения целевых

компонентов трибутилфосфата. Экстракционная система с трибутилфосфатом (ТБФ) может быть применена для переработки любых видов ТВЭЛОВ.

Трибутилфосфат – три-н-бутиловый эфир ортофосфорной кислоты (C₄H₉O)₃PO.

ТБФ достаточно хорошо отвечает технологическим требованиям: малая растворимость в воде, отличная от воды плотность, высокая точка кипения, устойчивость к радиации и химическим реагентам, легкая регенерируемость. К сожалению, он дорог и, кроме того, при переработке высокоактивных видов топлива, ТБФ под действием излучения, обусловленного высоким содержанием в растворе продуктов деления, плутония и трансплутониевых элементов, разлагается с образованием дибутилфосфорной кислоты, затем монобутилфосфорной кислоты и фосфорной кислоты. Дибутилфосфорная кислота образует с цирконием комплексы, частично реэкстрагирующиеся из органической фазы вместе с ураном и плутонием, что приводит к их загрязнению. Монобутилфосфорная кислота и фосфорная кислота взаимодействуют с цирконием с образованием труднорастворимых соединений, выпадающих в осадок на границе раздела фаз. В результате взаимодействия плутония с продуктами разложения ТБФ образуются трудно реэкстрагируемые из органической фазы соединения, что ведет к потерям плутония. Эти недостатки можно преодолеть путем сокращения времени контакта фаз путем использования пульсационных колонн или центробежных экстракторов, введением эффективной системы очистки экстрагента и разбавителя от продуктов их радиолиза, введением агентов, образующих комплексы с цирконием, например фторид ионов, оптимизацией процесса экстракции путем подбора концентрации азотной кислоты, соотношения потоков органической и водной фаз, степень насыщения экстрагента ураном и т.п.

ТБФ используют с различными разбавителями в различных концентрациях. Концентрация ТБФ в растворе экстрагента определяется степенью обогащения перерабатываемого ядерного топлива. Для природного и низкообогащенного урана принята 30%-ная концентрация. В случае переработки высокообогащенного по ²³⁵U топлива или топлива с высоким содержанием плутония концентрацию ТБФ снижают до 2,5-5%, чтобы избежать образования опасных концентраций делящихся нуклидов в экстракте. В качестве разбавителя используют керосин, очищенные углеводороды или четыреххлористый углерод.

Процесс экстракционной очистки состоит из трех основных стадий: экстракции, промывок и реэкстракции. Коэффициенты очистки урана и плутония, потери ценных компонентов с водным раствором, образование межфазных осадков и их эмульгирование существенно зависят от степени насыщения экстрагента и кислотности питающего и промывочного растворов. Повышение степени насыщения экстрагента ураном способствует повышению коэффициентов очистки урана и плутония от осколочных элементов, оказывая на них вытесняющее действие.

Максимально возможная степень насыщения 30%-ого раствора ТБФ (1,1 моль/л ТБФ) составляет 0,55 моль/л U+Pu, или около 130 г U+Pu/л, так как эти металлы экстрагируются в форме соединений, имеющих формулу MO₂(NO₃)₂(ТБФ)₂, где М-U(VI) и Pu(VI), а также M(NO₃)₄(ТБФ)₂, где М - Pu(IV). Содержание U и Pu в экстракте 1 цикла составляет около 85 г U и Pu/л, что соответствует степени насыщения экстрагента, равной 65%. Типичные коэффициенты очистки и их зависимости от концентрации урана в ТБФ приведены в **Табл. 1**.

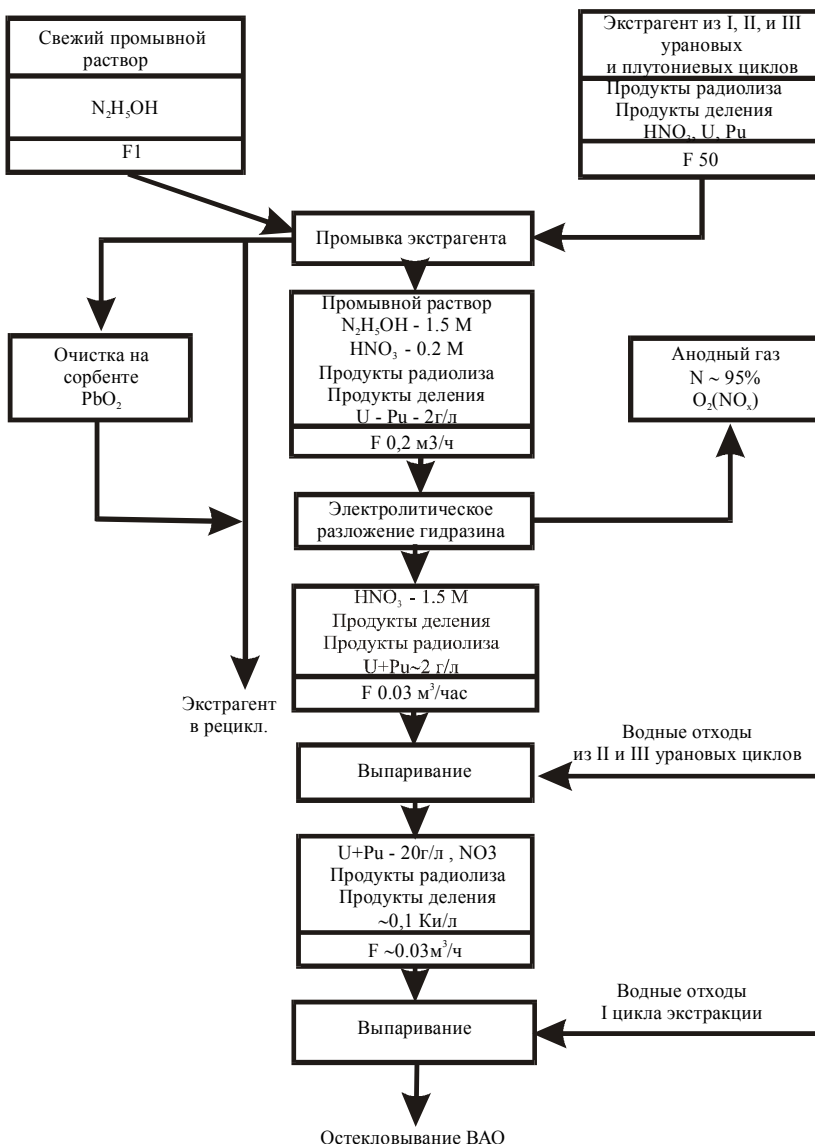
Табл. 1. Влияние степени насыщения ТБФ ураном на коэффициенты очистки от продуктов деления на первом цикле экстракции

Параметр	Насыщение 30%ТБФ в керосине, %	
	40	85
Концентрация, г/л		
U	42,6	91,4
Pu	9,26	18,8

Коэффициенты очистки		
^{137}Cs	3630	11400
^{144}Ce	100	33000
^{106}Ru	3,5	500
^{95}Zr	10	310

Повышение насыщения ТБФ ураном и плутонием значительно снижают экстрагируемость большинства продуктов деления, и в особенности церия, рутения и циркония. Увеличение кислотности водной фазы от 2 М до 3-4 М HNO_3 повышает растворимость в ней продуктов взаимодействия циркония с НТБФ и $\text{H}_2\text{TБФ}$, а скорость их образования снижается. С помощью этих мер можно ограничить процесс образования межфазных осадков, главная часть которых - твердый продукт, содержащий цирконий и дибутилфосфат в отношении 1:2. Повышению коэффициента очистки от циркония, ниобия и рутения способствует также поведение сильнокислотных промывок органической фазы. Улучшение очистки от продуктов деления достигается также повышением температуры на отдельных стадиях процесса.

Разделение урана и плутония во всех технологических схемах осуществляют селективной восстановительной реэкстракцией плутония после операции их совместной экстракции. Для этой цели плутоний переводят из экстрагируемого четырехвалентного состояния в неэкстрагируемое трехвалентное с помощью противоточной промывки экстракта, содержащего уран и плутоний, водным раствором разбавленной азотной кислоты, в которой добавлен восстановитель. В качестве восстановителя плутония опробовано большое количество реагентов: гидразин, гидросиламин, ион железа (II), добавляемый в виде сульфата, нитрата или ацетата, нитрат



урана (IV), азотная кислота, аскорбиновая кислота, водород. Рабочая концентрация сульфата железа (II) лежит в пределах 0,02-0,04М, что несколько превышает стехиометрическую величину.

Избыток восстановителя необходим для полноты восстановления плутония и зависит от концентрации плутония в растворе, концентрации нитрат-иона, общей кислотности и времени пребывания раствора в аппарате. Сульфат железа (II) достаточно стабилен в азотнокислых растворах. С помощью этого восстановителя в противоточном экстракторе удается получить коэффициенты очистки плутония от урана и урана от плутония, равные соответственно 10^6 и 10^4 .

Рис.6 Схема регенерации растворителя (F - расход реагентов)

Использование сульфат-иона нельзя считать полностью удовлетворительным, так как этот реактив, разлагаясь,

образует серную кислоту, присутствие которой в среднеактивных отходах заставляет решать проблему антикоррозионной защиты аппаратов. Наличие железа в среднеактивных отходах также является недостатком применения этого восстановителя. Осложняется и процесс очистки растворителя. Основным преимуществом U(IV) по сравнению с сульфаматом железа (II) является получение бессолевого сброса. Однако коэффициенты разделения урана и плутония здесь ниже.

Традиционный способ очистки экстрагента от продуктов радиолиза и их соединений с продуктами деления заключается в промывке его водными растворами карбоната натрия, гидроокисью натрия или их смесью. Например, экстрагент промывают в 4-ступенчатом смесителе-отстойнике при 60°C 0,1М раствором Na₂CO₃ и 0,1М раствором NaOH. Кроме смесителей-отстойников для регенерации экстрагента используют пульсационные и насадочные колонны. Химические методы сводятся к образованию воднорастворимых солей дибутил-, монобутилфосфорной и фосфорной кислот с натрием. Недостатком метода является образование значительного количества соледержащих среднеактивных отходов, которые могут содержать и α-активные изотопы. Завод производительностью 1500 т/год ежегодно от операции промывки трибутилфосфата производит 150 т нитрата натрия, составляющего главную часть среднеактивных отходов. Остаточное количество плутония в трибутилфосфате после рекстракции щелочными растворами может полимеризоваться, выпасть в осадок, который может представлять опасность из-за достижения критической массы. Лучшие результаты дает промывка отработанного экстрагента водным раствором гидрата гидразина в области концентрации 0,1-1М при температуре от 20 до 75°C. Схема процесса очистки растворителя приведена на **Рис.6**.

5.1 Урановая ветвь

Уран и плутоний, разделенные после 1 цикла экстракции, подвергают дальнейшей очистке от продуктов деления, нептуния и друг от друга до уровня, отвечающего техническим условиям ЯТЦ и затем превращают в товарную форму.

Наилучших результатов по дальнейшей очистке урана достигают комбинированием разных методов, например экстракции и ионного обмена. Однако в промышленном масштабе экономичнее и технически проще использовать повторение циклов экстракции с одним и тем же растворителем - трибутилфосфатом. Число циклов экстракции и глубина очистки урана определяются типом и выгоранием ядерного топлива, поступающего на переработку, и задачей отделения нептуния. Для удовлетворения технических условий по содержанию примесных α-излучателей в уране общий коэффициент очистки от нептуния должен быть ≥500. Схема очистки в урановой ветви включает или цикл экстракции 30%-ным раствором ТБФ в инертном разбавителе и сорбцию на силикагеле, или два цикла экстракции ТБФ.

Возможны два варианта проведения экстракционных циклов в урановой ветви: с межцикловым упариванием, так как при этом на 30% сокращается общий объем растворов в экстракционной колонне и достигается более высокое насыщение экстрагента ураном (95 гU/л). Это должно способствовать очистке от рутения, циркония и ниобия. Упаривание рекстракта урана при низкой концентрации азотной кислоты (≤0,3М) создает условия для образования неэкстрагируемых гидролизных форм циркония.

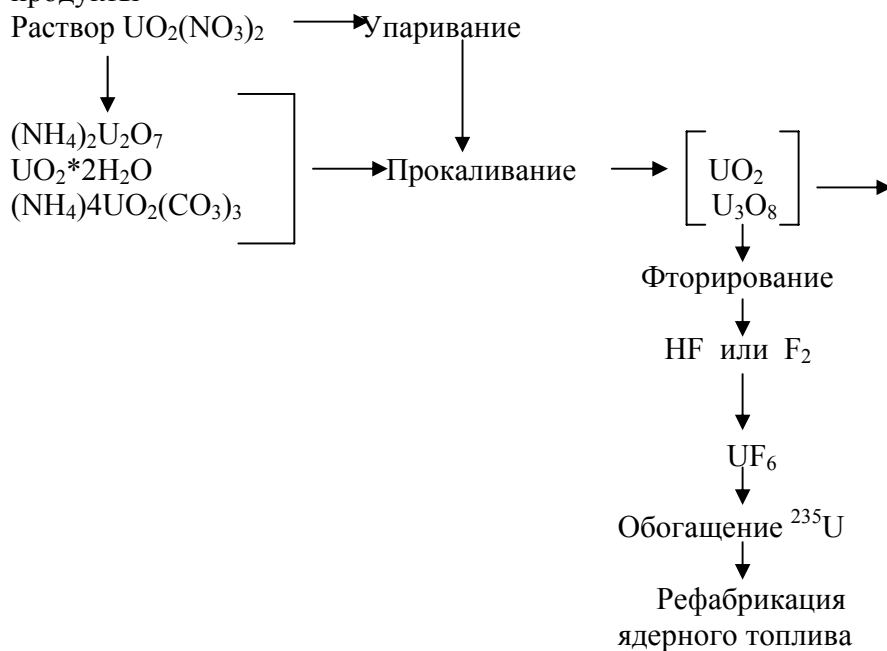
После первого цикла уран рекстрагируется в водный раствор и проводится второй цикл очистки при более высоком насыщении экстрагента ураном (до 92-96%) и низкой кислотности. В этих условиях повышается очистка от нептуния, а также америция и кюрия, которые попадают преимущественно в водные сбросные растворы. Для улучшения очистки от плутония и нептуния добавляют азотную кислоту (предпочтительно в виде газообразной двуокиси азота) или другой восстановитель. Проведение двух циклов экстракционной очистки урана раствором трибутилфосфата в четыреххлористом углеороде ветви обеспечивает отделение нептуния от урана

на 99%; плутония от урана на 97-98%; коэффициент очистки урана от циркония составляет $2 \cdot 10^3$, от рутения $5 \cdot 10^3$, от редкоземельных элементов более 10^4 , от технеция 2.

Окончательную очистку урана от продуктов деления, главным образом от циркония, проводят с помощью сорбции в колонне с силикагелем. Для этого органическую фазу после второго цикла очистки урана подают в сорбционную колонну, в верхней части которой собираются все нерастворимые примеси, так как колонна работает одновременно и как фильтр. Обычно на пути органического раствора ставят несколько попеременно действующих колонн с силикагелем, с тем чтобы, не прерывая процесса, проводить отмывку колонн от сорбированных β - и γ -активных веществ. Десорбирующим раствором служит щавелевая кислота, хорошо смывающая цирконий и ниобий. Уран после сорбционной очистки реэкстрагируют в водный раствор, который анализируют на чистоту, содержание урана и степень обогащения по ^{235}U .

Завершающая стадия аффинажа урана предназначена для перевода его в оксиды урана. Превращение водных растворов уранилнитрата в окислы возможно либо осаждением в виде перекиси уранила, оксалата уранила, уранилкарбоната аммония или ураната аммония с последующим их прокаливанием, либо прямым термическим разложением гексагидрата уранилнитрата. (Табл. 2).

Табл. 2. Последовательность операций превращения растворов уранилнитрата в конечные продукты



Свойства двуокиси урана зависят от методов ее получения, а такие свойства, как структура, отношение O/U, удельная поверхность и активность порошков, являются решающими при использовании UO_2 для изготовления твэлов для ядерных реакторов. Денитрацию растворов уранилнитрата проводят в две стадии: упаривание раствора уранилнитрата с получением гексагидрата уранилнитрата и термическая обработка при $300\text{-}500^\circ\text{C}$ упаренного на 70-100% продукта до трехоксида урана.

5.2 Плутониевая ветвь

Плутоний после отделения от основной массы урана подвергают дальнейшей очистке от продуктов деления, урана и других актиноидов до собственного фона по γ - и β -активности. В качестве конечного продукта на заводах стремятся получать двуокись плутония, а в дальнейшем в комплексе с химической переработкой планируется осуществлять и производство твэлов, что позволит избежать дорогостоящих перевозок плутония, требующих особых предосторожностей

особенно при перевозке растворов нитрата плутония. Все стадии технологического процесса очистки и концентрирования плутония требуют особой надежности систем обеспечения ядерной безопасности, а также защиты персонала и предотвращения возможности загрязнения окружающей среды ввиду токсичности плутония и высокого уровня α -излучения. При разработке оборудования учитывают все факторы, которые могут вызвать возникновение критичности: массу делящегося материала, гомогенность, геометрию, отражение нейтронов, замедление и поглощение нейтронов, а также концентрацию делящегося вещества в данном процессе и др. Минимальная критическая масса водного раствора нитрата плутония равна 510 г (при наличии водяного отражателя). Ядерная безопасность при осуществлении операций в плутониевой ветви обеспечивается главным образом специальной геометрией аппаратов (их диаметр и объем) и ограничением концентрации плутония в растворе, которая постоянно контролируется в определенных точках непрерывного процесса.

Технология окончательной очистки и концентрирования плутония основывается на проведении последовательных циклов экстракции или ионного обмена и дополнительной аффинажной операции осаждения плутония с последующим термическим превращением его в двуокись. Завершающая стадия плутониевой ветви - денитрация растворов плутония, осуществляемая осаждением оксалатов или термической денитрацией.

Первый цикл экстракции в плутониевой ветви проводят с использованием в качестве экстрагента 30%-ного ТБФ в инертном разбавителе, керосине или *n*-додекане. Плутоний в реэкстракте после отделения от урана находится в трехвалентном состоянии, поэтому перед проведением следующего цикла экстракции его окисляют либо нитритом натрия, либо газообразными окислами азота, пропуская их противотоком в насадочной абсорбционной колонне, либо электрохимически. Методы окисления нитритом натрия и газообразными окислами азота несовершенны: применение нитрита натрия приводит к образованию соледержащих среднеактивных отходов, а применение окислов азота требует тщательной очистки как раствора плутония от нитрозных газов, которые в дальнейших операциях приводят к потерям плутония, так и отходящих газов при самой реакции окисления. Непрерывный процесс анодного окисления лишен указанных недостатков.

Водный раствор окисленного плутония поступает на экстракционный цикл, осуществляемый в трех экстракционных блоках: в первом идет экстракция плутония трибутилфосфатом и промывка, во втором - восстановительная реэкстракция плутония, в третьем - промывка плутониевого водного раствора трибутилфосфатом. В качестве восстановителя используют нитрат U(IV), нитрат гидразина или нитрат гидроксилamina. Очистку плутония от нептуния можно улучшить добавлением азотистой кислоты.

Водный раствор плутония после первого цикла очистки в плутониевой ветви снова окисляют и подают на следующий цикл экстракции, который проводят идентично предыдущему. Обычно технологическая схема включает операцию упаривания водного раствора нитрата плутония для его концентрирования. Упаривание слабых растворов плутония обуславливает его необратимую полимеризацию и отложение продуктов на стенках выпарного аппарата, что приводит к частым остановкам процесса. Операция упаривания раствора плутония требует предосторожности с точки зрения ядерной безопасности и коррозии аппаратуры. Избежать этих осложнений можно, используя безупрочный вариант экстракционной очистки и концентрирования плутония, так называемый рефлекс-процесс.

Процесс осуществляют в двухколонном экстракционном цикле. В среднюю часть первой колонны подают исходный раствор плутония, подлежащий очистке и концентрированию. Снизу колонны поступает раствор ТБФ, сверху - водный промывной раствор. Промытый органический экстракт затем поступает во вторую колонну, где плутоний реэкстрагируется в водный раствор. Небольшую долю этого водного экстракта выводят из процесса как

плутониевый продукт. Остальную же часть возвращают в процесс, смешивая с водным промывным раствором, поступающим в первую колонну сверху. При достижении динамического равновесия концентрация плутония в водном растворе, выходящем из второй колонны, в десятки раз больше, чем она была в простом традиционном цикле без возврата. Применение рефлекс-технологии повышает эффективность очистки плутония от продуктов деления и позволяет без упаривания получить концентрированные растворы плутония (40-50 г/л), пригодные для осуществления оксалатного осаждения плутония. В результате двух циклов экстракции с использованием 30%-ного раствора ТБФ с CCl_4 в плутониевой ветви достигается очистка от циркония 2000 раз, от рутения 10000 раз, от РЗЭ в 50000 раз. Для получения достаточной очистки плутония при переработке глубоковыгоревшего топлива добавляют еще один, третий экстракционный цикл в ветви плутония (экстрагент - третичные амины).

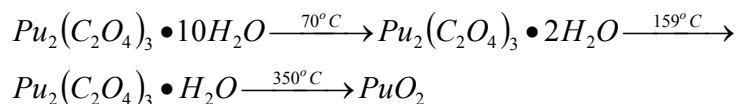
Эффективным методом концентрирования плутония является ионный обмен, т. к. кроме концентрирования плутония он обеспечивает дополнительную очистку продукта. Используют сильноосновные аниониты (Дауэкс-1, А-17). Однако радиационная стойкость ионообменных смол позволяет использовать их лишь в условиях, когда интегральная доза облучения не превышает 100 Мрад.

Двуокись плутония можно получать осаждением пероксида Pu(III) или оксалата Pu(III) и Pu(IV) с последующим прокаливанием этих соединений. Оксалатное осаждение - наиболее распространенный способ денитрации плутония. Для типового перерабатывающего завода мощностью около 1500 т/год установка отверждения плутония должна быть рассчитана на получение 15 т плутония в год. Удельная поверхность порошка PuO_2 сильно зависит от удельной поверхности осадка оксалата плутония, поэтому при осаждении оксалата контролируют кислотность исходного раствора, концентрацию щавелевой кислоты и скорость ее добавления, скорость перемешивания, валентность плутония, продолжительность и температуру процесса осаждения.

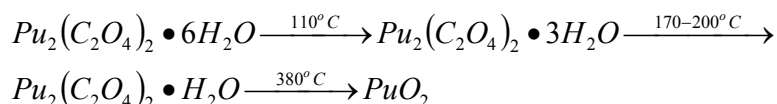
Осаждение оксалата Pu(IV) осуществляется добавлением в раствор $\text{Pu(NO}_3)_4$ щавелевой кислоты при температуре 50-60°C. Кислотность раствора и валентности плутония корректируют добавлением азотной кислоты, воды и перекиси водорода к исходному раствору. Образовавшийся оксалат плутония промывают и фильтруют на вращающихся вакуумных фильтрах. Маточные растворы, в которых содержится плутоний, концентрируют и возвращают в цикл в аппарат корректировки. Суспензию оксалата плутония $[\text{Pu}(\text{C}_2\text{O}_4)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}]$ с фильтра направляют на сушку и прокаливание. Прокаливание осуществляют при температуре 300-400°C в шнековой печи, имеющей ядернобезопасные размеры.

Термическое разложение оксалатов плутония происходит по схемам:

Для Pu(III)



Для Pu(IV)



На физические характеристики порошка PuO_2 влияют условия прокаливания: толщина слоя осадка в реакторе, время, температура и атмосфера прокаливания. Повышение температуры прокаливания способствует увеличению удельной поверхности порошка и снижению его химической активности. Оптимальной температурой прокаливания считают 750°C, при этом удельная поверхность возрастает до 25-35 м²/г.

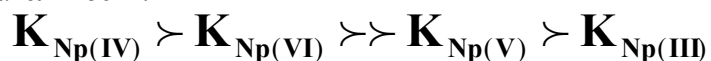
Двуокись плутония поступает в установку кондиционирования, где ее подвергают прокаливанию, дроблению, просеиванию, комплектованию партий и упаковке.

Для изготовления смешанного уран-плутониевого топлива целесообразен метод химического соосаждения урана и плутония, позволяющий достичь полной гомогенности топлива. Такой процесс не требует разделения урана и плутония при переработке отработавшего топлива. В этом случае смешанные растворы получают при частичном разделении урана и плутония вытеснительной реэкстракцией. Таким способом можно получать (U, Pu)O₂ для легководных ядерных реакторов на тепловых нейтронах с содержанием PuO₂ около 3%, а также для реакторов на быстрых нейтронах с содержанием PuO₂ примерно 20%.

5.3 Выделение и очистка нептуния

Значение, которое имеет ²³⁷Np как исходный материал для получения ²³⁸Pu, широко используемого в космической технике, в малой энергетике и в медицине, обуславливает необходимость извлечения нептуния при переработке выгоревшего ядерного топлива. В выгоревшем окисном топливе легководных реакторов содержится 230-430 г/т ²³⁷Np. В окислительно-восстановительных циклах процесса нептуний ведет себя иначе, чем уран и плутоний, из-за существенного различия стойкости этих элементов в одинаковых окислительных состояниях.

В исходном растворе топлива нептуний присутствует в четырех-, пяти- и шестивалентном состоянии. Экстрагируемость трибутилфосфатом для различных валентных форм имеет следующую последовательность:



Лабораторные методы. Нептуний (VI) экстрагируется вместе с ураном (VI) ТБФ, ТТА, метилизобутилкетонем, диэтиловым этилом и др. Первые три экстрагируют также и нептуний (IV). Для экстракции нептуния (IV) можно применить амины. Нептуний (V) экстрагируется 1-нитрозо-2-нафтолом и ТТА. Для разделения смеси нептуния, плутония и редкоземельных элементов проводят окисление плутония и нептуния горячим раствором бромата калия до Pu(VI) и Np(VI) и в присутствии нитрата кальция и алюминия в качестве высаливателей их экстрагируют метилизобутилкетонем. Затем нептуний и плутоний реэкстрагируют раствором нитрита натрия, осаждают в виде гидроокиси и растворяют их в азотной кислоте. Переводят плутоний с помощью сульфата двухвалентного железа в Pu(III) и нептуний отделяют от него повторной экстракцией метилизобутилкетонем, содержащим трибутиламин.

Разделение нептуния и плутония может осуществляться хроматографией на анионитах из солянокислых растворов, содержащих Np(IV) и Pu(III). Последний не адсорбируется анионом. Восстановление плутония до Pu(III) достигается добавлением к солянокислому раствору Г. Выделение ²³⁹Np из облученной UO₂ может осуществляться растворением мишени в 8 М HNO₃, сорбцией на анионите, с последующей десорбцией 0,1М HNO₃.

Хлорирование смеси окислов нептуния и плутония четыреххлористым углеродом при 650⁰ приводит к возгонке нептуния в виде NpCl₄, в то время как менее летучие хлориды плутония почти не возгоняются.

Промышленные методы. В первом цикле совместной очистке урана и плутония от продуктов деления нептуний распределяется так, что основная часть его попадает в поток с ураном и затем, в урановой ветви, в водный рафинат. В условиях экстракционной технологии, где возможно применение только быстропротекающих реакций и нежелательно введение новых реагентов, процессы окисления и восстановления нептуния должны быть проведены без значительного нарушения основного процесса разделения и очистки урана и плутония. Окислительно-восстановительный агент, оптимально отвечающий этим требованиям, - азотистая кислота. При ее использовании окислительное состояние нептуния и его поведение в экстракционных циклах определяют два фактора – отношение NO₂⁻/NO₃⁻.

Существуют два варианта извлечения нептуния в процессе переработки.

Первый вариант - нептуний полностью экстрагируется в первом цикле совместно с ураном и плутонием и затем отделяется в рафинаты в циклах экстракционной очистки урана и (или) плутония. В этом варианте используют **рефлекс-процесс**, т.е. зацикливание нептуния в целях его накопления и концентрирования в экстракционном цикле с последующим его выводом. Прежде всего, нептуний переводят в экстрагируемое ТБФ шестивалентное состояние добавлением азотистой кислоты в экстракционно-промывной блок (колонну) первого цикла и повышением концентрации азотной кислоты до 3-4М. Азотистая кислота служит автокатализатором окисления $Np(V)$ азотистой кислотой при достаточно высокой концентрации последней. Нептуний, вместе с ураном и плутонием, переходит в органическую фазу. Затем в эту фазу добавляют гидразин, переводящий нептуний из шести в пятивалентное состояние и проводят реэкстракцию. Нептуний переходит в водную фазу. Очищенный раствор нептуния поступает на осаждение оксалата, которое проводят при 50°C из 1-4М HNO_3 в присутствии аскорбиновой кислоты и гидразина, стабилизирующих нептуний в четырехвалентном состоянии. Высушенный на воздухе оксалат нептуния прокаливают, постепенно повышая температуру от 150 до 550°C. Конечный продукт - двуокись нептуния. Конечным продуктом технологической схемы выделения нептуния может являться также очищенный, сконцентрированный упариванием раствор нитрата нептуния.

Второй вариант - нептуний в первом цикле выводят полностью в высокоактивный рафинат, из которого его затем извлекают экстракционным методом. В ходе процесса добавляют в питающий и промывные растворы избыток нитрита натрия, стабилизирующего нептуний в пятивалентном состоянии. В результате до 95% нептуния остается в водных высокоактивных отходах.

6. Радиохимические заводы России

На Красноярском горно-химическом комбинате радиохимический завод введен в эксплуатацию в 1964 году. Он предназначен для выделения плутония из облученного в реакторах естественного урана. Принципиальная технологическая схема завода включает операцию растворения металлического урана в азотной кислоте, экстракционную многоступенчатую переработку раствора с целью разделения урана и плутония, их очистку от радиоактивных продуктов деления, глубокую очистку концентрата плутония сорбционным методом. Готовыми продуктами переработки облученных в реакторах ТВЭЛ являются твердая соль урана (нитрат уранила) и химическое соединение плутония. Сложность технологической схемы завода определяется очень малой концентрацией плутония в уране (менее одного весового процента) и высокой радиоактивностью растворов. Поэтому все технологические аппараты и трубы для передачи растворов изготовлены из нержавеющей стали и помещены в бетонные отсеки, облицованные нержавеющей сталью. Непосредственный доступ персонала к ним во время технологического процесса исключен. При необходимости ремонта отдельных аппаратов проводится глубокая дезактивация оборудования до безопасных уровней радиационного воздействия. Управление технологическим процессом осуществляется дистанционно из помещений щитов управления, где сосредоточены системы управления и контрольно-измерительные приборы. На заводе таких щитов 19. Все показания приборов ежеминутно регистрируются вычислительным комплексом и хранятся в памяти в течение месяца. Это дает возможность анализировать состояние технологического процесса в любой прошедший и настоящий момент времени.

Отдельные технологические операции: поддержание температуры, расхода растворов, объема в аппарате в заданных пределах автоматизированы. Ядерная безопасность (исключение возможности самоподдерживающейся цепной ядерной реакции) контролируется современными приборами и обеспечивается техническими и организационными мерами. Образующиеся при

переработке облученного урана жидкие высокоактивные отходы хранятся в специальных емкостях из нержавеющей стали. Жидкие отходы средней и низкой активности направляются на полигон 'Северный'* для подземного захоронения в глубоко залегающие геологические пласты-коллекторы. Газовые и аэрозольные выбросы проходят многоступенчатую очистку. Газовые выбросы завода содержат радиоактивные примеси в 10-100 раз ниже предельно-допустимых уровней выбросов по каждому нормируемому элементу.

Все ремонтные работы, включая капитальный ремонт, осуществляются персоналом завода. Для этого существуют технически оснащенные на современном уровне цеха ремонта технологического и энергетического оборудования, и цех по ремонту и обслуживанию средств измерений и автоматики.

* * *

Развитие ядерной энергетики возможно лишь при реализации всех стадий **замкнутого** ядерного цикла, в том числе - переработки отработавшего топлива АЭС, т.е. при условии развития радиохимической промышленности. Создание сети АЭС требует вовлечения в ЯТЦ все большего количества делящихся материалов. Химическая переработка отработавшего ядерного топлива повышает его эффективность за счет выделения урана и плутония, т.е. повторного их использования в ядерных реакторах. Рецикл урана и плутония сокращает потребность в уране для легководных реакторов на 20-30%. Особенно большой эффект достигается при использовании плутония в реакторах-размножителях на быстрых нейтронах. Крупномасштабная ядерная энергетика возможна только на основе реакторов на быстрых нейтронах, которые могут решить проблему обеспечения топливом, т.е. работу в режиме самообеспечения. Накопленное количество плутония к 2000 г. в отработавшем топливе оценивается 1600 т, из них выделенного около 800 т.

Темпы развития радиохимической промышленности отстают от темпов развития ядерной энергетики: в мире наблюдается дефицит перерабатывающих мощностей. Примерно половина необлученного топлива не была переработана до 2000 г. Ограниченная вместимость хранилищ вызывает необходимость остановки энергетических реакторов в связи с невозможностью замены топлива. Поэтому принимают меры к строительству новых и расширению имеющихся хранилищ или к уплотнению расстановки сборок твэлов из боросодержащей стали. Одновременно решают вопрос о переработке отработавшего топлива, т.е. создания крупномасштабной радиохимической промышленности.

Дискуссия о целесообразности регенерации отработавшего топлива носит не только научно-технический и экономический, но и политический характер, так как развертывание строительства заводов регенерации представляет потенциальную угрозу распространения ядерного оружия. Центральная проблема - обеспечение полной безопасности производства, т.е. обеспечение гарантий контролируемого использования плутония и экологической безопасности. Поэтому сейчас создаются эффективные системы контроля технологического процесса химической переработки ядерного топлива, обеспечивающие возможность определения количества делящихся материалов на любой стадии процесса. Обеспечению гарантий нераспространения ядерного оружия служат так же предложения так называемых альтернативных технологических процессов, например **CIVEX-процесс**, в котором плутоний ни на одной из стадий процесса не отделяется полностью от урана и продуктов деления, что значительно затрудняет возможность его использования во взрывных устройствах.

Для повышения экологичности переработки ОЯТ разрабатываются неводные технологические процессы, в основе которых лежат различия летучести компонентов перерабатываемой системы (дистилляционные процессы), фракционная кристаллизация из расплавов, экстракция расплавами солей, сорбция при высокой температуре на неорганических сорбентах, зонная плавка и т.д. Наиболее детально изучена газофторидная схема, основанная на фракционной отгонке летучих фторидов шести валентных урана и плутония и образовании

нелетучих фторидов четырехвалентного плутония и основной массы продуктов деления. Преимущества неводных процессов заключаются в их компактности, в отсутствии сильных разбавлений и образовании больших объемов жидких радиоактивных отходов, в меньшем влиянии процессов радиационного разложения. Образующиеся отходы находятся в твердой фазе и занимают значительно меньший объем.

Переработка ОЯТ: современность и перспективы

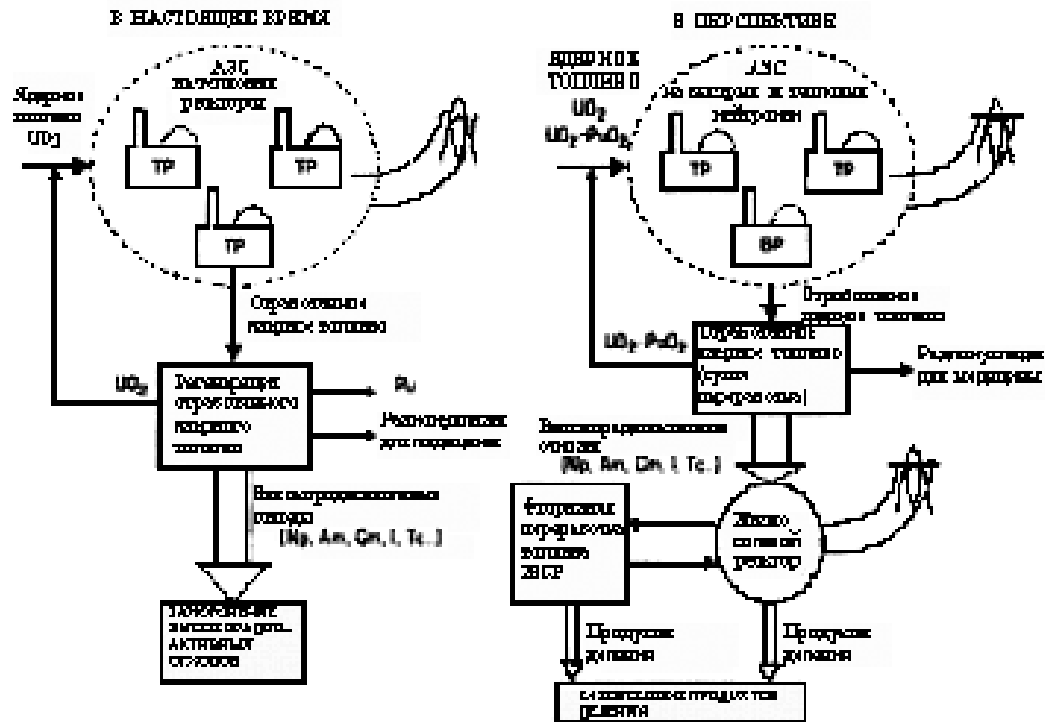


Рис.7. Сравнение прежней и планируемых схем обращения с отработанным ядерным топливом.

В настоящее время прорабатывается вариант организации АЭС, при котором на станции строятся не одинаковые блоки (например, три однотипных блока на тепловых нейтронах), а разнотипные (например, два тепловых и один быстрый реактор). Сначала обогащенное по урану-235 топливо сжигается на тепловом реакторе (с образованием плутония), затем ОЯТ топливо перемещается в быстрый реактор, в котором за счет возникшего плутония перерабатывается уран-238. После окончания цикла использования, ОЯТ подается на радиохимический завод, который расположен непосредственно на территории АЭС. Завод не занимается полной переработкой топлива: он ограничивается выделением из ОЯТ только урана и плутония (путем отгонки шестифтористых фторидов этих элементов). Выделенные уран и плутоний идут на изготовление нового смешанного топлива, а оставшееся ОЯТ идет или на завод по выделению полезных радионуклидов, или на захоронение.

Развитие радиохимической промышленности, воспроизводство и рециклирование ядерного топлива, сокращение времени пребывания его во внешнем топливном цикле будут способствовать развитию крупномасштабной ядерной энергетики.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Спецкурс.

Лекция 23. КОНЕЧНАЯ СТАДИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Содержание

1. ОТХОДЫ ЯТЦ	2
1.1 АЭС	2
1.2 Предприятия ЯТЦ	2
1.3 Медицинские, сельскохозяйственные, промышленные и исследовательские работы	2
1.4 Добыча полезных ископаемых	3
2. ОБРАЩЕНИЕ С РАО	3
2.1 Обработка и кондиционирование перед захоронением	4
2.2 Перевозка	4
2.3 Промежуточное хранение	5
2.4 Захоронение	5
3. ОТВЕРЖДЕНИЕ РАО	5
3.1 Остекловывание отходов.	5
3.2 Ядерная керамика.	8
3.3 Битумирование отходов.	9
3.4 Цементирование отходов.	10
3.5 Критерии выбора стекла и керамики для иммобилизации радиоактивных отходов.	11
4. ЗАХОРОНЕНИЕ ОТХОДОВ	12
4.1 Захоронение отходов низкого уровня активности	14
4.2 Подземное захоронение жидких РАО	15
4.3 Захоронение отходов высокого уровня активности и отработавшего топлива	17
4.4 Природные аналоги хранилищ радиоактивных отходов	21
4.5 Коррозионная стойкость отвержденной формы отходов	21
5. УНИЧТОЖЕНИЕ РАО ЯДЕРНЫМ ВЗРЫВОМ	25
6. ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК	25

Надежное, безопасное и эффективное обращение с радиоактивными отходами на конечной стадии топливного цикла - необходимый компонент ядерной индустрии. С проблемой радиоактивных отходов также приходится сталкиваться в различных областях науки, промышленности, медицины, сельского хозяйства, где используются радионуклиды. Сейчас правительства некоторых стран выступают за расширение использования ядерной энергии, ссылаясь на ее относительные преимущества для окружающей среды по сравнению с традиционными способами производства энергии. Другие предпочитают подождать с ее распространением в надежде на широкое развитие альтернативных способов. Тем не менее, радиоактивные отходы образовывались и образуются в настоящее время во всех промышленных странах.

Сегодня, после десятилетий исследований, разработок и промышленных применений можно с уверенностью заявить, что безопасные технологические решения проблемы обращения с радиоотходами существуют. Однако захоронение отходов более не является вопросом, касающимся только ученых и технологов, но требует их сотрудничества с политиками, контролирующими органами, широким населением. Цель единственная: охрана здоровья человека и окружающей среды в мировых масштабах от возможных краткосрочных и долгосрочных

воздействий радиоактивных веществ на природные объекты. Диалог и сотрудничество между различными группами общества могут привести и выработке приемлемых решений.

При обращении с РАО учитывают два критерия:

- РАО не должно оказывать вредного воздействия на человека и окружающую среду
- ответственность за обеспечение безопасности РАО лежит на современных получателях выгод от использования ядерной энергии и не должна перекладываться на следующие поколения.

Строго говоря, радиоактивными считаются любые отходы, содержащие радионуклиды, хотя повсюду содержатся радиоактивные вещества. На практике радиоактивными отходами считаются только те отходы, в которых содержатся радионуклиды или которые загрязнены радионуклидами при концентрациях (или уровне радиоактивности), превышающих определенную величину, заданную Санитарными правилами страны.

Из-за распада радионуклидов активность ядерных отходов постоянно снижается. Этим РАО принципиально отличается от других промышленных отходов (например, тяжелых металлов), которые существуют вечно.

1. ОТХОДЫ ЯТЦ

1.1 АЭС

Отходы среднего и низкого уровня активности нарабатываются в процессе эксплуатации АЭС. Радиоактивные продукты ядерного деления могут загрязнять воду, используемую как теплоноситель, или оборудование электростанции. Жидкие отходы возникают в результате дезактивации оборудования и зданий, а также из потоков прачечных и душевых. Отходящие газы, например, ксенон и криптон, в также различные газообразные продукты собираются на фильтрующих элементах, которые затем обрабатываются как твердые отходы.

Для сокращения объема жидкие отходы подвергают выпариванию, после чего концентрат собирается на дне испарителя. Для снижения содержания радиоактивных элементов в жидких отходах применяют ионнообменные смолы. Ионнообменные смолы с накопившимися радиоактивными элементами затем обрабатываются как твердые отходы. В твердые РАО АЭС также входят ткани, бумага, стекло и металл, используемые в процессе обслуживания электростанции. На типовой крупной АЭС мощностью 1000 МВт образуется различное количество отходов в зависимости от местных условий при средней величине 100 - 600 м³.

На одном блоке реактора ВВЭР-440 образуются следующие количества радиоактивных эксплуатационных отходов:

-отработавшие ионнообменные смолы	22,5 м ³
-концентраты на дне выпаривателя	300 м ³
-среднеактивные твердые отходы	30 м ³
-низкоактивные твердые отходы	100 м ³

1.2 Предприятия ЯТЦ

Химический процесс, посредством которого уран и плутоний извлекаются из отработанного ядерного топлива, называется «переработка». Высокорадиоактивные материалы, которые извлекаются из использованного топлива на заводах по переработке, представляют более 95% отходов (с точки зрения радиоактивности), возникающих в результате ядерного способа производства электроэнергии. Типовая крупная атомная электростанция производит около 30 тонн отработавшего топлива в год, которое, если его подвергнуть переработке, даст около трех кубических метров отходов высокого уровня радиоактивности в остеклованной форме.

На объектах ЯТЦ России расположено 416 объектовых пунктов хранения РАО, из них: 96 — пунктов хранения жидких РАО; 320 — пунктов хранения твердых РАО.

1.3 Медицинские, сельскохозяйственные, промышленные и исследовательские работы

Радионуклиды широко используются в медицине для клинических диагностики и терапии, а также в биологии. Они применяются в промышленности для контроля качества материалов и изделий, при проведении геологической разведки, в сельском хозяйстве и в домашних устройствах

(пожарные детекторы дыма). Использование небольших количеств радионуклидов в качестве изотопных индикаторов приводит к образованию радиоактивных отходов низкого уровня. Закрытые источники для облучения материалов в целях изменения их свойств, источники рентгеновского излучения для медицинских целей, радиоизотопные источники света или тепла могут давать высокоактивные отходы.

1.4 Добыча полезных ископаемых

Многие сырьевые материалы, добываемые в больших масштабах, содержат природные радионуклиды. Переработка полезных ископаемых приводит к накоплению радиоактивности или в продуктах или отходах. Примерами являются производство искусственных фосфатных удобрений и добыча нефти и газа. Производство фосфатных удобрений приводит к годовой коллективной дозе облучения населения Земли, которая более, чем в 12 раз превышает дозу от обычных операций мировой ядерной энергетической промышленности. Однако это не представляет реальной опасности, поскольку фосфаты и операции в ядерной энергетике взятые вместе дают годовую коллективную дозу, составляющую менее одной тысячной от общей годовой коллективной дозы для населения мира от естественных источников радиации.

2. ОБРАЩЕНИЕ с РАО

Радиоактивные отходы обладают принципиальным преимуществом по сравнению с традиционными промышленными отходами: радиоактивные элементы распадаются и самоуничтожаются, тогда как стабильные токсичные элементы существуют вечно. В качестве примера на **Рис.1** представлена динамика изменения во времени радиоактивности отработанного ядерного топлива, подвергнутого радиохимической переработки. Видно, что активность как продуктов деления, так и оставшихся в топливе актинидов падает во времени, но отнюдь не по простой экспоненциальной зависимости (накопление дочерних радиоактивных элементов). Через 10 тыс лет активность упадет до радиоактивности обычных урановых руд, т.е. будет соблюден принцип эквивалентности: в земную кору будет возвращена так же активность, что была извлечена из нее при добыче урановой руды.

Динамика изменения активности переработанного ОЯТ

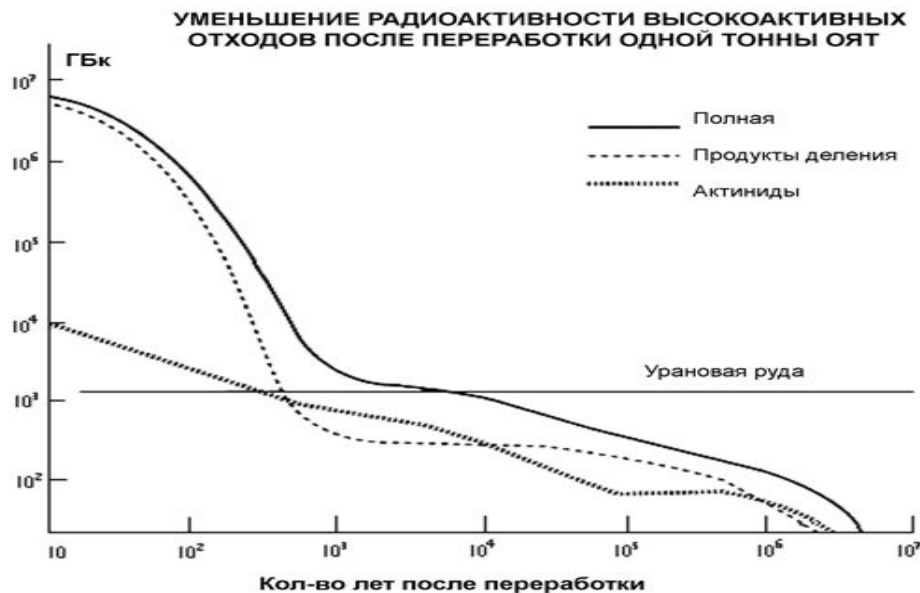
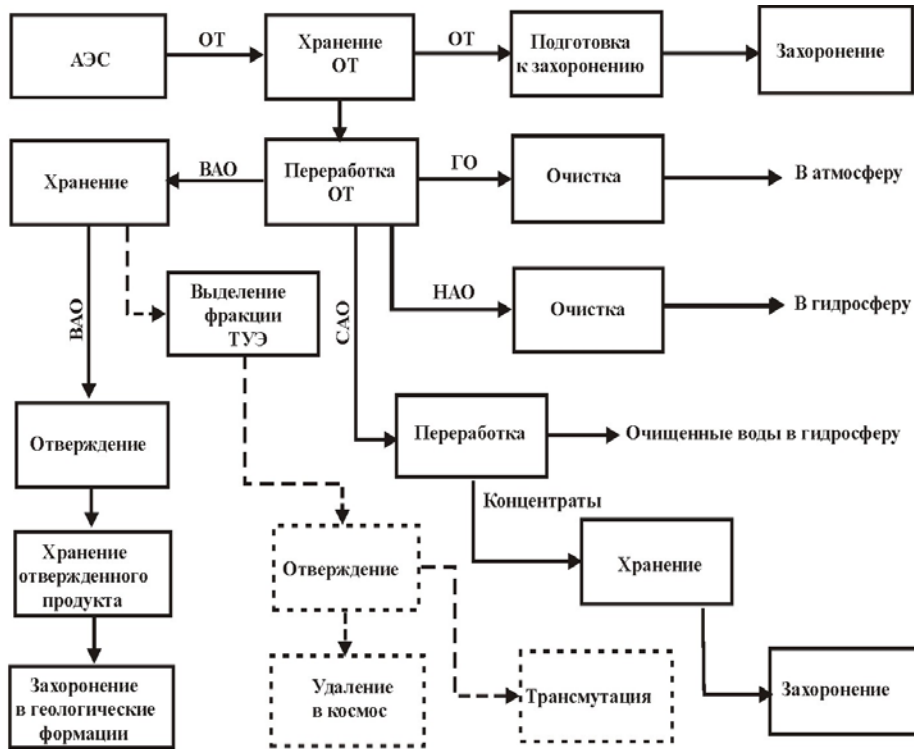


Рис.1. Динамика изменения активности переработанного ОЯТ.

Типовой последовательностью операций по обращению с отходами является сбор, разделение, определение характеристик, обработка, кондиционирование, перевозка, хранение и захоронение (**Рис.2**).



Обращение с радиоактивными отходами: ОТ отработавшее топливо;
ГО газообразные отходы; ТУЭ трансурановые элементы;
Пунктир теоретически рассматриваемые варианты

Рис.2. Основные этапы обращения с РАО, возникшими при переработке ОЯТ.



2.1 Обработка и кондиционирование перед захоронением

Обычно радиоактивные отходы должны обрабатываться и кондиционироваться, чтобы придать им форму, приемлемую для безопасной погрузки, хранения и захоронения. Методы обработки включают в себя уплотнение и сжигание твердых отходов, выпаривание и химическое осаждение жидких отходов.

Кондиционирование обычно состоит из включения обработанных отходов в матрицы, которые отверждаются в блоки, обычно в пределах внешних контейнеров, обеспечивающих хорошую механическую прочность, стойкость к огню, низкую растворимость и хорошее коррозионную стойкость. Матрицами являются бетон, битумы, полимеры и стекло. Должна быть проведена оценка долговечности содержащих отходы матриц и их долгосрочного поведения в условиях захоронения.

2.2 Перевозка

Перевозка радиоактивных веществ регулируются Санитарными правилами, обеспечивающими надежное

удержание и экранирование излучения.

2.3 Промежуточное хранение

Заключительным этапом обращения с РАО является захоронение. Однако во многих случаях может потребоваться промежуточное хранение; например, чтобы дождаться прекращения выработки тепла, обеспечить время для разработки оптимальных стратегий обращения, поиска площадки захоронения, проектирования и сооружения установки для захоронения.

Часть высокоактивных жидких РАО хранится в спецхранилищах - закрытых бетонных емкостях, углубленных в землю и облицованных нержавеющей сталью. Другую часть высокоактивных жидких РАО сначала упаривают, а затем подвергают остеклованию, т. е. переводят в твердое состояние. Емкости с остеклованными отходами после остывания помещают в стальные пеналы, которые герметично заваривают и устанавливают во временное хранилище с регулируемым теплоотводом. Контролируемый теплоотвод необходим не менее 20 лет перед окончательным захоронением РАО.

2.4 Захоронение

Условием для захоронения РАО является исключение чрезмерного бремени для будущих поколений. Это может быть достигнуто посредством использования сочетания искусственных и естественных барьеров.

3. ОТВЕРЖДЕНИЕ РАО

Только включение радиоактивных отходов в твердые матрицы при условии получения монолитной структуры обеспечивает надежную защиту окружающей среды. Наиболее распространенными методами отверждения жидких радиоактивных отходов низкой и средней активности являются цементирование и битумирование, высокой активности – остекловывание и включение в керамические формы. Кроме того, в качестве матриц могут использоваться стеклокерамика, стеклоцемент, металл, бетон, асфальт, полимеры.

В России в последние годы отверждают и компактируют жидкие высокоактивные РАО на трех АЭС (Ленинградской, Калининской и Балаковской) и на специальной установке ПО "Маяк" в Челябинской области. В компактной остеклованной (битумированной, цементированной) форме такие отходы легче хранить, надежнее можно обеспечить их изоляцию на длительное время.

3.1 Остекловывание отходов.

В 1951 году было впервые предложено включать окислы продуктов деления в стекловидную матрицу, так как стекло, будучи нестехиометрическим соединением, при нагревании способно растворять, а при последующем охлаждении прочно удерживать сложную смесь продуктов деления. Получаемый продукт обладает высокой химической и радиационной стойкостью, является изотропным, непористым. Главный недостаток стекла - его термодинамическая нестойкость, которая проявляется в кристаллизации стекла («расстекловывание») под действием высокой температуры, обусловленной радиоактивным распадом. Явления расстекловывания ухудшают первоначальные свойства продукта, в частности, возрастает скорость его выщелачивания. Тем не менее остеклование считают наиболее подходящим методом отверждения жидких радиоактивных отходов.

Перспективность использования стекла в качестве иммобилизирующей матрицы обусловлена:

- высокой способностью включать в свой состав элементы независимо от заряда и размера их атомов;
- стойкостью к радиационному повреждению благодаря тому, что их собственный беспорядок допускает большое число атомных перемещений;
- относительной легкостью и дешевизной изготовления, поскольку не требует сложного оборудования;
- отработанностью технологии производства, литья, формовки и отжига.

Стеклообразное состояние вещества – основная разновидность аморфного состояния, формирующегося при затвердевании переохлажденного расплава. Застывание переохлажденной

жидкости в виде стекла происходит благодаря быстрому и непрерывному увеличению вязкости расплава при понижении температуры, что затрудняет структурные перестройки в нем, необходимые для энергетически более выгодной кристаллизации. Вязкость расплава, обусловленная межмолекулярными силами, определяет степень склонности конкретной жидкости к стеклообразованию: чем сильнее связанность структуры жидкости, тем легче из расплава образуется стекло. Условия охлаждения оказывают большое влияние на процессы стеклообразования и кристаллизации. Критическая скорость охлаждения данного расплава (минимальная скорость, при которой образуется стекло) зависит от вязкости жидкости, температуры и теплоты кристаллизации.

Силикатные стекла представляют собой наиболее изученный и распространенный класс оксидных стекол, применяемых для иммобилизации радиоактивных отходов. Основой силикатных стекол служит оксид – стеклообразователь – диоксид кремния SiO_2 . Оксиды, способные находиться в стеклообразном состоянии, например, B_2O_3 , P_2O_5 , составляют вместе с кремнеземом основу сложных по составу стекол. Трехмерный каркас, хаотически составленный из тетраэдров SiO_4^{4-} , структурного элемента кремнезема легко включает в свои пустоты оксиды, называемые модификаторами.

На **Рис.3** схематически представлена решетка щелочно-боросиликатного стекла, содержащего радионуклиды. При включении в стекло 10 - 35% отходов по массе большинство радионуклидов растворяется в его структуре, участвуя в образовании решетки или перемещаясь внутри нее. При превышении пределов растворимости определенные элементы будут образовывать вторичную фазу (дисперсные частицы). Соседние тетраэдры связываются один с другим ионно-ковалентными связями мостикового кислорода, другие атомы обычно связаны в решетке связями немостикового кислорода.

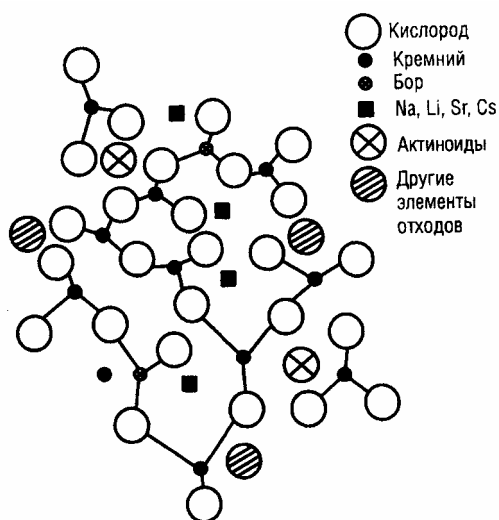


Рис.3. Структура щелочно-боросиликатного стекла, содержащего радионуклиды

Тип связывания атомов ответственен за сложное поведение стекла, содержащего радионуклиды, при его выщелачивании. Понятие аморфности предполагает отсутствие дальнего порядка в расположении тетраэдра SiO_4 . Ранее полагали, что стеклообразное состояние – это непрерывная беспорядочная сетка, имеющая бесконечно большую элементарную ячейку с отсутствием периодичности и симметрии. Сейчас предпочитают модель кристаллоподобной упорядоченности.

При охлаждении в процессе изготовления, свойства аморфного вещества зависят только от температуры и скорости охлаждения. Скоростью охлаждения определяется «замороженная структура», чем выше скорость охлаждения, тем выше температура стеклования. При повторном нагревании твердого аморфного вещества характер изменения свойств зависит от скорости нагрева и от тепловой предыстории, т.е. от структуры, зафиксированной в образце.

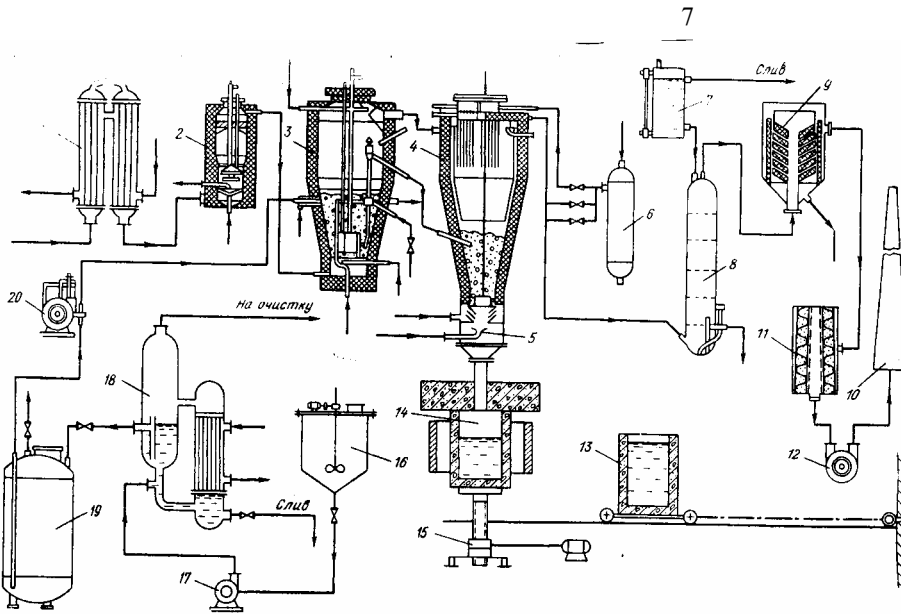


Рис.4. Схема установки для двухстадийного процесса остекловывания отходов: 1 - трубчатый теплообменник; 2 — калорифер; 3 — сушилка; 4 — фильтр МКФ; 5 — тарельчатый пневмопитатель; 6 — ресивер; 7 — бачок; 8—барботажно-абсорбционная колонна; 9— фильтр грубой очистки; 10— дымовая труба; 11—фильтр тонкий очистки; 12—вакуум насос; 13—тележка с тиглем; 14—тигель; 15—подъемник; 16—монжюс; 17 — насос; 18—выпарной аппарат; 19—емкость упаренного раствора; 20 — насос-дозатор

Процесс включения отходов в стекло заключается в добавлении оксидов, например в виде кальцинированного порошка или шлама, к стеклообразующим материалам и последующем плавлении полученной смеси для образования гомогенной структуры.

Наиболее пригодными признаны боросиликатные, фосфатные и борфосфатные стекла (Табл.1).

Табл. 1 Состав стекол, % по массе

Компонент	Боросиликатные стекла				Фосфатные стекла	Боросиликофосфатные стекла
	Пределы содержания	AVM	VERA	Fingal		
SiO ₂	30—60	42-49	42	40	—	15—40
B ₂ O ₃	5—30	13—17	8	9,5	—	10—20
P ₂ O ₅	—	—	—	—	50-60	—
Al ₂ O ₃ - Fe ₂ O ₃	0—15	5-15	2	—	0—15	15—30
Na ₂ O ₃ - Li ₂ O ₃	0—30	8—11	16	7,5	5—10	0—5
CaO— MgO	0—40	—	4	2	—	—
TiO ₂	0-10	—	8	3	—	—
ZnO	0-30	—	—	5	—	5—15
MoO ₃	—	—	—	—	—	—
Продукты деления	20	16—25	20	20	25—35	20

Реальные составы застеклованных РАО зависят от исходного состава отходов и особенностей применяемой технологии остекловывания: способа денитрации отходов, применяемого устройства для их кальцинирования, способа нагрева, режима процессов отверждения и т.п. В России разрабатывают два направления остекловывания жидких отходов: двух и одностадийные процессы. При реализации двухстадийного процесса обезвоживание и кальцинацию отходов проводят при температуре 600-650°C в аппарате с кипящим слоем мелкозернистого материала, а плавление стекла - в керамическом тигле при температуре до 1200°C (Рис.4).

При одностадийном процессе операции сушки, кальцинации и плавки проводят в одном аппарате (Рис.5). Боросиликатные стекла при хранении хорошо сохраняют свои первоначальные свойства, если температура по центральной оси блока не превышает 500 -600⁰С, т.е. не превышает температуры начала процесса кристаллизации.

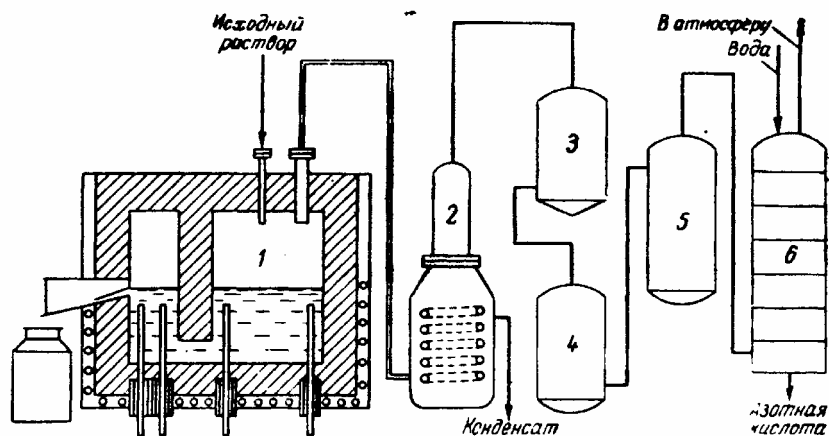


Рис. 5. Схема установки для одностадийного остекловывания

ОТХОДОВ:

1 — электропечь; 2 — барботер-конденсатор; 3 — фильтр грубой очистки; 4 — фильтр тонкой очистки; 5 — колонка с пиролузитом; 6 — абсорбционная колонка

Для увеличения надежности хранения отвержденных стеклопродуктов высоко радиоактивных отходов существуют различные способы:

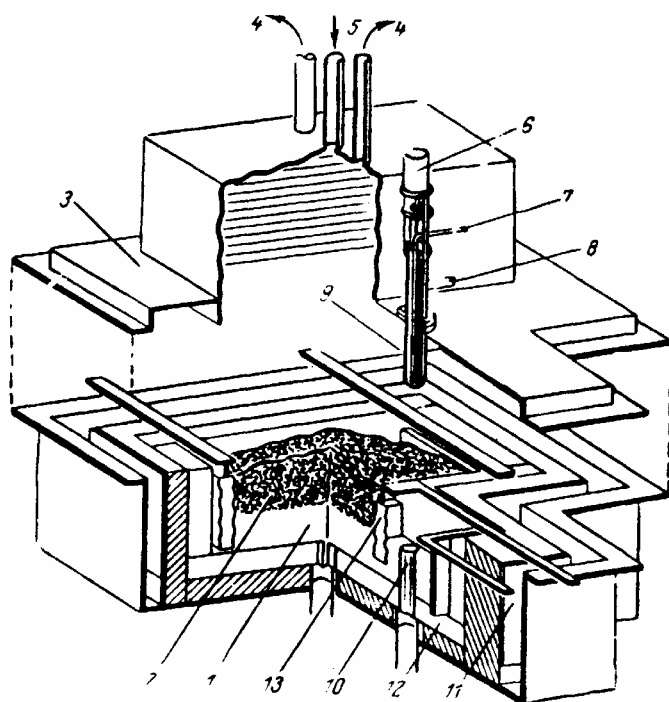
- использование кольцевых контейнеров для хранения стекла или контейнеров с металлическими перегородками, что повышает теплопроводность продукта и снижает температуру в центральной части контейнера
- проведение контролируемой кристаллизации стекла для превращения его в стеклокерамику специальной термообработкой продукта
- включение небольших частиц стекла в металлические матрицы, например, на основе свинца.

3.2 Ядерная керамика.

Наряду с остекловыванием ВАО развивают и другие методы отверждения отходов, предназначенные для получения термодинамически более стойких, чем стекло, способных сохранять длительное время механическую прочность и химическую стойкость. К таким новым формам отходов относятся стеклокерамика, керметы, витромет и различные виды минералоподобной керамики - суперкальцинаты, синрок, и др. Термитным способом и методом прессования при высокой температуре и давлении неорганических ионообменных материалов с адсорбированными из раствора ВАО радионуклидами получают высокопрочные керамические продукты. Для повышения безопасности хранения гранул кальцината или шариков стекла предлагают включать их в различные матрицы или покрывать оболочками из пиролитического углерода, металла, карбида кремния.

Идея, заложенная в основу иммобилизации различных радиоактивных отходов в керамику, основана на использовании устойчивых в земной коре минералов, основная масса которых достаточно хорошо изучена. При получении керамической формы используется прессование при высокой температуре кальцинатов отходов, при котором происходит синтез кристаллических соединений. Ионы радионуклидов включаются в кристаллическую решетку в виде твердых растворов и термодинамически стабильны в условиях захоронения. При иммобилизации отходов в однофазные керамики в качестве матриц применяют радиологически инертные материалы: кремнезем, глинозем, α-кварц, муллит, рутил, поллучит, цеолит, полевои шпат, апатит, сфен и др.

Как альтернатива стеклу, разработана концепция **многофазной** керамической формы, получаемой путем горячего прессования кальцинированных отходов с химическими добавками. Используются керамики, варьирующейся сложности и с желаемой стойкостью для включения отходов с различающимися свойствами и составом. С 80-х годов пристальное внимание уделяется включению высокоактивных отходов, содержащих трансурановые редкоземельные элементы, в титановую керамику. Во всех случаях главным компонентом является TiO_2 с меньшими количествами других оксидов (обычно комбинация CaO , ZrO_2 , Al_2O_3 и BaO), добавляемых для поддержания кристаллизации фаз, включающих радиоактивные элементы. Широкое распространение получила высокостойкая многофазная керамика, получившая название «синрок» (дословно - искусственная скала). Основными кристаллическими фазами этой керамики, включающими радиоактивные элементы, являются голландит ($Ba_{1,14}Al_{2,28}Ti_{5,71}O_{16}$ гексагональной структуры), перовскит ($CaTiO_3$ с примесями Nb, Th, Fe, Na, Sr, Al, моноклинной (псевдокубической) сингонии и каркасной структуры), цирконолит ($Ca(Zr,U)(Ti,Al)_2O_7$ моноклинной сингонии) и сфен ($CaTiSiO_5$ островной структуры). Керамические формы при плотности 4 г/см^3 позволяют включать в них до 50-65% отходов по массе, что значительно больше, чем стекло. Относительная кристаллохимическая изменчивость керамических форм отходов позволяет составлять керамики наилучшего состава. Более того, керамики допускают гибкость в отношении композиционных изменений в одном потоке отходов. Гидротермальная и радиационная стойкость отдельных минеральных фаз обеспечивают долговременную стойкость керамической формы отходов.



м—длина; 0,89 м — высота)

Схема керамической плавильной печи приведена на **Рис.6**.

3.3 Битумирование отходов.

Концентраты, полученные в результате очистки средне и низкоактивных РАО и представляющие собой шламы после фильтрации и химической обработки, отработавшие ионообменные смолы, кубовые остатки после упаривания, отверждаются с помощью методов битумирования, цементирования и полимеризации.

Битумирование представляет собой один из перспективных способов отверждения. Битумы привлекают внимание такими положительными качествами, как непроницаемость,

керамической формы отходов. Так, в отношении выщелачиваемости актиноидов керамика синрок на несколько порядков величины более стойкая, чем боросиликатное стекло.

Отверждение трансплутониевых редкоземельных элементов иногда проводят в **однофазную** керамику и металлокерамику (например, в керамику, из диоксида циркония стабилизированного оксидами).

Рис. 6 Схема керамической плавильной печи: 1 — расплав стекла; 2 — порция порошкообразного материала; 3—крышка контейнера плавителя; 4 — вывод газа; 5 — ввод кальцината и стеклофритты; 6 — цилиндр, регулирующий положение пробки; 7, 8 — ввод и вывод охлаждающей жидкости; 9 — пробка сливного отверстия; 10 — сливная труба; 11 — охлаждающая пластина; 12 — стенка контейнера из тугоплавкой окиси хрома; 13 — электроды (внешние размеры печи: 1,28 м—ширина; 1,36

пластичность, достаточная химическая инертность, невысокая стоимость, незначительное воздействие со стороны микроорганизмов.

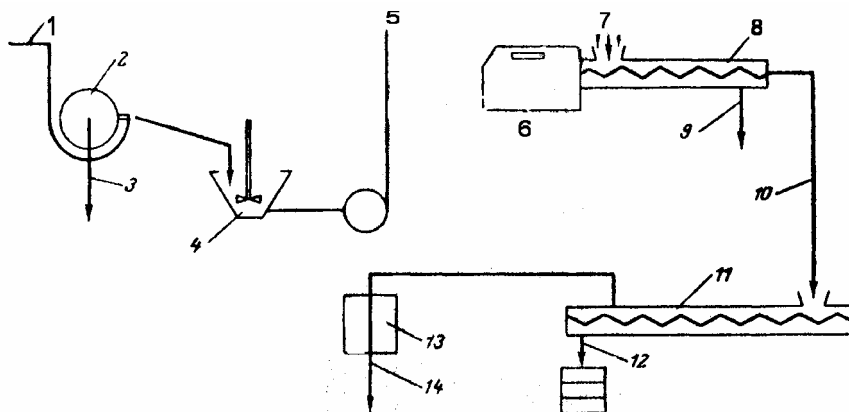


Рис.7. Схема процесса битумирования радиоактивных отходов, применяемого во Франции:

1—шлам, содержащий 90% воды; 2—фильтр; 3—отфильтрованная вода; 4—емкость с мешалкой; 5—шлам, содержащий 50% воды; 6—подача поверхностно-активных веществ; 7—битум; 8—«предварительное покрытие» шлама битумом; 9—отделение воды; 10—битумная масса, содержащая 8% воды; 11—сушка; 12—выход

продукта; 13—конденсатор; 14—сконденсированная вода.

Наряду с достоинствами метод битумирования имеет недостатки, ограничивающие его применение. Горючесть битума (температура воспламенения 400°C) ограничивает возможность включения нитрит-нитратных отходов и требует учитывать возможность пожаров и взрывов. Сравнительно низкая теплопроводность битумных продуктов заставляет уменьшать объемную активность до 1 - 10 Ки/л, хотя чаще концентрирование отходов лимитируется солесодержанием, а не активностью.

Технологические процессы битумирования радиоактивных отходов делятся на три группы. Первая включает процессы предусматривающие смешение жидких и твердых радиоактивных отходов с расплавленным битумом при температуре 160 - 230°C с одновременным выпариванием воды и возгонкой легколетучих составляющих из нагретого слоя битума. Вторая группа включает смешение отходов с битумной эмульсией при нормальной температуре, нагрев полученной смеси для разрушения эмульсии и отгонки воды и легколетучих органических составляющих. Третья группа включает операции смешения шламов, реагентов (поверхностно-активных веществ) и битума, отделения выделяющейся из битумного материала воды с последующим полным обезвоживанием битумной массы (**Рис.7**). Процесс двухстадийный: смешение шламов с битумом и отжим воды; сушка смеси. В этом процессе поверхностно-активные вещества снижают поверхностное натяжение между водой и битумом. Образующаяся битумная эмульсия нестабильна и разрушается, после чего из состава удаляют воду. Радиоактивные битумированные продукты содержат до 50% солей. Конечные операции на всех установках битумирования - затаривание битумной массы, хранение или захоронение контейнеров с продуктами.

В последнее время разрабатывают процессы, в которых битум заменяют искусственными полимерами. Полимеризация протекает без нагревания. Метод полимеризации удобен для фиксации отработавших ионообменников, аппаратура может быть использована та же, что и для битумирования. Сополимерные продукты обладают следующими свойствами: в полиэтилен можно включать не более 40% неорганических отходов; при содержании в полиэтилене до 40% солей самовоспламенение продукта происходит при 440°C, в то время как битумированный продукт с 60%-ным содержанием солей самопроизвольно может возгореться при температуре 330°C; полимерные материалы можно применять для отверждения отходов с большим содержанием нитритов и нитратов. Они обладают хорошей химической стойкостью.

3.4 Цементирование отходов.

Простым процессом отверждения отходов является заключение их в цементы, которое осуществляют смешением кубовых остатков или шламов с цементом. Смесь твердеет в емкостях, и полученные монолитные блоки удаляют на захоронение. Предложены различные варианты изменения составов неорганической матрицы и цементов добавкой различных глин, полимерных материалов и др. (Рис.8).

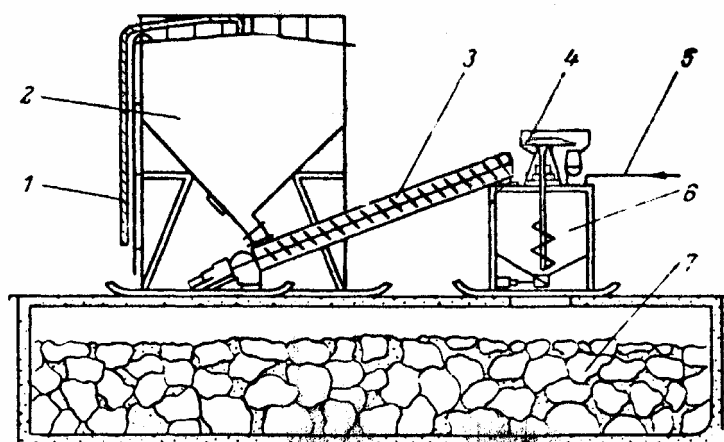


Рис. 8. Схема установки цементирования жидких радиоактивных отходов:

1-труба для загрузки цемента; 2 - бункер с цементом 3- питатель-транспортер цемента; 4 - привод смесителя; 5-подача жидких отходов; 6 - смеситель; 7-могильник твердых радиоактивных отходов

Технологический цикл, включает выделение радионуклидов из жидких отходов, с локализацией токсичных концентратов в минимальном объеме. При этом существенное внимание уделяют удалению балластных (нерадиоактивных) солей, что в свою очередь уменьшает затраты материалов при цементировании. Для получения механически- и коррозионностойких цементированных форм отходов, содержание как солей, так и нуклидов в бетоне не должно превышать определенной величины. Например, согласно нормативным документам России (СПОРО-85) на цементирование направляют жидкие радиоактивные отходы с содержанием не более 200 г/л и с удельной активностью не более 10^{-4} Ки/л.

Сравнение разных способов отверждения САО или НАО показывают, что все три типа матриц (битум, полимеры, цемент) являются монолитными без остатков свободной воды. Цемент и полимеры более прочные вещества, их прочность определяется соответственно значениями 300 - 600 и 2000 кгс/см², битум пластичен. Поэтому для битума требуется обязательная заливка в бочки, тогда как блоки из цемента и полимеров можно хранить без дополнительной упаковки. Однако в связи со значительной выщелачиваемостью, наблюдаемой у цемента, его хранение требует обеспечения гидроизоляции. Цемент и полимеры обладают более высокой радиационной стойкостью. Битум при облучении $>10^6$ Дж/кг становится хрупким. Цемент огнестоек, полимеры горючи и частично разрушаются в огне, битум плавится и воспламеняется.

3.5 Критерии выбора стекла и керамики для иммобилизации радиоактивных отходов.

- 1) Преимуществом остеклованной формы является одноэтапность технологического режима приготовления. Энергоемкость и сложность технологии керамики делает ее приготовление более дорогостоящим. Однако высокая степень включения отходов в керамику, превышающая таковую для стекла в 3 раза оставляет вопрос об экономичности всего процесса, включая захоронение, открытым.
- 2) Достоинством керамики является ее термодинамическая стабильность и более высокая гидротермальная и радиационная стойкость, особенно в отношении актинидов. Однако использование керамики в качестве формы отходов ограничивается их составом, например, в отношении содержания кремния из-за образования стеклофазы, и небольшим числом кристаллических структур, способных адаптироваться к композиционным изменениям.



Стекло менее чувствительно к изменению состава в потоках отходов. Так, боросиликатное стекло допускает изменения в содержании Fe, Al, Mn, Ca и Ni в 2 - 3 раза без значительного снижения выщелачиваемости. Перспективна стеклокерамическая форма отходов, позволяющая понизить температуру отверждения, повысить гибкость формы к изменениям в составе отходов, сохранив при этом высокую стойкость.

Рис.9. Этот стеклянный диск имитирует количество остеклованных отходов, образовавшихся в течение времени жизни одного человека, если вся потребляемая им электроэнергия производилась ядерной энергетикой.

- 4) Несмотря на то, что керамика превосходит стекло в отношении термической и механической стабильности, эти показатели стекла достаточно высоки, чтобы оно было приемлемой формой для безопасного включения радионуклидов.

Для разных радионуклидов оптимальными являются различные формы отверждения. Так, в отношении цезия лучшими характеристиками обладает стекло с высоким содержанием кремнезема, а урана – керамика. Цементы лучше удерживают кремний, а стеклокерамика – кальций. Применение простого и дешевого метода отверждения отходов – цементирования ограничено иммобилизацией отходов удельной активностью до $3,7 \cdot 10^6$ Бк/кг.

Стеклование отходов существенно уменьшает объем отходов, которые в расчете на одного человека сравнительно малы (см. **Рис.9**).

4. ЗАХОРОНЕНИЕ ОТХОДОВ

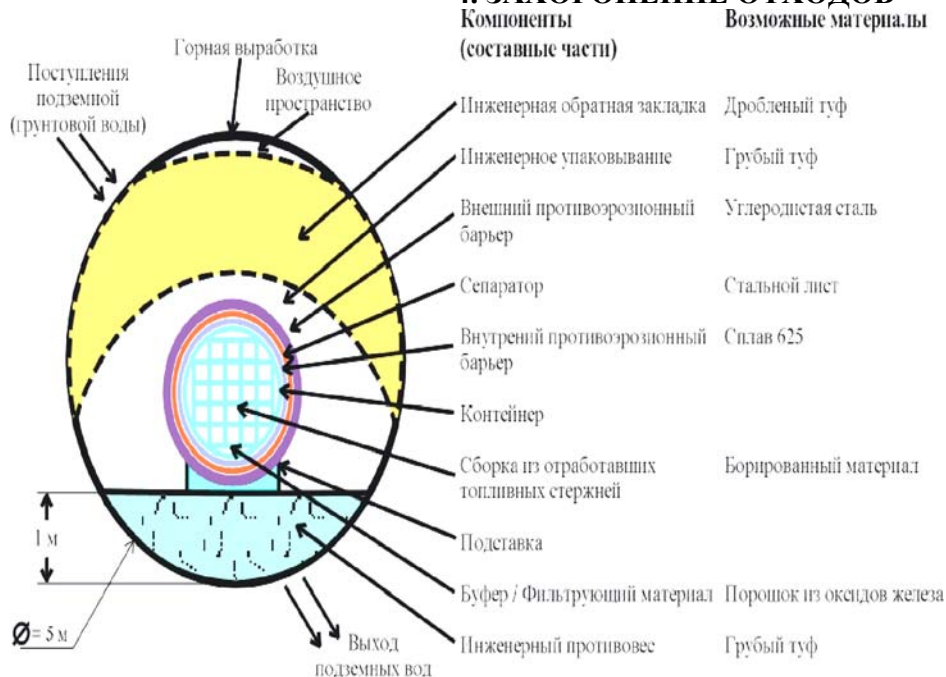


Рис.10. Схема захоронения ОЯТ и высокорadioактивных РАО.

В концепцию окончательного захоронения РАО заложены два принципа (**Рис.10**):

- Связывание радиоэлементов в соответствующих матрицах и окружение их постоянными барьерами для удержания (контейнеры и транспортная тара)
- Контроль за любой возможной утечкой остаточной радиоактивности в окружающую среду. Это достигается путем тщательного выбора геологической вмещающей среды и благодаря

надлежащим образом спроектированным установкам для захоронения. Барьеры захоронения предназначены для сведения к минимуму уровня радиоактивности, достигающего биосферы.

Основой комплексного подхода к локализации отходов является концепция создания многобарьерной системы их изоляции (Рис.11).

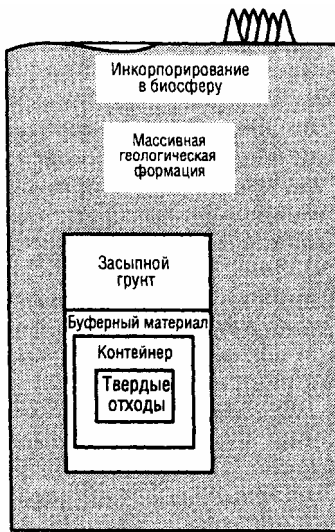


Рис.11. Многобарьерная система изоляции радиоактивных отходов

Включенные в матрицу отходы герметически упаковывают в металлические контейнеры и помещают в скважины, пробуренные в геологической породе, т.е. матрица и геологическая формация являются основными компонентами системы. Дополнительными барьерами против загрязнения среды радионуклидами служат металлический контейнер (как правило, из нержавеющей стали) и его защитное покрытие из коррозионно-стойких материалов (стали, титановые или никелевые сплавы), а также материал засыпки или наполнителя, располагаемый между контейнером с отходами и основной породой хранилища. Материал засыпки, в качестве которой часто используют глину (например, бентонит) и ее смеси с другими материалами, служит сорбирующей средой и способствует передаче тепла и нагрузки.

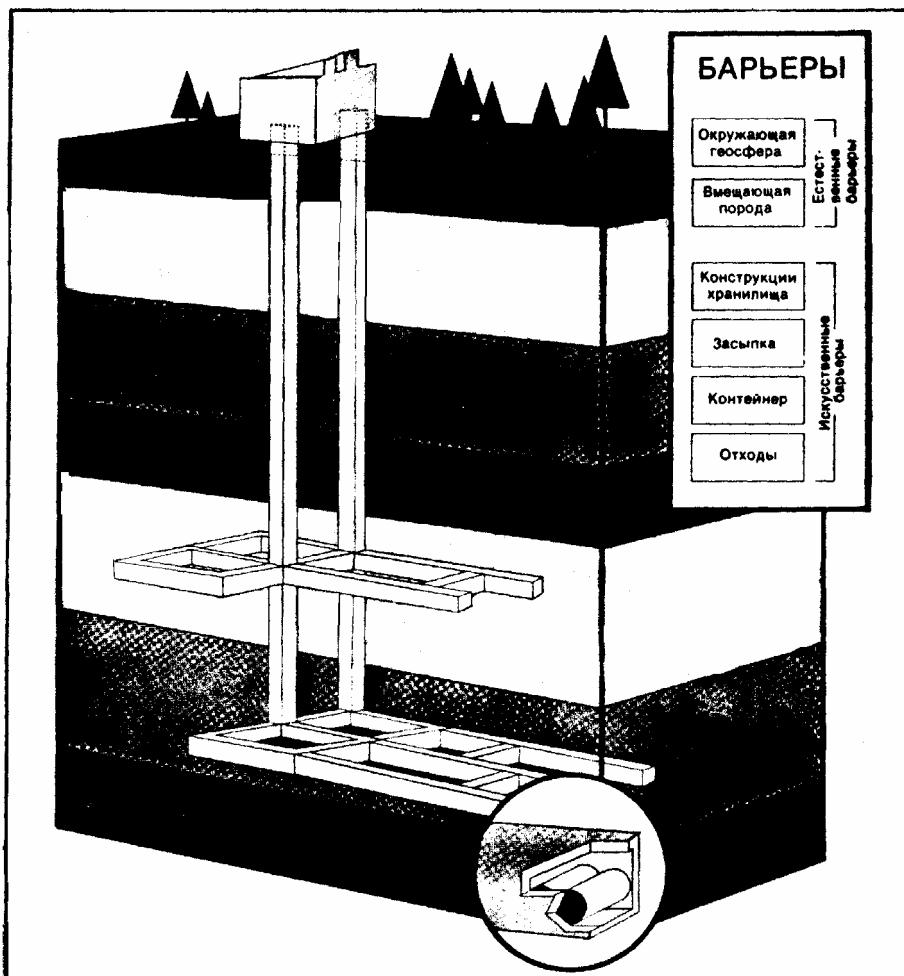


Рис. 12. Многобарьерная концепция глубинного захоронения.

Компоненты многобарьерной системы должны обладать свойствами, обеспечивающими безопасное и надежное длительное хранение радиоактивных отходов, и быть увязанными между собой (Рис.12). Совместимости компонентов способствует подбор состава смеси засыпного и буферного материалов, необходимого для поддержания химических условий, обуславливающих скорость водного транспорта в системе. Сохранность многобарьерной системы изоляции рассчитана на 1000 лет.

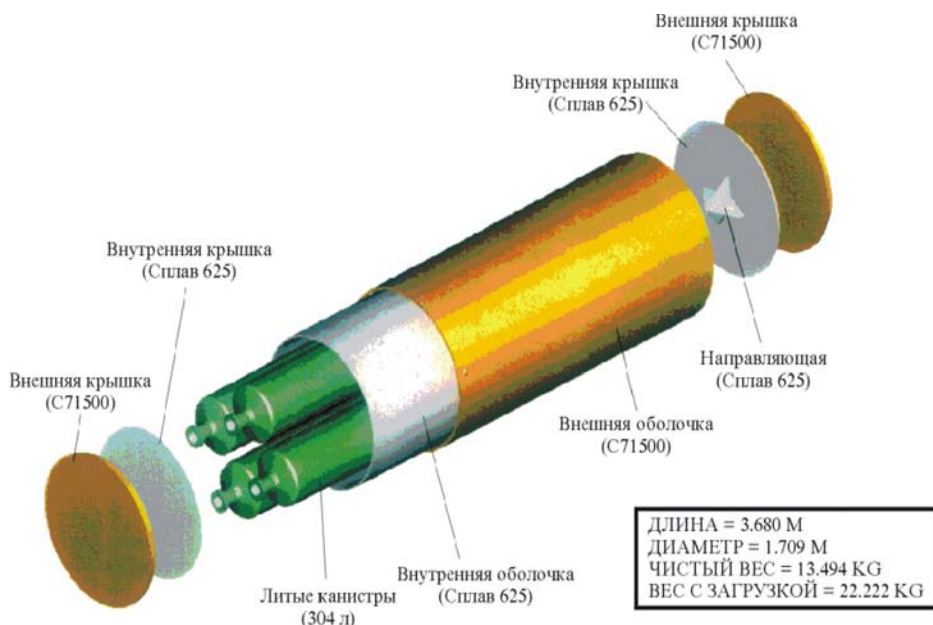
В ходе эксплуатации хранилища, непрерывно проводится радиометрический мониторинг с целью оценки

безопасности приповерхностного захоронения твердых и отвержденных радиоактивных отходов.

Анализ риска включает моделирование процессов распространения радионуклидов из хранилищ с помощью персональных компьютеров. При этом проводятся расчеты децентрализации радионуклидов из хранилища по следующим основным механизмам:

-Диффузия радионуклидов через защитные барьеры с естественной влагой (в случае полной сохранности защитных свойств экранов и стен хранилищ)

-Диффузионно-конвективный перенос радионуклидов с потоками осадков (аварийная ситуация - частичное разрушение верхнего перекрытия)



Контейнер для высокоактивных отходов

-Свободное просачивание дождевых и талых вод через разрушенные верхний и нижний защитные экраны

-Диффузионно-конвективный перенос через нижний защитный (в случае выхода из строя дренажной системы, поднятия грунтовых вод и подтопления хранилища).

Рис.13. Контейнер для высокоактивных отходов

Как уже упоминалось, в многобарьерной системе изоляции радиоактивных отходов при захоронении в глубокозалегающие

слабопроницаемые горные породы существенное значение имеют инженерные барьеры. К инженерным барьерам относят упаковки РАО, материалы герметизирующей и гидроизолирующей засыпки, забивки и элементов конструкций хранилища. Удерживающая способность отдельных элементов барьерных материалов относительно радионуклидов после нарушения герметичности упаковок в процессе постепенной деградации хранилища и возникновения контакта отвержденных отходов с подземными водами в существенной степени определяется их сорбционной способностью. Поэтому, в рамках оценки экологического риска хранилища, в лабораторных условиях изучают сорбционные способности ряда компонентов возможных инженерных барьеров, в частности, продуктов коррозии стали, цемента, кварцевого песка, образцов каолиновых и монтмориллонитовых глин относительно радионуклидов цезия-137, стронция-90, америция-241, плутония-238, нептуния-237 из водных растворов, насыщенных относительно твердой фазы. При этом добиваются, чтобы компоненты деградированных инженерных барьеров обладали достаточно значимой величиной удерживающей способности относительно радионуклидов.

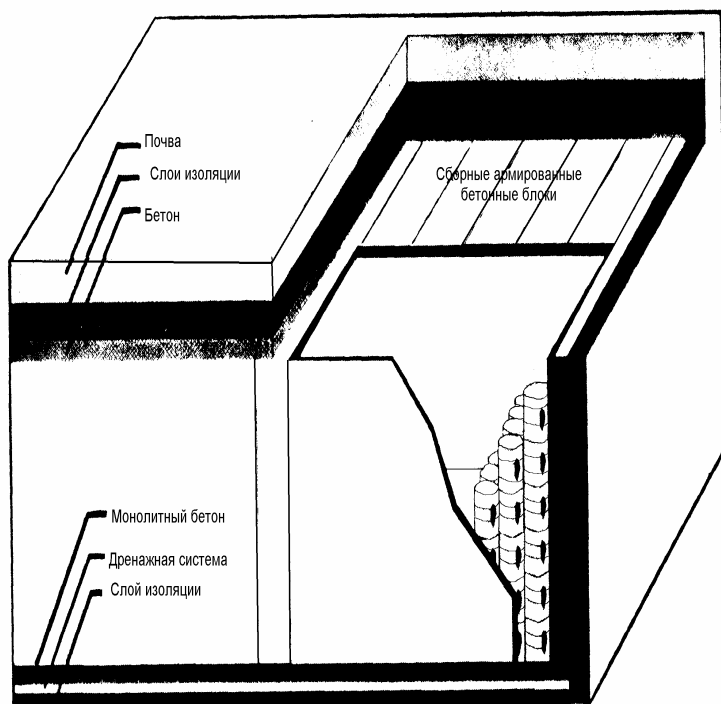
4.1 Захоронение отходов низкого уровня активности

Отходы, в которых содержатся радиоизотопы с коротким периодом полураспада и которые обладают радиоактивностью низкого и среднего уровней, нуждаются в изоляции от биосферы на ограниченный период времени из-за быстрого распада радиоактивности. Защита от воздействия воды достигается системой физических барьеров и размещением на достаточной высоте над уровнем подземных вод (Рис.14).

Защита от случайного вмешательства человека гарантируется надзором за площадкой, которая остается под правительственным контролем в течение соответствующего периода времени. Для изоляции отходов среднего и низкого уровней активности можно ограничиться

приповерхностным захоронением. Отходы с уровнем активности ниже регламентируемых значений удаляют в окружающую среду без очистки.

Некоторые государства вследствие отсутствия приемлемых мест приповерхностного захоронения или по причинам национальной политики осуществляют захоронение отходов низкого и среднего уровней активности на гораздо больших глубинах.



окончательного захоронения радиоактивных эксплуатационных отходов сооружена в скальных пустотах на глубине приблизительно 60 м ниже морского дна с доступом с земли. Она предназначена для захоронения всех короткоживущих отходов низкого и промежуточного уровней активности из 12 шведских энергетических реакторов, а также отходов пользователей радиоактивных материалов в секторах медицины, промышленности и при проведении исследований.

Рис. 14. Разрез установки для захоронения отходов низкого уровня в Дуковани, Чешская Республика

4.2 Подземное захоронение жидких РАО

В России в трех местах продолжается закачка жидких РАО под землю. Это происходит на производственных площадках

Красноярска-26 (Железногорск), Томск-7 (Северск) и в районе Димитровграда на полигоне НИИАР. Этому способствует тот факт, что большинство радиохимических заводов располагается на геологических формациях, удовлетворяющих требованиям изоляции РАО. Закачка средне- и низкоактивных жидких отходов в глубоко залегающие геологические формации происходит под

давлением на глубину в 260-450 м метров. Существуют так же полигоны глубинного захоронения (до 1500 м), а так же двух ярусные полигоны (Рис.15): на глубине 160-300 м для низкоактивных отходов и на глубине 400-500 м для средне- и высокоактивных отходов.

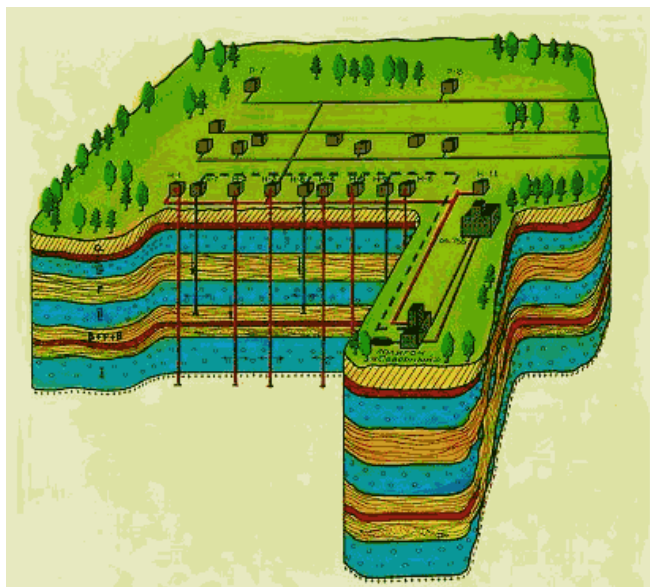
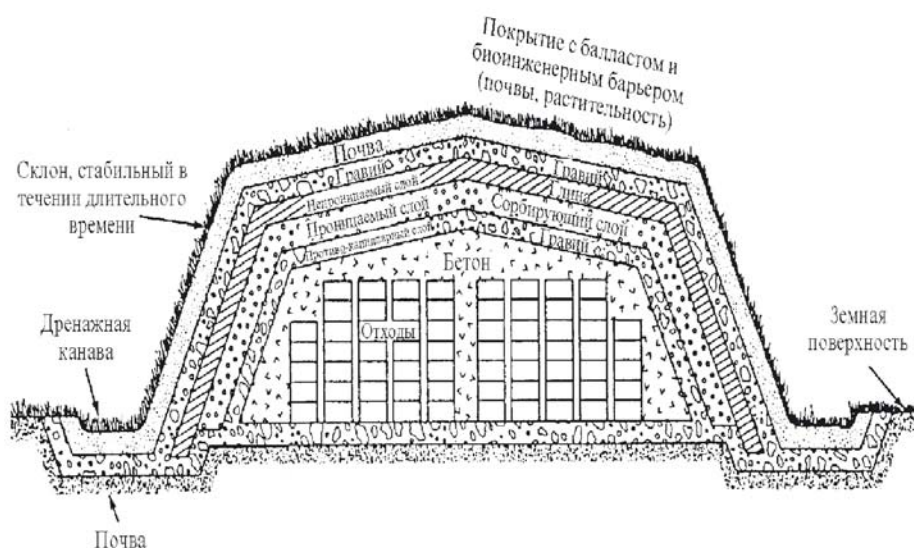


Рис.15. Разрез полигона «Северный» по захоронению жидких РАО в пласты-коллекторы на ГХК (Красноярский край)

Общей западной границей красноярского полигона является вертикальная плоскость тектонического разлома, породы кристаллического фундамента по которой смещены по вертикали до 320 м, а пластичные слои глинистых водоупоров вытянуты вертикально, образуя тектонический экран, разобщающий подземные

Инженерные сорбирующие водопоглощающие и водоотводящие барьеры в разрезе курганного могильника низко-среднеактивных отходов



хранилища ЖРО в I и II горизонтах от русла Енисея на протяжении 20-25 км.

Рис.16. Схема курганного могильника РАО

Средне- и высокоактивные РАО, а также отработанные органические вещества (радионуклидный состав жидких отходов ГХК представлен в Табл.2), подаются на полигон глубинного удаления через станцию подготовки. При этом жидкие отходы закачиваются в несколько десятков скважин. В большинстве скважин

после закачки отходов наблюдается значительное повышение температуры (до 160°C), и для ее снижения применяются специальные меры. Некоторые полигоны представляют собой систему не только нагнетательных, но и разгрузочных скважин (закачка РАО сопровождается откачкой пластовых вод). Захоронения осуществляются поэтапно, два раза в год.

Считается, что такое захоронение не представляет опасности для среды обитания в обозримом будущем (порядка 1000 лет). Обычно такие отходы представляют собой смесь различных веществ, часть которых радиоактивна. В каждом хранилище таких отходов пойдут собственные процессы, будь то подземный горизонт, поверхностный водоем или искусственная емкость или даже отдельная скважина. Наблюдения вокруг скважин показывают: время от времени то тут, то там, по мере закачки РАО под землю, поднимается температура в горных породах, причем на десятки градусов. Данные свидетельствуют о периодическом мощном разогревании недр под влиянием закачки РАО до 150-160°C.

Табл.2. Состав отходов, удаляемых в подземные хранилища полигона «Северный».

Компоненты	Азотнокислые (BAO)	Щелочные (CAO)	(HAO)
Радионуклиды, Бк/л (Ки/л)			
Sr-90	(7,4-11,1) 10 ¹⁰ (2-3)	1,8 10 ⁷ (5 10 ⁻⁴)	1,1 10 ⁵ (3 10 ⁻⁶)
Cs-137	1,1 10 ¹⁰ (0,3)	(0,37-1,48) 10 ¹⁰ (0,1-0,4)	1,5 10 ⁵ (4 10 ⁻⁶)
Ce-144	2,8 10 ¹¹ (7,5)	3,7 10 ⁹ -	3,7 10 ⁴ (10 ⁻⁶)
Ru-106	3,7 10 ¹⁰ (1,0)	3,7 10 ⁴ (0,1)	10 ⁻⁶
Суммарная бета-активность	(11-78) 10 ¹⁰ (3-21)	3,7 10 ⁸ - 2 10 ¹⁰ (0,01-0,5)	7 10 ⁴ - 1,8 10 ⁶ (2 10 ⁻⁶ - 5 10 ⁻⁵)
Трансурановые элементы, мкг/л			
Pu-239	100-500	10-30	<1
Am-241	170	-	-
Np-237	400	-	-
Th-232	200-300	-	-

Усиленный траншейный могильник для низко- и среднеактивных отходов

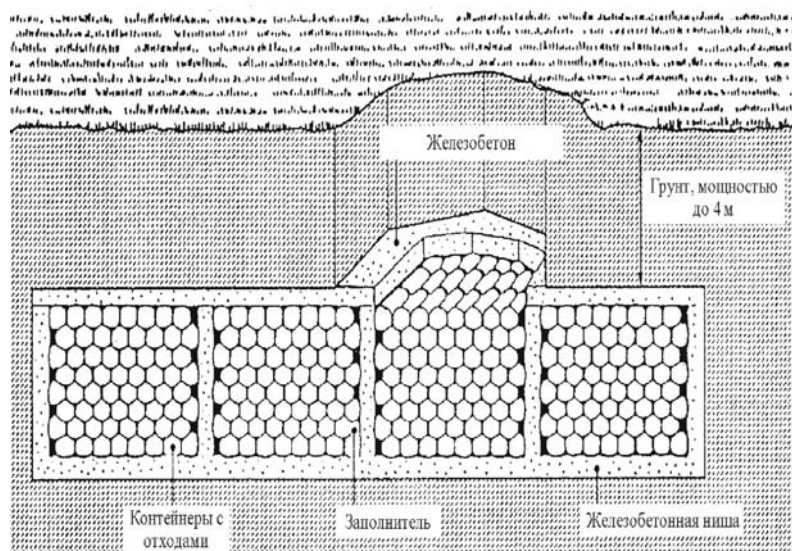


Рис.17. Траншейный могильник РАО.

Весьма опасным является возможное сепарирование и концентрирование делящихся радионуклидов в компактных геологических структурах с образованием критической массы и, следовательно, возникновением самопроизвольной цепной реакции. Напомним, что критическая масса плутония-239 в виде растворенных в воде солей составляет 0,5 кг, а у некоторых трансурановых элементов, присутствующих в РАО она существенно ниже.

Требования к месту надежного на тысячелетия захоронения жидких РАО очень жесткие: горные породы не должны быть трещиноватые, не должны содержать воду и т.д. Найти такое место в стране достаточно трудно.

На некоторых комбинатах и НИИ после временного хранения некоторая часть жидких РАО транспортируются в региональные пункты захоронения НПО "Радон".

4.3 Захоронение отходов высокого уровня активности и отработавшего топлива

Оценки возможной опасности для биосферы Земли показали, что время полной изоляции ВАО, содержащих актиниды, должно приближаться к миллиону лет. Поэтому захоронение отходов сопряжено не только с преодолением технических трудностей долговременной изоляции ВАО в условиях непрерывного рассеяния тепла, генерируемого радиоактивным распадом, с учетом возможных климатических и геологических изменений, но и с долгосрочной социальной ответственностью перед будущими поколениями.

Для удаления радиоактивных отходов было предложено несколько концепций: захоронение в континентальные геологические формации, захоронение под или на дно океана, захоронение в ледниковые зоны, удаление за пределы Земли, ядерное превращение (транс-мутация) актинидной фракции ВАО в стабильные или короткоживущие радионуклиды.

Захоронение отходов в осадочные наслоения и скальные пласты под дном океана осуществимо в двух вариантах: путем подводного бурения полостей для размещения контейнеров на определенных расстояниях, необходимых для рассеяния тепла, с последующим запечатыванием поверхности породы над скважиной или путем организации свободного падения контейнера обтекаемой формы от поверхности воды, когда развиваемая скорость обеспечивает проникновение в дно на глубину до 50 м. Более дешевым способом могло бы стать захоронение на дно океана, реализуемое простым погружением герметических контейнеров с отверженными отходами, стойкими к выщелачиванию. Однако такой метод не применим на практике из-за неизученности процессов в глубинах океана.

Существует два варианта захоронения отходов высокого уровня активности и отработавшего топлива:

- отработавшее топливо может быть захоронено в виде отходов после хранения, достаточного для распада короткоживущих нуклидов

- топливо может быть переработано с целью извлечения урана и плутония с последующим кондиционированием и захоронением образующихся при этом отходов высокого уровня активности

Схема хранения и захоронения радиоактивных отходов в Швеции

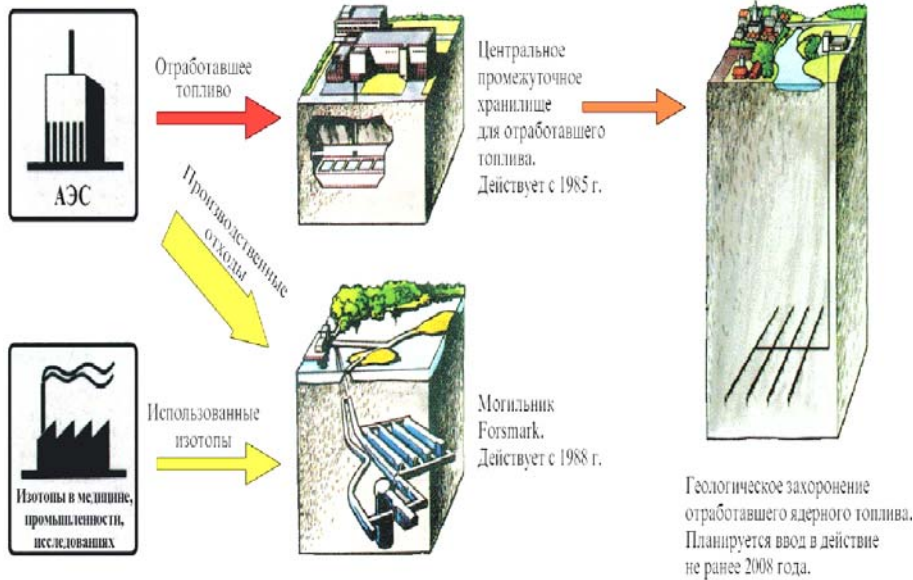
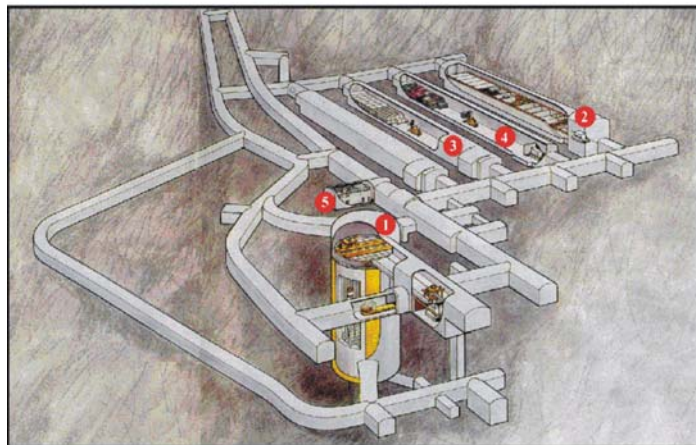


Рис.18. Основные этапы захоронения и хранения РАО в Швеции

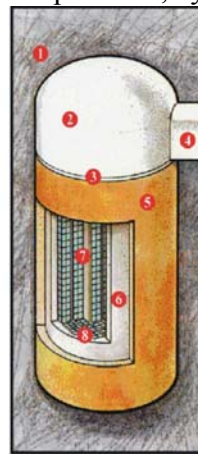
В современных условиях наиболее перспективным способом захоронения отходов является размещение их под землей в глубинах устойчивых геологических формаций, которые существуют достаточно стабильно на протяжении миллионов лет. Пригодными являются такие формации, как соляные залежи, безводный гипс, осадочные породы -

сланцы и глины, кристаллические горные породы типа гранитов, вулканические породы.

1. Цилиндрическая камера для размещения наиболее радиологически опасных среднеактивных отходов
2. Камера с ячейками для размещения среднеактивных отходов, способных выделять газы
3. Камера для размещения среднеактивных отходов в бетонных контейнерах
4. Камера для размещения низкоактивных отходов в грузовых контейнерах
5. Диспетчерский пункт.



Могилиник Forsmark (Швеция) и схема камеры для наиболее опасных среднеактивных отходов



1. Коренные породы
- 2,4. Буферный материал
3. Бетонная плита
5. Буферный материал (бентонит)
6. Железобетонный цилиндр
7. Вертикальные перегородки камер
8. Контейнеры.

Рис.19. Могилиник РАО в Швеции

В России отдают предпочтение участкам, сложенным водоупорными глинистыми породами, поскольку глина обладает высокой способностью сорбировать радионуклиды и рассеивать тепло, генерируемое при радиоактивном распаде внутри формы отходов. При поиске места захоронения ВАО проводят комплексное определение характеристик региона захоронения в отношении

геологии, гидрогеологии, водосодержания и изоляции от подземных циркулирующих вод, определения пластичности, теплопроводности, сорбционной способности и емкости к радионуклидам вмещающей породы, пределов сохранения или изменения физико-химических ее свойств под действием тепловых нагрузок. К важным критериям относятся также сейсмичность района, возможные трассы утечек активности к поверхности, климатические изменения, характер взаимодействия окружающей породы с материалом контейнера и отходами, возможность

разработок минеральных месторождений в отдаленном будущем. Проектирование и строительство хранилищ на выбранной площадке требует получения информации об оптимальной глубине хранилища, порядке, частоте и геометрии размещения контейнеров с отходами, расстояниях между скважинами или колодцами, поведении заполненных контейнерами с отходами и запечатанных скважин.

Объемная модель геологического хранилища, г. Юкка

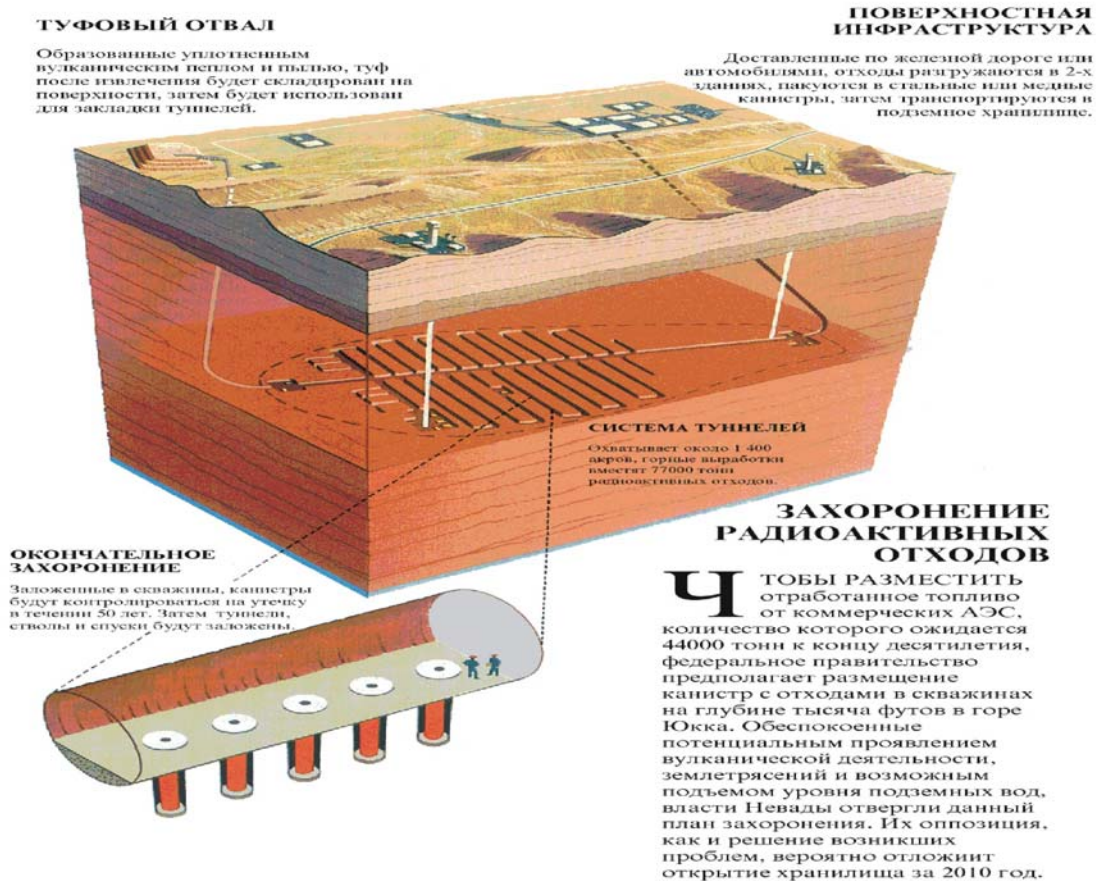


Рис.20. Геологический могильник РАО в США.

При создании хранилищ отвержденных радиоактивных отходов в геологических формациях необходимо создание условий максимальной локализации радионуклидов в пределах хранилища. С этой целью предусматривается многобарьерная защита биосферы от попадания радионуклидов.

При этом предусматривается получение радионуклидов в твердой стойкой форме, распределение их в прочной матрице, стеклообразной или керамической, заключение ее в контейнер из нержавеющей стали, размещение в скважине, облицованной защитным материалом, окружение скважины специальными глинами типа бентонитов и, наконец, замуровывание хранилища в устойчивые геологические формации, в которой устроено хранилище. В хранилищах отвержденных отходов важным элементом защиты является инженерный барьер, который создается между отходами и стенками хранилища и призван удерживать радионуклиды при их делокализации из отвержденных РАО. Наиболее перспективным барьерным материалом считаются модифицированные бентонитные глины, удачно сочетающие в себе гидроизолирующие и сорбционные свойства относительно долгоживущих продуктов деления: стронция-90 и цезия-137.

Глубинное геологическое захоронение с использованием системы искусственных и естественных барьеров для изоляции отходов является предпочтительным методом для захоронения отходов высокого уровня активности и отработавшего ядерного топлива. Чтобы

гарантировать защиту в течение периодов геологических масштабов времени, основным решением, направленным против вмешательства человека и риска попадания воды, является размещение долгоживущих отходов на глубине несколько сот метров в стабильной геологической формации. Определены различные типы предпочтительных геологических формаций, включая базальт, гранит, скальные породы типа порфитов, каменную соль, вулканический туф и глину. Геологические среды, где будут располагаться места захоронения отходов высокого уровня активности, должны сохранять свои способности изолирования в течение тысяч лет (подобно солевым формациям), а также быть эффективными в отношении замедления попадания радионуклидов в атмосферу.

Схемы различных траншей Ла-Манского пункта захоронения. Франция

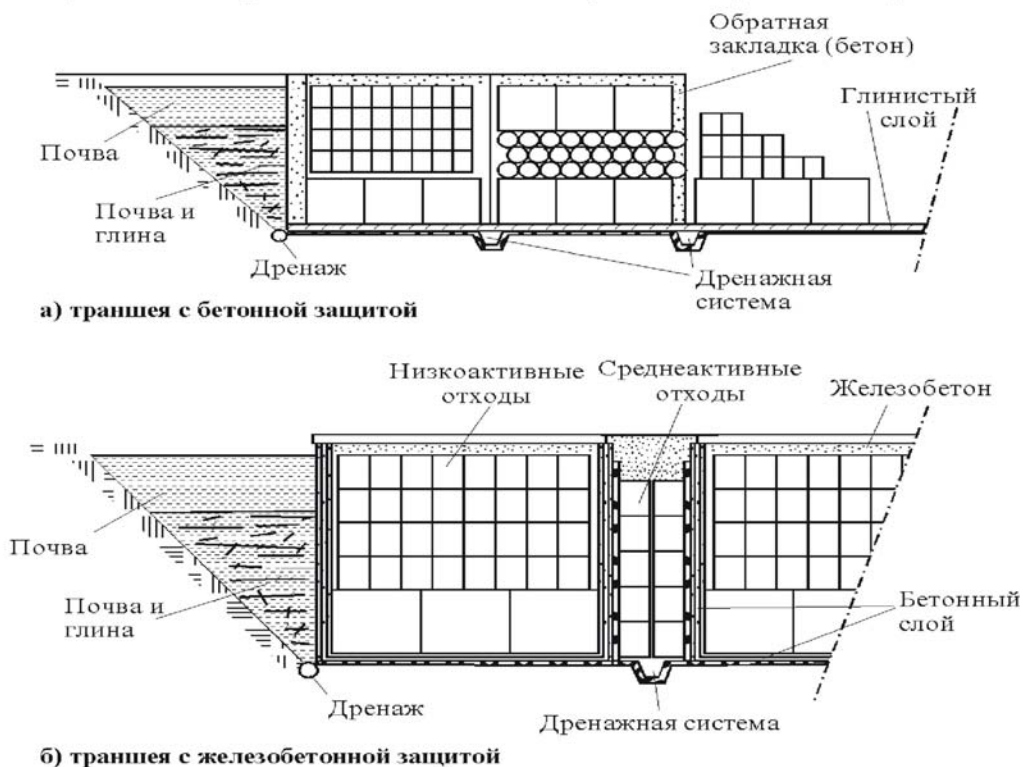


Рис.21. Пункт захоронения РАО во Франции.

Установки для хранения состоят из нескольких слоев защиты в форме искусственных и естественных барьеров, которые изолируют радиоактивные вещества от окружающей среды. Твердые отходы герметично помещают в коррозионо-устойчивые металлические или керамические контейнеры, чтобы предотвратить попадание влаги на остеклованные отходы высокого уровня активности или отработавшее топливо. Это важно, т.к. основным путем, по которому радионуклиды из места захоронения могут попасть в окружающую среду, является перемещение с водой.

Естественные барьеры образуют последовательные слои защиты. При помещении контейнеров в скальную породу тепло от них высушит любую влагу, присутствующую в окружающей массе породы. Через 1000 лет установка для захоронения все еще будет препятствовать утечке радионуклидов. Если же часть радиоактивных веществ все же растворится в грунтовых водах и начнет движение сквозь породу, поглощение в цеолитах или других адсорбционноактивных природных минералах будет задерживать движение радионуклидов.

В Швейцарии остеклованные отходы после переработке ОЯТ во Франции будут помещены в стальные контейнеры с толщиной стенок 30 см, а те, в свою очередь, в оболочку из бентонита толщиной более чем 1 м. Все это должно быть помещено в кристаллические горные породы на

глубину более 1000 м. Предполагается, что в таком виде будет обеспечена безопасность хранения РАО на протяжении 100 тыс лет. Расчетная стоимость этого захоронения около 3 млрд долларов.

Определяли целесообразность утилизации тепла, выделяющегося при распаде радионуклидов, содержащихся в отверженных радиоактивных отходах. В США разработан проект, по которому предполагают получать пар низкого давления за счет выделяющихся при хранении тепла отверженных высокоактивных отходов, причем в качестве исходного показателя принято, что тепловыделение отходов составляет 300 Вт/л. По предварительным оценкам экономически выгодно использовать тепло, выделяющееся при хранении контейнеров с отходами.

4.4 Природные аналоги хранилищ радиоактивных отходов

В природе есть много примеров радиоактивных веществ, которые были эффективно изолированы в течение исключительно длительных периодов времени, и это может быть использовано для демонстрации принципиальной осуществимости геологического удержания радиоактивных отходов.

Специалисты указывают на пример спонтанной ядерной цепной реакции, которая возникла около 2000 миллионов лет назад в богатом урановом месторождении в Окло (Габон, Западная Африка). Другим примером является очень богатое урановое месторождение недалеко от озера Сигар в Канаде. Естественная цепная реакция привела к образованию того же типа радиоактивных отходов, как и в искусственных ядерных реакторах. Исследования площадок показывают, что большинство продуктов деления и фактически все другие элементы (включая плутоний) переместились на расстояние менее 1,8 м от того места, где они сформировались 20 миллионов столетий назад.

4.5 Коррозионная стойкость отвержденной формы отходов

Свойства отвержденной формы отходов определяются многими факторами, в частности, технологией получения. При хранении они могут претерпевать изменения, например, вследствие радиационных повреждений, микробиологических процессов, расстекловывания и т.д. Основное требование надежности захоронения отходов: скорость годового выноса радионуклидов из трансурановых и высокоактивных форм отходов и их упаковок в хранилище должна быть меньше $1 \cdot 10^{-5}$ общего количества этих радионуклидов в форме.

Количественно охарактеризовать важнейшие свойства отвержденных продуктов возможно на основании данных о скорости выщелачивания, теплопроводности, температуры начала размягчения, кристаллизации и плавления (Табл.3).

Табл. 3. Сравнение свойств отвержденных продуктов

Свойство	Кальцинат	Стекло	Керамика	Кермет	Кальцинат в графитовой матрице
Теплопроводность, кал/(см • с • град)	0,0007	0,002-0,004	0,0007-0,05	0,5-0,05	0,005-0,01
Скорость выщелачивания, г/(см ² .сут)	50—95% по Cs	10^{-5} — 10^{-7}	10^{-5} - 10^{-8}	10^{-5} - 10^{-7}	10^{-4} - 10^{-7}
Верхний предел термич. стабильности, °С	~700	500—900	600-1500	300-1200	600-1500
Верхний предел радиационной стабильности к α -; β -; γ - дозам, рад	$>10^{12}$	$>10^{12}$	$>10^{14}$	$>10^{14}$	$>10^{12}$
Увеличение объема продукта по отношению к объему кальцината, %	—	20-50	20-80	20-100	30-150

Долговременная устойчивость остеклованных отходов связана с их химической стойкостью при взаимодействии с окружающей средой (в первую очередь – с грунтовыми водами) в условиях захоронения. Химическое взаимодействие стекла с водой приводит к образованию на поверхности слоя измененного по составу и микроструктуре материала. Схематическое изображение поперечного сечения поверхностного слоя стекла, проработавшего в водной среде,

представлено на **Рис.22**. Хорошо видны три основные области: внутренняя зона (диффузионный слой), примыкающая к области стекла, не подвергшейся изменению, наружная зона осаждения и зона геля между ними. Эти зоны структурно и/или композиционно отличаются от исходного стекла и образуются в результате взаимосвязанных процессов, добавляемых для поддержания кристаллизации фаз, включающих радиоактивные элементы.

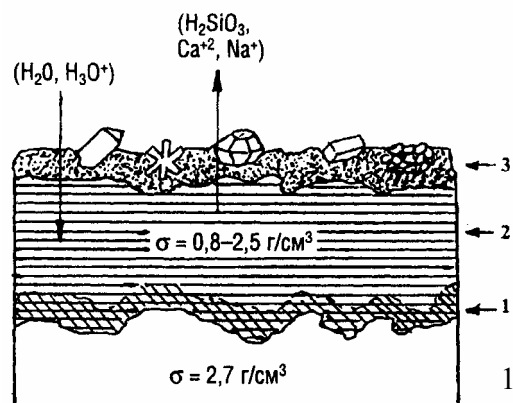


Рис. 22. Поверхностные слои выщелоченного стекла:
1, 2, 3 – диффузионный, гелевый и осажденный слой с аморфными и кристаллическими частицами соответственно

Известны следующие механизмы коррозии стекла.

- 1) Ионный обмен/диффузия. При контакте стекол с водными растворами происходит диффузия воды в матрицу стекла. Этот диффузионный процесс сопровождается реакцией ионного обмена с щелочными ионами. При этом растворимые элементы (Li, Na, В) извлекаются из стекла и заменяются водородом. В результате образуется слой, обедненный щелочью и примыкающий непосредственно к неизменному стеклу (диффузионный слой или зона реакции).
- 2) Гидролиз. Ионный обмен является начальной стадией коррозии, по мере которой увеличивается концентрация гидроксидов в растворе, которые воздействуют на первичные связи Si-O стекла, приводя к разрушению (деполимеризации) его структуры.
- 3) Матричное растворение. Обширный гидролиз частично гидратированного стекла с высвобождением кремния носит название матричного растворения, или растворения решетки (травления). Реакции гидролиза, происходящие в деалкализованном слое, связывают процессы ионного обмена и матричного растворения, при этом происходит трансформация части диффузионного слоя в гель кремнезема. Если скорость ионного обмена равна скорости матричного растворения, то толщина диффузионного субслоя достигает постоянного значения. Высвобождаемое некоторое количество SiO₂, транспортируется через гель в раствор. Слой обедняется мобильными видами веществ. Растворение стекла может быть конгруэнтным, т.е. все компоненты стекла экстрагируются в раствор в тех же отношениях, в каких они присутствуют в исходном стекле. Но чаще растворение решетки стекла происходит неконгруэнтно (селективно), поскольку процесс растворения происходит в слое уже измененного стекла (т.е. в зоне реакции). Кроме того, различают локальное растворение решетки (питтинг), который происходит из-за наличия в материале различных областей гетерогенности (например, фазового разделения, напряжений и других дефектов).
- 4) Конденсация. Природу структурных превращений и свойств стекол может определять реакция конденсации (реполимеризация), связанная с перестройкой частично гидратированных Si-OH с образованием связи Si-O-Si и высвобождением H₂O.
- 5) Сорбция/образование коллоидов. Высвобождение элементов из стекла приводит к изменению состава раствора, в котором могут протекать процессы сорбции и образования коллоидов. Например, присутствующее в растворе железо (как примесь грунтовой воды или продукт коррозии канистры) может образовывать с перешедшим из стекла кремнием Fe-Si-коллоиды. Образующиеся коллоиды влияют на процессы коррозии, изменяя состояние насыщения раствора и pH. Вещества из раствора и стекла могут сорбироваться и удерживаться поверхностным слоем.
- 6) Осаждение. Состав раствора может изменяться вплоть до насыщения его растворенными компонентами стекла, в результате чего они осаждаются на поверхности. Осаждение также может происходить в результате реакции веществ окружающей среды со стеклом или измененным слоем. Осажденный слой возникает около наружной поверхности слоя геля. Он может состоять как из аморфных, так и кристаллических фаз, содержащих элементы стекла и окружающей среды.

- 7) Эрозия происходит вследствие комбинации химических и механических эффектов, которые могут иметь место при очень высокой скорости течения в растворах, содержащих абразивные компоненты.
- 8) Выветривание. При воздействии на стекло среды, содержащей пар или радиоактивные газы, такие, как CO_2 , или при непостоянном (прерывистом) контакте с водой, говорят о механизме выветривания. Этот вид коррозии стекла характерен для природных и старинных стекол, а также для остеклованных отходов открытого хранения. На сохранность застеклованных отходов влияют такие факторы, как
- 1) Время. Кинетику коррозии стекол можно описать уравнением:

$$Q = at^{1/2} + bt,$$

где Q – количество щелочного компонента, экстрагированного из стекла; t – время реакции; a , b – эмпирически определяемые константы, зависящие от состава стекла. Первый член учитывает вклад диффузии в высвобождение щелочных ионов в процессе ионного обмена, второй – вклад растворения решетки стекла в экстракцию щелочных ионов и кремнезема.

- 2) Температура. Поскольку хранилище радиоактивных отходов является термоизолятором, теплота, генерируемая ими в результате радиоактивного распада, ведет к росту температуры канистры. Равновесная температура в хранилище зависит от загрузки отходами, их возраста и теплового содержания, параметров канистр, используемых компонентов системы изоляции, геологии места и времени после захоронения. В течение термального периода, длящегося 300 - 500 лет, температура канистр с отходами может быть достаточно высока: 90 – 250°C. Считается, что 90°C – это максимальная температура на поверхности канистры, содержащей отходы оборонной промышленности. Скорость выноса всех элементов увеличивается с повышением температуры раствора. Так, скорость выщелачивания натрия из боросиликатного стекла при повышении температуры от комнатной, до 280°C увеличивается от 10^{-7} до 10^{-1} г/(см².сут).
- 3) pH – раствора играет критическую роль в определении химической прочности стекол. Между коррозией боросиликатного стекла и pH раствора имеется параболическая зависимость. Минимальное изменение стекла происходит в растворах с pH в интервале 6-8,5, где коррозия контролируется диффузией компонентов. Этот интервал pH свойственен многим грунтовым водам.
- 4) Состав раствора Наиболее вероятными коррозионно-активными флюидами в захоронении являются грунтовые воды, состав которых связан с геологией места захоронения. Изучение выщелачивания остеклованных отходов в силикатном растворе, имитирующем грунтовую воду потенциального хранилища и содержащем силикаты и гидроксиды железа показало, что образованные в нем поверхностные слои имеют большую склонность к растворению по сравнению со слоями, образованными в деионизированной воде.
- 5) Геология захоронения. Глубина выщелачивания стекол, после выдержки в течение года при 90°C в гранитной среде в присутствии бентонита, увеличивается в 5 раз, а в присутствии гранита уменьшается в 2 раза. Ускоряющее воздействие глины ослабевает со временем, приближаясь к значениям для чистой воды. Наличие кальция в грунтовой воде уменьшает вынос многих радионуклидов из стекла из-за замещения кальцием щелочных элементов в структуре стекла.
- 6) Материал упаковки. Металлический контейнер, в который упакована форма отходов, обеспечивает герметичность в течение длительного времени и контролируемое высвобождение радионуклидов после его разрушения, т.е. контейнер является следующим после стекла барьером для выноса радионуклидов в окружающую среду. Такие металлы, как Cu, Sn, Ti не влияют на выщелачиваемость стекла, Al и Pb значительно уменьшают скорость выщелачивания благодаря образованию в поверхностном слое стойких фаз.
- 7) Скорость течения потока. При разработке сценариев хранения в геологическом могильнике радиоактивных отходов нельзя игнорировать вероятность их взаимодействия с протекающей грунтовой водой. Скорость выщелачивания элементов или потери массы стекла в проточных

условиях выше, чем в статических условиях. Увеличение скорости выщелачивания с повышением скорости течения потока имеет тенденцию к снижению и, при высоких скоростях потока становится независимой от скорости течения воды.

8) Отношение площади поверхности стекла к объему выщелачивателя, SA/V. На отношение SA/V в хранилище влияют свойства всех элементов системы изоляции отходов по удержанию воды от контакта со стеклом. Геология захоронения также определяет величину этого параметра: хранилище в солевых формациях более сухое по сравнению с хранилищем в гранитах. Обычно чем выше значение SA/V, тем выше скорость выщелачивания.

9) Давление. Давление на форму отходов является функцией глубины хранения и геологии среды. Его может оказывать как горная порода, так и гидросфера. В этих условиях важную роль играют механические характеристики отвержденных отходов, в частности, прочность на сжатие. На ранней стадии (до 1 мес.) при температуре 90⁰С давление вплоть до 10 Мпа (около 10⁷ Н/м²) не оказывает заметного влияния на стойкость боросиликатного стекла и механизм его выщелачивания. Давление 10Мпа соответствует гидростатическому давлению, воздействию на глубине 100 м, кроме того, это давление соответствует верхнему пределу давления, при котором сохраняется целостность оборудования хранилища.

Важной задачей является прогнозирование поведения остеклованных отходов в условиях реального захоронения в течение большого периода времени (10³-10⁵ лет), по истечении которого форма отходов становится безопасной. Для экстраполяции результатов экспериментов, длящихся от нескольких часов до нескольких лет, на такой длительный период времени используются термодинамические и кинетические модели поведения стекла. Один из подходов к долгосрочному прогнозированию коррозионного поведения остеклованных отходов состоит в изучении природных аналогов. Возраст природных стекол – от сотен тысячелетий до миллионов лет, в течение которых они выдерживали перепады температуры и воздействие окружающей среды. При неопределенности многих деталей истории, само длительное существование и обширное распространение говорит об их высокой стойкости.

Важное место в процессе старения остеклованных отходов занимают девитрификация (расстекловывание) отходов и радиационное повреждение, вносящее свой вклад в физические и химические аспекты стойкости этих материалов. Введение в расплав стекла оксидов отходов может сдвигать области стеклообразования, границы стабильных и метастабильных фаз на диаграмме состояния системы, изменять параметры кристаллизационной способности стекол (температурный интервал кристаллизации, ее верхнюю температуру, скорость роста кристаллов). Самопроизвольная кристаллизация в стеклах считается нежелательным процессом. Она возникает при введении оксидов отходов в количествах, превышающих пределы их растворимости. Кроме того, кристаллизация стекла может произойти, если стекла не закаляются или при закалке стекла происходит медленное охлаждение в его толще. Девитрификация может происходить и в процессе хранения остеклованных отходов. Свойства отвержденных отходов при их хранении изменяются и под воздействием теплоты, возникающей при ядерном распаде, радиационном повреждении, причем эти процессы по-разному протекают в гомогенных и негомогенных материалах.

Негомогенность в стеклах на микроструктурном уровне реально существует всегда. Дисперсия фазы с размером зерен 0,5 – 5 мкм, образующиеся на стадии кальцинации и плавления стекла с радиоактивными отходами, в процессе варки стекла укрупняются и осаждаются, причем образующийся осадок по своим свойствам заметно отличается от массы расплава. Эта седиментация дисперсных фаз изменяет физические свойства расплава, что осложняет технологический процесс остекловывания отходов.

Скорость выщелачивания элементов из частично девитрифицированных боросиликатных стекол по сравнению с гомогенными увеличивается в 3 - 5 раз. Общее количество закристаллизованного материала в остеклованных отходах после длительного хранения будет небольшим, в наихудшем случае даст 5 - 10 кратное увеличение скорости выщелачивания. Ускоренная коррозия идет по границам зерен (на границе раздела кристалл/аморфная фаза).

Весьма важна проблема влияния внутренней радиоактивности материалов на их долговременные характеристики ядерных отходов, т.к. в течение нескольких сотен лет после захоронения остеклованные отходы будут подвержены воздействию спектра радиации. Радиация может воздействовать на стабильность стекол посредством индуцированного повреждения твердого тела и образования новых фаз в структуре стекла, что увеличивает подвергаемую воздействию эффективную площадь поверхности. Переданная твердому телу энергия расходуется на разрыв межмолекулярных связей и смещение атомов, в результате возникают вакансии, междоузельные атомы, свободные электроны, дырки и валентно ненасыщенные координационные группы. Радиация также воздействует на воду, воздух и водяной пар, окружающие захороненное стекло, приводя к образованию разнообразных коррозионных радиолитических продуктов, включая азотную и карбоксильную кислоты, перекись водорода и радикалы типа HO_2^\cdot и O_2^\cdot . Эти радиолитические продукты влияют на стабильность стекла. Аккумулирующиеся в остеклованных отходах радиационные эффекты, приводящие к структурным и химическим изменениям на атомном уровне, могут стать причиной изменения объема, запасенной энергии, твердости и изломостойкости стекла, а также скорости выщелачивания, что необходимо учитывать при размещении ядерных отходов.

5. УНИЧТОЖЕНИЕ РАО ЯДЕРНЫМ ВЗРЫВОМ

Уничтожение РАО подземными ядерными взрывами не проходит прежде всего по политическим причинам в связи с договором по нераспространению ядерного оружия и запрещением его испытаний. Невозможно доказать, что ядерный взрыв будет использован только в мирных целях. Идея трудно осуществима и по практическим соображениям: из-за сложностей транспортировки заметного количества РАО на единственное сейчас возможное в России место подземных взрывов - на территорию Северного ядерного полигона России (о. Новая земля).

Таким образом, изъятые из обращения радионуклиды можно разделить на два вида: находящиеся на хранении и в захоронениях. Основная идея хранения – радионуклиды должны находиться в форме, удобной для переработки их будущими поколениями. Поэтому они представляют собой ненарушенные сборки (например, отработанные ТВЭЛы ядерных реакторов) либо в легко перерабатываемой отвержденной форме. Основные проблемы здесь – предотвращение перегрева хранимых объектов из-за собственного излучения, разрушения из-за термодинамической нестабильности или коррозии со стороны внешних флюидов. Основная идея захоронения – радионуклиды не должны наносить вред окружающей среде и не должны быть легко извлечены и переработаны в оружейные материалы. В этом случае используется термически стойкие и трудно растворимые отвердители, делящиеся материалы смешиваются с сильными гамма-излучателями (часто – изотопами опасного элемента), что делает сам контакт с ними опасным мероприятием, а переработка возможна только на сложном промышленном оборудовании с применением манипуляторов или роботов.

Теоретически существующая возможность изготовления из отработанного ядерного топлива ядерного оружия создает угрозу его распространения. Поэтому сейчас предлагается прекращения оборота высокообогащенных радиоактивных материалов, для чего необходимо обеспечить его безопасное хранение. На 2000 г. в России хранилось 14000 т отработанного топлива. В США – в пять раз больше. При этом проблему отработанного ядерного топлива увязывают с проблемой нераспространения ядерного оружия и экологической реабилитацией загрязненных регионов. С этой целью с американской организацией «Траст по нераспространению ядерного оружия» (NPT) разработан проект, в соответствии с которым предлагается организовать на территории России временное хранение 10 тысяч тонн иностранного топлива. Эксперты подсчитали: в течение 10 лет будет выручено 15 млрд долларов при себестоимости менее 4 млрд. При этом не менее 20% прибыли пойдет на решение проблем экологии.

6. ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Заключительная часть ядерного топливного цикла включает в себя такие этапы, как вывод из эксплуатации ядерных установок, демонтаж оборудования, его переработка с рециклированием

материалов и захоронением отходов, дезактивация и рекультивация территории, восстановление биосистемы в окружающей среде и т.п. По мере исчерпания ресурса ядерных установок заключительная стадия ЯТЦ становится все более актуальной, но следует помнить, что консервирование, демонтаж, очистка элементов конструкций АЭС, промышленных реакторов, радиохимического оборудования от радионуклидов, дезактивация деталей конструкций, помещений и окружающей территории, переработка конструкционных материалов (например, переплавка и очистка стали) представляет собой сложную и до сих пор не имеющую адекватного решения задачу. Поэтому реализация концепции «зеленой лужайки», т.е. снос предприятия ядерной индустрии и восстановление на его месте исходной природной среды обитания, потребует существенных усилий ученых и инженеров, а также больших затрат.

Радиационная опасность остановленных промышленных реакторов обусловлена активацией быстрыми нейтронами металлоконструкций (с образованием радиоактивных нуклидов кобальта, железа и марганца), азота (с образованием углерода-14) и лития (с образованием трития). Кроме того, в результате многочисленных аварий, имевших место при эксплуатации первых реакторов, в графитовых кладках находится относительно большое количество продуктов деления урана, попавшего в графитовые кладки при сверлении разрушившихся тепловыделяющих элементов, частично с образованием карбидов. Особую опасность представляют углерод и тритий, которые могут активно участвовать во всех биологических процессах и практически не выводятся из организма человека. Аварии и длительная эксплуатация реакторов привели к накоплению дефектов графитовых кладок реакторов типа РБМК (растрескивание, усадка и распухание блоков, искривление колонн).

К сожалению, в настоящее время отсутствуют способы оценки несущей способности конструкций энергетических атомных реакторов в период 30-50 лет. Следствием этого является невозможность определения срока службы металлоконструкций ввиду неопределенности их состояния и, соответственно, отсутствие оптимальных вариантов укрепления металлоконструкций, что ведет к задержке работ по снятию с эксплуатации. Кроме того, не разработаны способы демонтажа и обращения с образующимися при этом отходами разного уровня и разных видов радиоактивности. При выполнении работ по снятию с эксплуатации промышленных реакторов необходимо учитывать следующие обстоятельства: - все остановленные реакторы расположены в местах с большим количеством грунтовых вод и являются активными их загрязнителями, т.е. необходимо определение требований с последующей разработкой технических решений по предотвращению выноса радиоактивности; - на территории реакторных заводов имеются захоронения и хранилища радиоактивных отходов разных типов; - при разборке графитовых кладок реакторов А, АИ, и АВ-2 (ПО «Маяк») необходимо учитывать, что кладки имеют большие каверны, заделанные пастой на основе бакелитового лака

Серьезную проблему представляет утилизация атомных кораблей (в первую очередь – атомных подводных лодок) и их реакторов.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Спецкурс.

Лекция 24. УТИЛИЗАЦИЯ ОРУЖЕЙНЫХ НУКЛИДОВ

Содержание.

1. ВИДЫ ПЛУТОНИЯ	1
2. ПРОИЗВОДСТВО ПЛУТОНИЯ	3
3. СПОСОБЫ РАЗОРУЖЕНИЯ	6
4. УРАН-ПЛУТОНИЕВОЕ ТОПЛИВО (ТОПЛИВО МОКС)	8
5. ТОРИЙ – ПЛУТОНИЕВОЕ ТОПЛИВО	15
6. ТРАНСМУТАЦИЯ ПЛУТОНИЯ И МАЛЫХ АКТИНИДОВ	15
7. РАДИОНУКЛИДЫ В ПРОЦЕССЕ РАЗОРУЖЕНИЯ	18

В США, России и некоторых других странах ядерного клуба основное назначение ядерной индустрии – создание новых видов оружия. При этом в задачи радиохимического производства входит наработка таких оружейных нуклидов, как уран-235, уран-233, плутоний-239 и некоторые трансплутониевые элементы (компоненты атомного оружия) и тритий (компонент некоторых видов термоядерного оружия). В настоящее время, однако, наблюдается тенденция к сокращению и даже полному прекращению производства большинства оружейных нуклидов. Более того, задействованы «обратные» технологии – демонтаж уже готового оружия, извлечение его компонентов и утилизация их. Утилизация оружейного урана (т.е. урана, обогащенного ураном-235 до 95%) не представляет собой серьезной проблемы – его можно разбавить и использовать как топливо в реакторах АЭС. Однако, утилизация оружейного плутония-239 (период полураспада которого составляет 24 тыс. лет, и который является высокотоксичным материалом) – серьезная проблема, поскольку до сих пор не удалось создать энергетический реактор, устойчиво работающий на плутонии. Сейчас при утилизации оружейного плутония реализуются две стратегии: 1) превращение ядерных компонентов в форму, негодную к употреблению, с последующим захоронением и 2) сжигание их в специальных реакторах с получением тепла и электроэнергии. Дело это оказалось сложным, и подходящих технологий пока подобрать не удалось. В данной лекции мы рассмотрим так называемую проблему оружейных нуклидов и некоторые подходы к ее решению.

1. ВИДЫ ПЛУТОНИЯ

Развитие широкомасштабной ядерной энергетики вошло в противоречие с концепцией нераспространения ядерного оружия. Сейчас в расширенное воспроизводство плутония вступают многие сотни тонн этого элемента, и при любом мыслимом контроле нельзя дать гарантий, что малая доля его не будет использована в бомбах.

Различают два типа плутония: военный (кондиционный) плутоний, нарабатываемый в реакторах-размножителях (как правило – в бланкетах) и «гражданский» (сильно загрязненный) плутоний, извлекаемый из ОЯТ энергетического реактора.

Изотопы плутония и трансплутониевых элементов нарабатываются самопроизвольно во всех типах ядерных реакторах на урановом топливе. (Напомним, что ^{238}U , поглощая нейтрон, превращается в ^{239}U , который затем вследствие двух β -распадов с характерным временем $\tau_{1/2}=2,5$ дня переходит в ^{239}Pu). Этим урановый реактор отличается от ториевого реактора, где подобные нуклиды или не образуются вообще, или образуются в незначительных количествах. С точки

зрения пригодности к использованию разных видов плутония для изготовления террористами атомного оружия, следует понимать, что в энергетике используется сильно загрязненный и разбавленный плутоний. «Гражданский» (энергетический) плутоний насыщен многими бесполезными изотопами. Он сильно загрязнен γ -излучающими нуклидами (в основном – изотопами самого плутония), трудно от него отделимыми. Конечно, и на этом плутонии можно сделать атомную бомбу не намного хуже, чем на ^{235}U . Но бомб на ^{235}U фактически нет. Реакторный плутоний имеет примерно втрое большую критическую массу, чем военный, в нем в 10 - 15 раз больше внутреннее тепловыделение, в 10 раз больше радиационный фон, включая ^{241}Am (продукт распада ^{241}Pu) с мощным гамма-излучением. Можно определенно утверждать, что это будет не бомба, а некий маломощный «уродец». Не случайно был придуман военный плутоний!

Кондиционный плутоний нарабатывался в промышленных реакторах на медленных нейтронах (как правило использовались не энергетические, а специальные реакторы с высокой плотностью нейтронов) и реакторами-бридерами на быстрых нейтронах.

Главная особенность реакторов на быстрых нейтронах состоит в том, что они открывают возможность использования не делящихся в реакторах на тепловых нейтронах изотопов тяжелых элементов. В топливный цикл могут быть вовлечены запасы ^{238}U и ^{232}Th , которых в природе значительно больше, чем ^{235}U — основного горючего для реакторов на тепловых нейтронах. В том числе может быть использован и так называемый «отвальный уран», оставшийся после обогащения ядерного горючего ^{235}U . Реакторы на быстрых нейтронах дают возможность расширенного воспроизводства ядерного горючего. Это значит, что, например, на 100 разделившихся ядер горючего в реакторах на быстрых нейтронах образуется примерно 120-140 новых ядер, способных к делению. Активные зоны реакторов на быстрых нейтронах (БН) весьма существенно отличаются от активных зон реакторов на тепловых нейтронах. Экономически необходимая средняя глубина выгорания уран-плутониевого топлива в БН должна составлять 100-150 МВт*сут/кг, т.е. она должна быть в 2,5 - 3 раза выше, чем в реакторах на тепловых нейтронах, что обусловлено высокой стоимостью топлива БН. Для достижения указанной глубины выгорания требуется высокая радиационная стойкость ТВЭЛ и ТВС БН, необходимая стабильность геометрических параметров, сохранение герметичности и пластичности оболочек ТВЭЛ, их совместимость с продуктами деления и устойчивость к коррозионному воздействию теплоносителя и т.п. Активная зона БН окружена в радиальном и осевом направлениях зонами воспроизводства (экранами), заполненными воспроизводящим материалом - обедненным ураном, содержащим 99,7 - 99,8 % ^{238}U . Главная же особенность использования уран-плутониевого топлива в БН состоит в том, что в его активной зоне процесс деления ядер быстрыми нейтронами сопровождается большим выходом (на 20 - 27 %) вторичных нейтронов, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Это создает основную предпосылку для получения высокого значения коэффициента воспроизводства и обеспечивает расширенное воспроизводство ядерного топлива в реакторах-размножителях.

С началом эры ядерного разоружения реакторы-размножители, как вообще все быстрые реакторы, были остановлены.

Замечание. С точки зрения задач нераспространения ядерного оружия опасными являются не обычные, а так называемые сильноточные реакторы. В энергетических реакторах потоки нейтронов невелики (10^{14} н/см²*сек). При получении оружейного плутония реактор эксплуатируют около месяца (далее проводить ядерные реакции не имеет смысла, т.к. появляется в значительных количествах паразитный ^{240}Pu). Обычно отношение $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}=5\%$. При возрастании потока нейтронов в 10 раз, время наработки плутония сокращается до дней и становится сравнимым со временем β -распадов, ведущих от ^{239}U к ^{239}Pu . При еще больших потоках, допустимая концентрация плутония-239 в уране возрастает в 13 - 14 раз. В соответствии с этим падает объем и время последующей химической переработки ТВЭлов или

бланкета для выделения плутония. Поэтому, с точки зрения разоружения высокоточные медленные реакторы гораздо опаснее быстрых реакторов-размножителей, с которыми так рьяно борются политики.

В свое время в СССР было создано масштабное промышленное производство оружейного урана и плутония. Было построено 13 военно-промышленных реакторов с графитовым замедлителем нейтронов и водным охлаждением (тепловая мощность около 2 тыс. Мвт). В настоящее время по межправительственному соглашению закрыты почти все российские и все американские реакторы по наработке оружейного плутония. Работают лишь три медленных уран-графитовых реактора типа РБМК (все – в России) АДЭ-4, АДЭ-5 (г.Северск, Томская обл.) и АДЭ-2 (г.Железногорск, Красноярский край). Причина уважительная: помимо плутония, они вырабатывают еще и тепло- и электроэнергию для населения больших городов. В Железногорске, к примеру, проживает 150 тысяч человек. Реактор АДЭ-2 вырабатывает 1 млрд киловатт-часов электроэнергии и 1 млн гигакалорий. Получается, что, несмотря на обязательство уничтожить 34 тонны оружейного плутония, Россия продолжает его нарабатывать. Остановка российских реакторов возможна только после того, как американская сторона профинансирует введение замещающих мощностей, чтобы сибирские города не остались без тепла и света. Три реактора – наработчика плутония будут находиться в эксплуатации до завершения строительства двух ТЭЦ, работающих на угле (примерно до 2010 г.). Для обеспечения безопасной эксплуатации реакторов разрабатывается программа их модернизации.

Итак, несмотря на то, что количество плутония, накопленного в мире, явно избыточно, он продолжает нарабатываться. Большое количество плутония не только излишне, но и опасно (особенно в связи с терроризмом и с угрозой распространения ядерного оружия по планете). В связи с мировой тенденцией к сокращению стратегического оружия, возникла проблема утилизации плутония, использования его в энергетических целях, в науке и технике. Это, однако, оказалось весьма тяжелой задачей. Гражданский плутоний сильно радиоактивен, работа с ним возможна только с использованием манипуляторов и роботов. Оружейный плутоний в этом смысле более пригоден к использованию в качестве ядерного горючего, но, к сожалению, ядерные реакторы на чистом плутонии работают крайне неустойчиво, поэтому необходимо создание нового, смешанного (уран-плутониевого) топлива, или нового типа ядерного реактора. Сейчас хранение плутония экономически разорительно (складирование требует значительных затрат на военную охрану), обезвреживание его путем смешения с радиоактивными отходами – дорогое и опасное мероприятие, сжигание в виде уран-плутониевого топлива в энергетических реакторах – экономически разорительно, а физически неэффективно. В то же время запасы урана в мире ограничены несколькими десятилетиями добычи, поэтому оружейный плутоний может уже в недалеком будущем стать ценным энергетическим источником. Представить себе широкомасштабное развитие атомной энергетики без вовлечения дешевого урана-238 в сферу деления (через плутоний) невозможно.

2. ПРОИЗВОДСТВО ПЛУТОНИЯ

Сейчас плутоний нарабатывается на двух типах реакторов, использующих ядерное топливо - на тепловых реакторах (газо- и водоохлаждаемые) и на быстрых нейтронах (реакторы-бридеры, или "размножители"). Бридеры увеличивают количество делящихся материалов - после пребывания в реакторе в ТВЭЛах образуется больше делящихся материалов, чем было в свежем топливе. Преимущество бридеров - возможность использования не только уранового, но и уран-плутониевого, уран-ториевого и ториевого топлива.

Россия, как преемница СССР, обладает около 25-30 тысяч тактических и стратегических ядерных боеголовок (1995 г). В соответствии с международными соглашениями по сокращению стратегического и тактического ядерного вооружения, стране предстоит демонтировать 16-18 тысяч ядерных боеголовок. К 1997 г., Россия уже демонтировала около 50% боеголовок.

Расщепляющиеся материалы (уран и плутоний), извлекаемые при демонтаже из боеголовок, являются не только национальной, но и международной проблемой, с точки зрения как экологической безопасности, так и политики нераспространения.

Демонтаж ядерных боеголовок производится на заводах, которые их когда-то создавали: Екатеринбург-45, Пенза-19 и Златоуст-36. При полной загрузке эти предприятия способны демонтировать до 2000 боеголовок в год. Стоимость демонтажа одной боеголовки составляет 10-15 тысяч долларов США в зависимости от степени ее сложности. Общие затраты на ликвидацию запланированного количества боеприпасов с учетом транспортных и иных расходов составят около 2 миллиарда долларов США. В результате демонтажа из боеголовки извлекается таблетка ядерного материала, так называемый «пит», в котором используются ^{235}U (с обогащением 90%) и ^{239}Pu (с обогащением более 90%). Высокообогащенный уран может производиться на четырех заводах: в Екатеринбурге-44, Красноярске-45, Ангарске и Томске-7. Оружейный плутоний производился на заводе в Челябинске-65; на сегодня в эксплуатации находятся три промышленных реактора в Красноярске-26 и Томске-7, нарабатывающие плутоний. После демонтажа боеголовок должны высвободиться сотни тонн высокообогащенного урана (ВОУ) и десятки тонн плутония. В настоящее время запасы ВОУ в России оцениваются в 900 тонн, запасы оружейного плутония - 140-160 тонн и энергетического плутония - 30 тонн. Сюда не включены плутоний, который может быть извлечен из ядерного топлива, нарабатываемого реакторами АЭС, транспортными ядерными установками, а также промышленными реакторами.

Наработка плутония в ядерном реакторе - лишь начало технологического процесса. Основной проблемой является выделение и очистка требуемого изотопа плутония. Действительно, у плутония есть несколько изотопов, часть которых альфа-излучатели, а другие - гамма- и бета-излучатели. Без дорогого процесса очистки получаемый при переработке твэлов АЭС гражданский плутоний, содержащий смесь изотопов, является "высокофоновым", т.е. не только радиотоксичным, но и высокорadioактивным материалом. Если в топливе применить не сепарированный плутоний, то изготовление ТВЭЛов и обращение с ними будет весьма опасным. Обращение с гражданским плутонием требует использования манипуляторов, толстых экранов и других средств защиты, что существенно затрудняет работу с ним.

Производство плутония дорого и из-за сложной операции удаления из него ^{241}Am , возникающего в хранящемся плутонии в результате распада ^{241}Pu ($T = 14,4$ года). ^{241}Am - сильнейший γ -излучатель, легко распространяющийся с водой и накапливающийся в растениях.

Напомним, что в типичном реакторе типа ВВЭР электрической мощностью 1000 МВт ежегодно образуется 21 т отработанного ядерного топлива (ОЯТ) объемом 11 м^3 (1/3 общей загрузки топлива). В 1 т ОЯТ, только что извлеченного из реактора типа ВВЭР, содержится 950-980 кг урана-235 и 238, 5 - 10 кг плутония, 1,2 - 1,5 кг цезия-137, 770 г технеция-90, 500 г стронция-90 и 500 г нептуния-237, 120 - 350 г америция-241 и 243, 200 г иода-129, 60 г кюрия-242 и 244, 12 - 15 г самария-151, а также в меньшем количестве радиоизотопы селена, циркония, палладия, олова и других элементов. Эти элементы следует разделить в ходе переработки ОЯТ.

Чем дольше работает ядерное топливо в активной зоне реактора типа ВВЭР, тем больше в нем четных изотопов и тем ниже энергетическая ценность этого плутония для использования в качестве вторичного ядерного топлива. В реакторах на быстрых нейтронах делятся (выгорают) как нечетные, так и четные изотопы. Поэтому состав плутония в топливе «быстрых» реакторов относительно стабилен. В отработавшем топливе медленных реакторов содержится ориентировочно от 0,8 до 1 % невыгоревшего ^{235}U и от 0,95 до 1,2 % плутония; примерно 3 — 4 % массы топлива составляют продукты деления, остальные 94 — 95 % — ^{238}U . Плутоний неизбежно нарабатывается, «горит» в топливе АЭС и вырабатывает электроэнергию даже тогда, когда первоначально в реактор загружается только урановое топливо. Изотопный состав плутония в отработавшем топливе разных реакторов различен.

Как уже упоминалось, гражданский и оружейный плутоний существенно различающиеся по изотопному составу. В разных реакторах при разном выгорании топлива образуется плутоний, состав которого значительно варьируется. Кроме того, в мире существуют сотни различных исследовательских реакторов, отработавшее топливо которых может иметь совсем другой состав. Поэтому, если обнаружен, например, контрабандный плутоний, по его изотопному составу можно ориентировочно оценить, из топлива какого реактора он выделен и, что самое важное, имеет ли он отношение к ядерному оружию. Если состав отличается от приведенного, то, вообще говоря, идентифицировать источник такого плутония непросто. Каждый ядерный материал имеет «свое лицо». Он несет в себе отпечаток того завода, на котором получен, и тех задач, для которых предназначается. Дополнительную информацию о происхождении и истории плутония можно получить, измерив количество ^{241}Am , накопившегося в ядерном материале при хранении за счет распада ^{241}Pu : чем больше его превратилось в ^{241}Am , тем дольше лежал материал после переработки. В качестве «отпечатков пальцев» помимо изотопного состава могут быть использованы те свойства ядерного материала, которые меняются в зависимости от его предыстории: из какого соединения и как его получили, какие радиоактивные и нерадиоактивные примеси остались в нем после операций очистки и т.д.

После Второй мировой войны ядерными реакторами мира было наработано около 1200 тонн плутония. Для справки: 250 т — это оружейный плутоний, из которых 150 т принадлежит России, 85 т — США, 7,6 т — Великобритании, 6-7 т — Франции, 1,7-2,8 т — Китаю, 300-500 кг — Израилю, 150-250 кг — Индии. Было произведено более 200 т гражданского (энергетического) плутония: у Франции накоплено 70 т, у Великобритании — 50, у России — 30, у Японии — 21, у Германии — 17, у США — 14,5, у Аргентины — 6, у Индии — 1 и т.д. Япония располагает 48,2 т плутония, а к 2010 году будет иметь более 80 т. (Динамика изменения запасов плутония в мире представлена на **Рис.1**) Энергетический плутоний может быть использован для создания атомных бомб. Их конструкция будет сложнее, мощность на порядок меньше, но поражающие факторы, характерные для ядерного оружия, останутся. Таким образом, энергетический плутоний также является предметом политики нераспространения.



Рис. 1. Динамика накопления мировых запасов плутония в послевоенный период. 1. Все данные округлены либо до ближайшей круглой цифры, либо до ближайшего количества тонн, кратного 5. 2. Выделенный энергетический плутоний принадлежит государствам, до сих пор занимающимся его переработкой, или заключило контракты по его переработке с Великобританией и Францией. Страны обладающие собственными запасами плутония: Бельгия,

Германия, Италия, Нидерланды и Швейцария. Соединенные Штаты обладают относительно небольшими запасами энергетического плутония. 3. Помимо США, ни одно государство не рассекретило данные по производству плутония. Все остальные данные по военному плутонию являются приблизительными оценками. Оценки запасов по 1990 и 1995 гг. основаны на предположении, что российские запасы военного плутония составляли 150 т.

1633 тонны плутония существовали во всем мире в 2000 г.: 1384 т гражданского плутония и 249 т военного (сепарированного) плутония. Помимо этого сепарированного плутония большое его количество (до 67.5%) содержится в ОЯТ АЭС и может быть выделено в случае

необходимости. На долю США приходилось 85 т, России 100-165 т (точное число никогда не публиковалось). Россия на много десятилетий вперед обеспечена ураном и плутонием из расщепляемых десятков тысяч ядерных боеголовок при разоружении. Атомная энергетика – единственный вид энергетики, полностью обеспеченный топливом на все столетие. Ожидают к 2010 г увеличение общих запасов плутония до 2374 т, хотя скорее расти будут запасы гражданского плутония, чем военного. **Табл.1** отражает тенденцию накопления делящихся материалов в твэлах АЭС России.

Табл. 1. Оценка накопления делящихся материалов в российском отработанном ядерном топливе.

Год	Масса, тыс.тонн	Количество делящихся материалов, т	
		Плутоний	²³⁵ U
2000	15	90	140
2010	23	140	215
2025	33	240	350
2050	50	500	650

В 1995 США объявило об излишке 50 тонн оружейного плутония относительно своих потребностей и в 1997 за ней последовала Россия. В 2000 между США и Россией было достигнуто соглашение, обязывающее каждую сторону переработать по 34 тонны избыточного оружейного плутония, освободившихся при демонтаже ядерного оружия. Норма утилизации - 2 т в год, начиная с декабря 2007, предусматривает преобразование избыточного оружейного плутония в форму, непригодную для оружия.

В основе программы международного сотрудничества лежит тезис, что «разоруженный» плутоний не должен попасть в руки международных террористов и не будет заряжен в ядерные боеголовки России и США. Запад в страхе перед угрозой расползания оружейного урана и плутония по «террористическим режимам», согласился финансировать программу переработки оружейного урана и плутония. Соглашение, однако, не выполняется из-за недостатка финансирования, из-за разногласий по технической концепции (сжигать ли плутоний в только тепловых (США) или как в тепловых, так и быстрых реакторах (Россия)), а также из-за угрозы экологического риска.

Поэтому пока (2003) ни одной конверсионной фабрики не построено ни в США, ни в России.

3. СПОСОБЫ РАЗОРУЖЕНИЯ

Простейший способ обращения с оружейным плутонием – хранение его в специальных хранилищах.

Однако стоимость хранения плутония достаточно высока (5 дол. за 1 г в год). Специальных хранилищ для оружейного плутония в России нет, поэтому его накапливают в контейнерах и промежуточных хранилищах. Частично он сосредоточен на ядерных боеголовках, основная часть находится в промежуточных хранилищах. Он может храниться в трех различных формах. Во-первых, в виде недемонтируемых таблеток («пит»), которые представляют собой металлический плутоний, герметично запакованный в оболочку из тугоплавкого металла. Во-вторых, это может быть плутоний в металлической форме и, в-третьих, в виде оксида. В виде пит, плутоний может храниться длительное время, хотя при этом не исключается коррозия таблеток и нарушение герметичности металлической оболочки. Хранение металлического плутония может привести к самовозгоранию. Хранение в виде оксида относительно безопасно, но требует дополнительных затрат по переводу металлического плутония в оксид. Сразу после демонтажа боеголовки плутоний в виде пит поступает в хранилище предприятия по

производству и демонтажу боеголовок. По мере заполнения хранилища плутоний должен передаваться в специально оборудованное долгосрочное хранилище (которое существует при недостроенном пока комбинате РТ-2).

Таким образом, не вовлеченный в ядерный топливный цикл плутоний оказался в категории высокоактивных отходов, подлежащих хранению. Рассматриваются различные возможности утилизации плутония путем его перевода в форму, исключающую использование в военных целях, но нужно сразу отметить, что приемлемой концепции его утилизации пока нет ни в одной стране.

Экологическая опасность плутония и избыточные количества оружейного плутония поставили вопрос о планомерном его уничтожении. Рассматриваются перспективы захоронения плутония на одиноких атоллах, удаление в космос, уничтожение при подземных ядерных взрывах, помещение на большую глубину, где они за счет саморазогрева погружаются в глубокие слои земной коры, расплавляя окружающие горные породы, превращение на ускорителях в другие полезные радионуклиды в ходе ядерных реакций и др. Наиболее популярным вариантом является сжигание (трансмутация) плутония и трансплутониевых элементов в ядерном реакторе.

На сегодня в мире существуют две точки зрения на дальнейшее обращение с плутонием. В США большинство экспертов ранее склонялись к захоронению плутония в глубоких геологических формациях в остеклованном виде, смешанного с высокоактивными отходами. Россия всегда рассматривала плутоний, в первую очередь, как энергетический материал, который можно использовать в качестве топлива для АЭС. При этом наиболее приемлемым считается смешанное уран-плутониевое топливо, так называемое, МОКС-топливо. В настоящее время эксперты США склоняются к идее сжигания плутония в тепловых энергетических реакторах. Исследования в области использования чистого плутония в качестве топлива в реакторах на быстрых нейтронах, проводившиеся с 60-х г.г. XX века, оказались безуспешными и, очевидно, будут прекращены.

Главная цель утилизации плутония состоит в превращении оружейного плутония, извлеченного из дезактивированных ядерных боеголовок, в формы, недоступные для производства ядерного оружия. Нужно сделать плутоний столь же недоступным как плутоний, находящийся в высоко радиоактивном ОЯТ, реализовав тем самым «стандарт отработанного топлива» введенный Академией Наук США. С этой целью, плутоний смешивают с источником гамма-излучения, например, с высокорadioактивными отходами. Этот процесс - «**иммобилизация**» - преобразовывает плутоний в продукт, подобный ОЯТ, который высоко радиоактивен, и с которым трудно работать. Другое направление – «**облучение**» - создание смешанного уран-плутониевого топлива (МОКС) с последующим сжиганием его в энергетических реакторах. МОКС - облучение и иммобилизация – сопоставимые по затратам средства достижения «стандарта отработанного топлива».

Иммобилизация. Существует два способа иммобилизации оружейного плутония с последующим захоронением его как отхода: отверждение его в матрице боросиликатного стекла (витрификация) или в керамической матрице (керамизация). Плутоний, загрязненный радиоактивными жидкими отходами высокого уровня радиации, замуровывается боросиликатную матрицу, формируемую в виде стеклянных шайб. Шайбы затем запечатывают в цилиндры из нержавеющей стали и отправляют в геологические могильники при хранилищах ядерных отходов. Керамическую иммобилизацию проводят в матрице титаната щелочноземельного металла. Оба подхода создают интенсивное радиационное поле вокруг плутония, что и соответствует «стандарту отработанного топлива».

МОКС облучение. МОКС топливо - смесь урана и плутония в пропорциях, позволяющих использовать ее как топливо в ядерных реакторах, первоначально рассчитанных исключительно на урановое топливо. Плутоний вводят в ядерное топливо, чтобы использовать запасенную в нем энергию. МОКС сжигают (облучают) в ядерных реакторах, образуя тем самым «закрытый

топливный цикл», в котором плутоний облучают, повторно обрабатывают и многократно используют. Облучение МОКС в реакторах дает большее количество плутония реакторного сорта, чем исходное МОКС -топливо, т.к. часть окиси урана в МОКС переходит в плутоний. Сжигание оружейного плутония устранил часть запасов расщепляющихся материалов в пяти ядерных государствах, принадлежащих к Соглашению о нераспространении ядерного оружия. При этом Россия, как государство, обладающее ядерным оружием, не имеет никаких юридических обязательств проводить такие действия под эгидой Международного Агентства по атомной энергии (МАГАТЭ). Тем не менее, МОКС - облучение оружейного плутония рассматривается США и Россией как ядерное разоружение.

Согласно первоначальным планам США собирались сжечь 25 т плутония в виде МОКС и иммобилизовать 9 т в виде высокорadioактивных отходов, тогда как Россия обещала сжечь все 34 т оружейного плутония как МОКС. Россия не брала на себя никаких обязательств по утилизации плутония методом иммобилизации. Соглашение запрещает любой стране выделять плутоний из облученного МОКС, до тех пор, пока эта страна не утилизирует все 34 т плутония. Для гарантии, что плутоний необратимо удален из ядерного оружия, обе страны осуществляют контроль и инспекционные действия. Российская программа включала строительство одного завода по производству МОКС, монтаж испытательной топливной линии для изготовления и тестирования топливных сборок для реактора ВВЭР-1000, модификацию оборудования по изготовлению таблетированного топлива для реактора БН-600 и завершающую демонстрацию конверсионного оборудования.

В 2002 г. был утвержден новый план действий, предусматривающий участие как тепловых, так и быстрых реакторов в утилизации оружейного плутония. Американцы отказались от иммобилизации (администрация даже приказала демонтировать оборудование по керамизации плутония в Ливерморской Национальной Лаборатории), решив весь оружейный плутоний перевести в МОКС и сжечь его в тепловых энергетических реакторах. Если при Клинтоне США выступали против коммерческой торговли плутонием и закрытого топливного цикла, то при Буше позиция США коренным образом изменилась.

4. Уран-плутониевое топливо (топливо МОКС)

Технология изготовления таблеточного оксидного уран-плутониевого топлива для твэлов энергетических реакторов предусматривает два варианта подготовки топлива для изготовления таблеток: 1) путем механического смешивания исходных порошков диоксидов урана и плутония; 2) путем изготовления таблеток из химически соосажденных порошков $(U,Pu)O_2$ в присутствии поверхностно-активных веществ (**Рис.2**).



Рис.2. Схема производства и «сжигания» МОКС-топлива в быстрых реакторах

В первом варианте применен смешивающий аппарат, что позволило сократить время смешивания до нескольких минут при одновременном измельчении и уплотнении частиц порошка. Этот вариант обеспечивает получение гомогенной структуры таблеток с повышенной плотностью. По второму варианту производится соосаждение солей урана и плутония из раствора с образованием малопылящих гранул. При прессовании таблеток

применена сухая связка — стеарат цинка, что позволило существенно улучшить технологический процесс и повысить качество таблеток. В настоящее время рассматривается возможность строительства установки промежуточной производительности для обеспечения МОКС восьми реакторов типа ВВЭР-1000 и быстрых реакторов БН-600 и БН-800. При масштабе производства ~ 1 тонны по плутонию в год стоимость МОКС почти вдвое превысит стоимость уранового топлива.

Минатом России разворачивает работы по утилизации российского плутония, извлекаемого из ядерного оружия, и использованию его в виде МОКС - топлива для реакторов различного типа, в том числе - на быстрых нейтронах. Предстоит переход от ограниченного использования технологий обращения с плутонием, извлекаемым из боеприпасов, к крупномасштабным работам по разборке боеприпасов, растворению плутония, конструированию и изготовлению МОКС-топлива, его промышленному использованию на АЭС с реакторами типа ВВЭР и БН, обращению с отработавшим МОКС и образующимися при этом РАО, а также к регулярным перевозкам плутоний-содержащих материалов.

В России четыре ВВЭР-1000 на Балаковской АЭС, реактор БОР-60 - экспериментальный быстрый реактор (Дмитровград) и БН-600 - быстрый реактор около Екатеринбурга будут сжигать МОКС. Реактор БН-600, работающий на высокообогащенном урановом и МОКС, пока лишь оттестирован. Минатом объявил о своем намерении построить БН-800 быстрый нейтронный реактор на Белоярской АЭС (способный перерабатывать до 3 тонн плутония в год) к 2009 г. БН-800 - модификация БН-600, и оба их можно использовать для утилизации плутония. Однако российские реакторы работают на топливе с более низкой долей МОКС, чем США.

Всего в России 10 реакторов типа ВВЭР. В одном таком реакторе может быть потреблено от 250 до 280 кг плутония в год. На данный момент проводится НИОКР по внедрению МОХ-топлива на основе оружейного плутония на АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и продлению срока эксплуатации реакторов ВВЭР-1000. Статус работ по этим реакторам приведен в Табл. 2.

Табл.2. Основные характеристики энергетических реакторов, способных работать на МОКС-топливе.

Реактор	Потребление плутония	Статус работ по обоснованию использования топлива	возможности МОКС-	Примечание
БОР-60 (действующий)	30-50 кг/год	18-летний опыт эксплуатации		Ведется разработка программы возобновления использования МОХ-топлива
БН-600 (действующий)	60-70 кг/год (18 ТВС)240 кг/год (гибридная АЗ)1100 кг/год (100 % МОКС)	Ведется разработка техпроекта физические расчеты		Перевод на гибридную активную зону утвержден в Минатоме РФ
БН-800 (строящийся)	1650 кг/год (100 % МОХ)	Проект, лицензирован на строительство		Строительство на площадке БелАЭС или ЮУАЭС.
ВВЭР-1000 действующих и строящихся	(8 и 2) 250-280 кг/год (на 1 ВВЭР-1000, 30 % МОХ)	НИОКР		НИОКР по внедрению МОКС-топлива

Программа утилизации плутония в России предполагает проведение следующих работ:

- для утилизации плутония в России будут использоваться шесть реакторов: четыре легководных ВВЭР-1000 Балаковской АЭС, реактор-размножитель БН-600 на Белоярской АЭС и экспериментальный реактор БОР-60 в Дмитровграде.

- БН-600 должен будет переработать 15,048 тонн плутония, ВВЭР-1000 - 21,446 т, и БОР-60 0,45 т (всего 36,944 т). Это больше, чем заявленные в российско-американском соглашении 34 т, т. к. к плутонию будет добавлено 12% других веществ с целью изменить военные характеристики утилизируемого плутония.
- МОКС будет вырабатываться в четырех местах: Димитровград (ВВЭР-1000 - пробные МОКС-сборки, топливо "Vibgorac" (вибросборки) для реактора БОР-60 и БН-600); ПО "Маяк"(топливные таблетки для БН-600); Красноярск (топливо для БН-600) и Новосибирск (ТВС для ВВЭР-1000).
- ожидается, что на модификацию реакторов ВВЭР-1000 будет потрачено 52 млн долларов, БН-600 - 73,6 млн долларов, а на БОР-60 - 100 млн долларов.
- содержание МОКС в активной зоне реакторов ВВЭР-1000 "через некоторое время" достигнет 40 %.
- требуется лицензия на строительство или модификацию следующих предприятий: реакторы ВВЭР-1000 и БН-600, установка по конверсии плутония, предприятие по производству МОКС, пилотные установки по производству топлива, места для хранения отработанного топлива и отходов, цистерны и транспортные средства, перемещение материалов между предприятиями.
- конверсия плутония в оксидную форму начнется на демонстрационном предприятии пропускной способностью в 1,6 Мт (стоимость - 33,3 млн долларов), и продолжится на промышленном предприятии пропускной способностью в 34,8 Мт (стоимость - 252 млн долларов).
- одна треть программы будет потрачена между 2001 и 2006 гг. в соответствии с "амбициозным графиком проектирования и строительства". Эксплуатационные расходы в 2007 - 2019 гг. составят 90 млн долларов ежегодно.

Чтобы увеличить скорость утилизации плутония нужно или увеличить степень обогащения топлива российских реакторов, или российское МОКС экспортировать. Для экспорта, учитывая нежелание Минатома рассекречивать изотопный состав оружейного плутония, военный плутоний придется смешать с 12% реакторного плутония, чтобы скрыть его исходный изотопный состав.

Сейчас проблемы с облучением топлива МОКС в ядерных реакторах растут как снежный ком по всем направлениям: стоимости, реакторной безопасности и технологии трансмутации расщепляющихся материалов.

Затраты на производство МОКС -топлива. По оценке Министерства энергетики США, стоимость утилизации плутония в России - два миллиарда долларов. Эту величину можно уменьшить до \$1 миллиарда, если Западноевропейских стран, уже использующие МОКС, станут покупать российское топливо. При 4% содержании плутония, 34 тонны плутония превратятся в МОКС с 850 тоннами тяжелых металлов. Этот плутоний заместит слабо-обогащенное урановое топливо на западных АЭС. Однако производство МОКС в 2-3 раза дороже, чем стандартного топлива. Поэтому Минатом предложил сдавать **в аренду** Западной Европе и Восточной Азии МОКС, произведенное в России из оружейного плутония. При этом МОКС - топливо останется собственностью России. После использования, ОЯТ будет возвращено в Россию для переработки или захоронения. Это задержит закрытие Западных реакторов, которые получают субсидированное топливо, и будут посылать ОЯТ в Россию для переработки.

С экономической точки зрения военный плутоний имеет отрицательную стоимость, так как использование плутония в современных реакторах дороже привычных урановых твэлов, даже если полагать плутоний бесплатным. Поэтому освоение нового вида топлива для электростанций требует значительных затрат. Впрочем, всякое разоружение требует затрат. С учетом рекультивации радиоактивных земель и озер, расходы будут не меньше затраченных на создание ядерного оружия.

МОКС безопасность. Использование МОКС топлива, изготовленного как из гражданского, так и оружейного плутония, несет риски реакторной безопасности.

Изотопы плутония отличаются по своим ядерным свойствам от изотопов урана. Эти различия приводят к следующим последствиям для безопасности медленного реактора АЭС, работающего на МОКС-топливе:

- Уменьшение поглотительной способности материалов, используемых для поглощения нейтронов (стержней управления, бора, растворенного в хладагенте и т.п.). Это происходит из-за того, что МОКС-топливо сравнительно хорошо поглощает нейтроны низких энергий, поэтому средняя энергия нейтронов оказывается выше, а управляющие стержни поглощают быстрые нейтроны хуже, чем медленные. При этом затрудняется управление ядерными реакциями в котле и уменьшает интервал, доступный для благополучного выключения реактора. Из-за этого оказывается недопустимым размещать топливные сборки с МОКС-топливом в непосредственной близости от управляющих стержней.

- Использование МОКС-топлива в ВВЭР вносит различные важные для безопасности физико-нейтронные изменения, которые значительно влияют на поведение активной зоны в рабочем и аварийном режиме. В связи с тем, что при использовании МОКС-топлива доля запаздывающих нейтронов (параметр, определяющий скорость реакции мощности реактора на изменения внешних условий) меньше и значения коэффициентов реактивности менее благоприятны, события, ведущие к возрастанию реактивности, рассматриваются как более серьезные для реактора на МОКС, чем для реактора с обычным UO_2 топливом. У оператора меньше возможности контролировать переходные процессы, и меньше времени на реакцию. Использование МОКС в реакторе увеличит вероятность серьезной аварии из-за отказа блокировки. Из-за меньшей доли запаздывающих нейтронов и меньшего времени жизни мгновенных нейтронов в активных зонах с МОКС-топливом развитие некоторых аварийных ситуаций (таких, как неконтролируемое выведение стержня или избыточное охлаждение, например, при срабатывании системы охлаждения активной зоны) будет более быстрым. Эта особенность будет усиливаться при увеличении доли МОКС и степени обогащения плутония, а также с увеличением глубины выгорания ядерного топлива. Поэтому ВВЭР с МОКС приближается по нейтронным характеристикам активной зоны к реактору на быстрых нейтронах. Для этих типов зон наиболее опасны аварии, связанные с возрастанием мощности (с разрушением активной зоны или вводом положительной реактивности при срабатывании системы защиты)

- Поскольку использование МОКС-топлива приводит к повышению средней энергии нейтронов, это в свою очередь ускоряет процессы радиационного разрушения материалов реактора нейтронами. В результате сокращается срок службы внутрикорпусных деталей реактора, при этом наблюдается радиационное охрупчивание корпуса реактора, а также увеличивается количество продуктов коррозии в теплоносителе, что приводит к повышенной нагрузке на спецводоочистку первого контура и ведет к повышению радиоактивности теплоносителя.

- Физико-технические характеристики смешанного уран-плутониевого топлива (по сравнению с урановым топливом) в случае использования его на действующих АЭС оказывают негативное влияние на уровень безопасности самой станции. Отрицательное влияние оказывает более низкая температура плавления (ниже на 20-40 $^{\circ}C$); низкая теплопроводность; повышенный выход газообразных продуктов деления; повышенный выход не газообразных элементов; повышенное образование йода, трития, актинидов.

- Отработанный МОКС содержит больше актинидов (америций, кюри и плутоний) чем традиционное топливо. Многие из них - α -излучатели и радиотоксичны. В случае серьезных инцидентов Чернобыльского типа на АЭС, работающей на 40% оружейном МОКС число раковых поражений будет на 25% больше, чем в случае АЭС на урановом топливе.

Известно, что присутствие в отработавшем топливе долгоживущих изотопов плутония, америция, нептуния и кюрия существенным образом усложняет, во-первых, технологию рецикла смешанного топлива, во-вторых, решение проблемы долгосрочного захоронения отходов. Во многом эти проблемы связываются с накоплением в отработавшем топливе ^{241}Pu , удельная радиотоксичность которого в 40 раз выше радиотоксичности основного изотопа ^{239}Pu . При хранении ^{241}Pu превращается в еще более токсичный ^{241}Am с периодом полураспада 433 года, вносящий основной вклад в радиотоксичность трансурановых элементов отработавшего топлива после распада короткоживущих продуктов деления. При работе легководных реакторов на урановом топливе из общей массы нарабатываемого энергетического плутония 250 кг/(ГВт(эл)*г) около 30 кг составляет ^{241}Pu . Утилизация оружейного плутония в тепловых реакторах увеличивает его годовую наработку более чем в 3 раза по сравнению с наработкой ВВЭР на урановом топливе. В условиях вынужденного длительного хранения отработавшего топлива значительная часть ^{241}Pu превращается в ^{241}Am , что существенно затрудняет дальнейшее использование и захоронение отходов. Помимо нежелательного накопления ^{241}Pu утилизация оружейного плутония в ВВЭР приведет также к увеличению в несколько раз массы Am, Np, Cm по сравнению с ВВЭР на уране. В результате выжигания основного изотопа ^{239}Pu при утилизации оружейного плутония в ВВЭР на ПО «Маяк» накопилось бы нуклидов общей радиотоксичностью, превышающей более чем в 3 раза радиотоксичность трансурановых элементов, накапливаемых при работе ВВЭР такой же мощности, но на уране.

Есть беспокойство по поводу эксплуатации бридерных реакторов на МОКС топливе. Бридеры охлаждаются натрием, который становится горючим при контакте с водой и воздухом. Вероятность серьезных аварий растет при использовании МОКС.

Все вышесказанное негативно отразится на самой эксплуатации АЭС. На действующих энергоблоках АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 будет необходимо изменить уже существующие технологические схемы или/и спроектировать (смонтировать, достроить) новые.

Политический риск перехода на МОКС - топливо. Одна из главных проблем использования МОКС в энергетических целях – рост перевозок плутония и свежего МОКС. Эти материалы привлекают террористические группы и «государства-изгой» которые хотели бы создать ядерное оружие. Справочник МАГАТЭ «Глоссарий Безопасности» классифицирует МОКС как «материал прямого использования». Плутоний можно извлечь из МОКС в течение 1 - 3 недели и затем использовать для оружейных целей. Некоторые западные эксперты опасаются, что переход на МОКС обеспечит Россию технической инфраструктурой развитого плутониевого «закрытого топливного цикла». После окончания срока Международного договора, плутоний вновь будет выделен из МОКС и превращен в оружейную форму. Эти эксперты утверждают, что правительство США, рискует распространением плутония во всем мире, поддерживая утилизацию плутония как МОКС. Другая проблема, связанная с МОКС, относится к реакторам-бридерам. Конечно, поскольку БН-600 работает без бланкета, то он не производит большого количества плутония. Однако при работе реактора плутоний будет нарабатываться в его топливе. Стремление Минатома построить новый мощный реактор-бридер, БН-800 может привести к увеличению запасов плутония.

Многие эксперты России полагают, что сдача МОКС в аренду и возвращение его назад в отработанном виде неприемлемо из-за сложившейся в стране ситуации с переработкой и захоронением собственного ОЯТ. Действительно, в 1995 г. общая активность РАО на территории России составляла 6,5 млрд. Ки, причем ежегодно прибавляется около 700 т ОЯТ. Промышленность не справляется ни с переработкой, ни с хранением, ни с захоронением таких количеств ОЯТ. В настоящее время на предприятиях России отсутствуют достаточные мощности по утилизации радиоактивных отходов всех уровней активности. Свободные объемы для долговременного хранения ОЯТ при дополнительном ввозе его из-за рубежа на предприятиях ЯТЦ будут исчерпаны в течение 1-1,5 лет. Ввод новых хранилищ в ближайшее время (в течение

2-5 лет) не возможен. С ввозом зарубежного ОЯТ будет приостановлена программа переработки отечественного ОЯТ с АЭС с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Тем самым, существенно повышается риск возникновения аварийных ситуаций от накопления ОЯТ на площадках АЭС в Европейской части России. Кроме этого, прекращается вывоз ОЯТ с атомных подводных лодок Северного и Тихоокеанского флотов, где и так ситуация с ОЯТ является критической. Широкомасштабный ввоз зарубежного ОЯТ с использованием железнодорожного транспорта неминуемо приведет к аварийным ситуациям в виду того, что многие маршруты литерных проездов проходят по аварийным отделениям железных дорог РФ. С ввозом зарубежного ОЯТ возрастает риск проведения диверсионных и террористических актов, шантажа и вымогательства на предприятиях ЯТЦ и транспорте. Ввоз зарубежного ОЯТ на переработку и хранение крайне опасен с точки зрения соблюдения режима нераспространения ядерных расщепляющихся материалов.

«Зеленые» полагают, что лучшее решение по избыточному оружейному плутонию - конверсия его в «стандарт отработанного топлива» посредством иммобилизации. Иммобилизация требует меньше ресурсов, чем МОКС. Иммобилизация имеет преимущество хранения плутония на оборудованных и хорошо охраняемых полигонах, с последующим его геологическим захоронением. Иммобилизация также существенно затрудняет восстановление плутония для использования его в ядерном оружии, так что иммобилизация удалила бы годный к употреблению в оружии материал из обращения. Если считать, что предотвращение ядерного роста - одна из наиболее актуальных задач, стоящих перед миром, то использование МОКС добавит риск быстрого увеличения плутониевой опасности.

Противники иммобилизации полагают, что это будет пустой тратой плутония, т.к. не используется запасенная в нем энергия. Минатом рассматривает плутоний как ценный энергетический ресурс, который должен использоваться продуктивно. Сторонники МОКС говорят, что облучение обеспечит уничтожение как оружейного, так и гражданского плутония. Одновременно это даст топливо для ядерной промышленности Бельгии, Франции, Германии, Японии, России и Швейцарии, с получением экономической выгоды. Уже сейчас МОКС производит Великобритания (British Nuclear Fuels Limited, BNFL), Бельгия (Belgonucleaire) и Франция (Cogema). Можно ожидать, что скоро к этим странам присоединятся Россия и США. Согласно прогнозу, производство МОКС топлива, как в России, так и в мире в целом, в ближайшие годы существенно увеличится (Табл.3).

Табл. 3. Действующие и планируемые мощности по производству МОКС-топлива в странах мира (тыс т/год).

Страна	Завод	Годы			
		1998	2000	2005	2010
Бельгия	Дессель	35	40	40	40
Франция	Кадараш	35	40	40	40
	Маркуль(Melox)	120	160	160	160
Индия	Тарапур	5	10	10	10
Япония	Токай	15	15	5	5
	Рокассе	-	-	100	100
Великобритания	Селлафилд,MDF	8	8	8	8
	Селлафилд,SMP	-	120	120	120
Россия	По «Маяк»	-	-	10	50
Всего:		218	393	493	533

Минатом России не заинтересован в строительстве долговременных хранилищ плутония, предлагая хранение в форме, допускающей быстрое его использование в качестве топлива для АЭС. Временные хранилища плутония располагаются на площадках, где в дальнейшем будут построены (или уже строятся) заводы по производству уран-плутониевого топлива. Первый завод МОКС в Челябинске-65 на ПО «Маяк», с проектной мощностью 1,3 тонны плутония, введен в эксплуатацию в 2000 г. Второй завод по производству МОКС-топлива предполагается построить в Красноярске-26, но проект находится в начальной стадии разработки. МОКС-топливо будет использоваться на строящейся Южно-Уральской АЭС (расположенной в Челябинске-65), которая будет состоять из трех энергоблоков с реакторами типа БН-800. Экспериментальное использование плутония в качестве топлива было осуществлено в нескольких реакторах: В БР-10, БОР-60, БН-350 на Шевченковской АЭС в Казахстане и БН-600 Белоярской АЭС. Проект реактора БН-800 Южно-Уральской АЭС рассчитан на использование 2,3 тонн плутония для начальной загрузки и 1,6 тонн для ежегодной подпитки.

Минатом России разворачивает работы по утилизации российского плутония, извлекаемого из ядерного оружия, и использованию его в виде МОКС-топлива для реакторов различного типа, как тепловых, так и быстрых. Общая схема производства и сжигания топлива МОКС представлена на **Рис.2**. Предстоит переход от ограниченного использования технологий обращения с плутонием, извлекаемым из боеприпасов, к крупномасштабным работам по разборке боеприпасов, растворению плутония, конструированию и изготовлению МОКС, его промышленному использованию на АЭС с реакторами типа ВВЭР и БН, обращению с отработавшим МОКС-топливом и образующимися при этом РАО, а также к регулярным перевозкам плутоний-содержащих материалов. При этом особого внимания требует вопрос об обращении с радиоактивными отходами, содержащими соединения оружейного плутония.

Основные реакторы, которые предполагается использовать под топливо МОКС - ВВЭР-1000. При этом следует учесть, что физико-технические характеристики смешанного уран-плутониевого топлива в случае использования его на действующих АЭС могут оказать негативное влияние на уровень безопасности станции данного типа. Следует помнить, что и при обычном, урановом топливе система управления и защиты реактора недостаточно эффективна. Именно по этой причине на протяжении последних 6-ти лет была ограничена мощность действующих энергоблоков на Балаковской и Калининской АЭС. Из-за сильно выраженной гетерогенности МОКС-топлива (топливных сборок и всей активной зоны) по сравнению с зонами, загруженными окисью урана, неопределенность значительно возрастает, и параллельно возрастает риск появления дополнительных источников ошибок в расчетах по физике активной зоны, в частности, связанных с изготовлением топлива и загрузкой активной зоны. Применение МОКС-топлива может увеличить риск аварий по сравнению с чистым UO_2 , благодаря появлению новых источников и сценариев аварий. Последствия от аварий, связанных с расплавлением активной зоны, катастрофичны и для реакторов на урановом топливе. Если же реактор работает на МОКС-топливе, повышенный выброс активности приводит к тому, что для того же расстояния от реакторной установки доза оказывается в 2,3-2,5 раз выше. Во столько же раз усугубляется влияние радиации на здоровье проживающих там людей.

Сжигание МОКС-топлива в тепловых энергетических реакторах осложняет и радиохимические проблемы переработки ОЯТ. Помимо нежелательного накопления ^{241}Pu утилизация оружейного плутония в ВВЭР приведет также к увеличению в несколько раз массы Am , Np , Cm по сравнению с ВВЭР на уране. В результате выжигания основного изотопа ^{239}Pu при утилизации оружейного плутония в ВВЭР на ПО «Маяк» накопится нуклидов общей радиотоксичностью, превышающей более чем в 3 раза радиотоксичность трансурановых элементов, накапливаемых при работе ВВЭР такой же мощности, но на уране.

Другое направление использования МОКС – сжигание его в реакторах на быстрых нейтронах (в этом российская программа отличается от американской, предусматривающей

сжигание МОКС исключительно в медленных реакторах). Утилизация плутония в реакторах на быстрых нейтронах происходит путем «сжигания» его в активной зоне, что превращает реактор из производителя плутония в его потребитель (необходимо принять во внимание, что это вовсе не означает, что потребляется весь плутоний: в отработанном топливе его содержится лишь немного меньше, чем в свежем). С точки зрения ядерного распространения одна из проблем, связанных с бридерами состоит в том, что ядерные материалы, входящие в ядерное топливо, могут быть использованы снова, что позволит использовать эти реакторы для производства большого количества плутония, включая оружейный. Концентрация плутония в МОКС-топлива для бридеров существенно выше, чем для легководных реакторов.

5. ТОРИЙ – ПЛУТОНИЕВОЕ ТОПЛИВО

В связи с трудно решаемыми проблемами, возникшими с уран-плутониевым (МОКС) топливом, Россия (на деньги США), занимается разработкой другого вида топлива, которое не только справится с уничтожением плутония, но и окажется вдвое дешевле затрат, требуемых для реализации программы МОКС. Основа нового топлива – торий и оружейный плутоний, смесь которых поставляется в виде топливных сборок на обычные ядерные реакторы, где она и сжигается, попутно производя электроэнергию. В отличие от схемы производства МОКС, производство ториевой комбинации не потребует каких-либо дорогостоящих модификаций и перестроек в реакторах, которые будут использовать ее в качестве топлива – именно это обстоятельство было одним из самых больших препятствий на пути осуществления программы МОКС. Разработчики альтернативной схемы уничтожения оружейного плутония говорят также, что свойства отработанного топлива, получаемого после сжигания в реакторах комбинации тория и плутония, исключают любую возможность вновь использовать оружейные качества, которые содержались в плутонии до его ликвидации в реакторе. Что же касается МОКС, то из отработанного топлива, получаемого после сжигания оксидов урана и плутония, можно вновь извлечь плутоний оружейного уровня и применить его для производства бомб. Новое топливо также хорошо тем, что его можно производить на уже имеющихся у России предприятиях. Сторонники проекта утверждают, что могут начать первый цикл сжигания ториевыхборок в обычных российских реакторах серии ВВЭР-1000 уже к 2006 году.

6. ТРАНСМУТАЦИЯ ПЛУТОНИЯ И МАЛЫХ АКТИНИДОВ

Как известно, помимо плутония, в ядерных реакторах нарабатываются и трансплутониевые элементы (Табл.4) При этом больше всего возникает **минорных актиноидов: нептуний, Нр, америций, Am, и кюрий, Cm.** Некоторые изотопы этих элементов весьма опасны, из-за осуществляемых в них процессов самопроизвольного деления, обеспечивающих возможность цепного процесса, что позволяет изготавливать небольшие по объему ядерные заряды, удобные для террористов. Например, одно время при создании новых видов оружия пристальное внимание уделяли изотопу ^{245}Cm из-за его уникальных делящихся свойств, позволяющих изготавливать на его основе не атомные бомбы, а снаряды, мины и даже пули. Однако выяснилось, что особых преимуществ у кюрия по сравнению с плутонием нет (в частности, из-за низкой плотности кюрия 13 кг/см^3 по сравнению с $19,6 \text{ г/см}^3$ для плутония): по стоимости и производительности кюрий уступает плутонию в несколько раз. Тем не менее, необходимо принимать строгие меры по предотвращению накопления и распространения минорных актиноидов.

Табл. 4. Концентрация актиноидов в ОЯТ энергетических реакторов, г/т U.

Нуклид ВВЭР-440 ВВЭР-1000 РБМК-1000

U^{235}	12700	12300	2940
U^{236}	4280	5730	2610
U^{238}	942000	929000	962000

Pu ²³⁸	75,6	126	68,6
Pu ²³⁹	5490	5530	2630
Pu ²⁴⁰	1980	2420	2190
Cm ²⁴⁴	14,8	31,7	5,66
Am ²⁴¹	517	616	293
Am ²⁴³	69,3	120	73,8

Превращение изотопов плутония и долгоживущих актинидов в короткоживущие радионуклиды или даже в стабильные изотопы посредством облучения в реакторе или на ускорителе можно рассматривать как заманчивую идею, позволяющую решить проблему их обезвреживания. Для ее осуществления необходимо разработать способ извлечения из высокоактивных отходов фракции актинидов и иметь в наличии высокопоточный реактор или ускоритель. Еще перспективнее – вообще отказаться от каких-либо процессов выделения, в том числе - процесса химического отделения плутония. Есть современные технологические схемы быстрых реакторов, которые выжигают топливо, включая ²³⁸U, на 50 - 60% без его переработки. Существует процедура, когда отделяется легкая часть топлива, а тяжелая – без разбивки на компоненты – вновь возвращается в активную зону реактора. Изучены непрерывные режимы, при которых на вход подается ²³⁸U, а на выходе возникает прогоревшее более чем на половину топливо. В замкнутом цикле нет выброса в окружающую среду долгоживущих элементов трансурановой группы и нет выделения плутония в чистом виде.

Под реакторной трансмутацией понимают «пережигание» наиболее опасных радионуклидов в поле интенсивного нейтронного облучения. При этом уничтожаемые элементы не обязательно вводить в топливо: достаточно через реактор пропустить трубу, по которой направить компоненты перерабатываемого твэла или пульпу РАО. Этот процесс переработки ОЯТ возможен поскольку добавление нескольких процентов ВАО в реактор не ухудшает заметно его характеристики. Трансмутация подходит лишь для радионуклидов с высоким сечением захвата нейтронов. Следует сразу указать, что существуют изотопы, которые принципиально нельзя переработать данным методом.

Трансмутация как метод обезвреживания радиоактивных отходов включает в себя не только их ядерное сжигание, но и комплекс иных мер, в том числе радиохимических. Принципиальными вопросами трансмутации малых (минорных) актинидов в области радиохимии, непосредственно влияющими на перспективы реализации этого метода, являются потери минорных актинидов при будущей переработке облученных мишеней и частота их рециклирования, определяющая дозовые нагрузки на оборудование и персонал. Указанные параметры зависят от ядерно-физического способа сжигания актинидов, поэтому их оценка может служить экономически обоснованным аргументом при выборе того или иного направления трансмутации.

Несмотря на множество концепций трансмутации и предлагаемых для их реализации устройств, основная физическая задача заключается в выборе нейтронного спектра - преимущественно быстрого или теплового, хотя в рамках каждого из этих подходов жесткость спектра может заметно изменяться. Сегодня наиболее реальными считаются два пути - сжигание нежелательных нуклидов в специализированных быстрых реакторах при условии повышения жесткости нейтронного спектра по сравнению с энергетическими или создание устройств с высокой плотностью потока тепловых нейтронов. Технически первый вариант является более простым и экономически выгодным, так как основан на усовершенствовании уже существующих быстрых реакторов. Привлекательность же высокопоточных тепловых выжигателей состоит в возможности попутной трансмутации ряда долгоживущих продуктов деления, в основном ⁹⁹Tc и

¹²⁹I. При этом ⁹⁹Tc может быть почти полностью переведен в стабильный ценный платиноид рутений.

С точки зрения радиохимии два этих способа различаются главным образом по степени выгорания мишеней, поступающих на переработку. Фактором, лимитирующим выгорание, является радиационная стойкость реакторных материалов, лежащая для большинства из них в пределах флюенса $10^{23} - 10^{24} \text{ см}^{-2}$. Достигнутое в настоящее время выгорание топлива быстрых реакторов не превышает 20%. Однако содержащие минорные актиниды мишени являются гораздо более опасным объектом по сравнению со стандартным топливом и будут облучаться более жестким нейтронным спектром. Поэтому в проектируемых быстрых трансмутационных реакторов планируемое выгорание актинидных мишеней не превысит 5%. В устройствах с плотностью теплового потока более $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ при флюенсе 10^{23} см^{-2} выгорание может составлять свыше 90% хотя необходимость столь высокой степени выжигания минорных актинидов за одну кампанию является дискуссионной. Это связано с экспоненциальным падением скорости сжигания нуклидов при увеличении выгорания, для поддержания которой требуются дополнительные организационно-технические меры, а также с относительно высокой стоимостью нейтронов, часть из которых будет бесполезно затрачиваться на активацию образовавшихся продуктов деления.

Полные потери минорных актинидов (МА) за счет собственно рециклирования мишеней составят:

$$W = \frac{w}{[(1-q)(1-w)]^{-1} - 1} * 100\%$$

где q - относительное количество сжигаемых за один топливный цикл МА, w - их относительные потери при переработке. (При учете неустраняемых при любых методах обращения с МА потерь w при их выделении из отработавшего топлива энергетических реакторов следует рассматривать

величину $W + w = \frac{w}{1 - (1-q)(1-w)}$ однако такой подход не совсем корректен). Так, при $w = 10^{-3}$

(коэффициент извлечения МА потерь 99,9%) для выгорания $q = 0,05$ (быстрый реактор) и $q = 0,9$ (высокопоточный тепловой реактор) полные потери W составят 1,9% и $1,1 \cdot 10^{-2} \%$ соответственно, при $w = 5 \cdot 10^{-3}$ (коэффициент извлечения 99,5%) - 8,6% и $5,5 \cdot 10^{-2} \%$ соответственно, т.е. будут отличаться примерно в 150-200 раз.

Элементарный состав облученных мишеней, поступающих на переработку, зависит от их выгорания. Мишени с малым выгоранием из быстрых реакторов будут содержать сравнимые количества Np , Pu , Am , Cm , в то время как радиохимическая переработка мишеней, облученных в высокопоточном тепловом реакторе, может быть ориентирована практически лишь на кюрий, что в некоторой степени упрощает задачу.

При больших выгораниях в окружающую среду будут попадать в основном изотопы Cm , более активные по сравнению с ²³⁷Np, который будет преобладать в потерях МА при малых выгораниях. Однако миграционная способность ²³⁷Np в биосфере высока и его вклад в дозовую нагрузку при внутреннем облучении человека является достаточно значимым среди других минорных актинидов.

Количество циклов облучения, необходимое для полного сжигания начальной загрузки МА при малых w составляет $\approx 1/q$, а необходимые перерабатывающие мощности в радиохимической промышленности при годовой наработке актинидов m составят m/q . В 1996 г в мире на атомных станциях произведено 263 ГВт/год электроэнергии, что соответствует наработке примерно 6 т изотопов Np , Am , Cm . Для радиохимического обеспечения трансмутации их в быстрых реакторах при $q=0.05$ потребовалось бы рециклировать в год 120 т МА, в высокопоточных тепловых при $q=0.9$ - менее 7 т. Следовательно, необходимые экономические

затраты и соответствующие дозовые нагрузки на работников этой сферы отличались бы в данном случае почти в 20 раз.

Таким образом, трансмутация плутония и минорных актинидов в быстрых реакторах, несмотря на относительно более низкую техническую проблемность, является радиохимически и экологически намного менее выгодной по сравнению с их сжиганием в высокопоточных тепловых.

Для существующей и перспективной крупномасштабной ядерной энергетики известны операции трансмутационного топливного цикла, позволяющие максимально приблизиться к радиационно-миграционной эквивалентности между долгоживущими и высокоактивными отходами и использованным природным ураном. Соизвлечение с ураном и расщепление радия и тория, достаточно высокие коэффициенты отделения U, Pu, минорных актинидов (Am, Cm, Np, Cf, Pa) для сжигания, Tc и йода для трансмутации, Sr, Cs для полезного использования и длительная (200 - 400 лет), контролируемая выдержка долгоживущих высокоактивных радиоактивных отходов перед окончательным захоронением являются основными операциями трансмутационного топливного цикла. Возможно передача актинидов в быстрые энергетические или специализированные реакторы-трансмутаторы для сжигания в качестве топлива.

Хотя метод трансмутации принципиально осуществим, современный уровень техники недостаточен для его успешной реализации. В существующих ядерных реакторах метод трансмутации не удастся осуществить полностью, так как наряду с процессами деления протекают и процессы захвата нейтронов с образованием тяжелых элементов с большими периодами полураспада. По-видимому, такой способ обезвреживания α -излучателей из отходов мог бы стать целесообразным при облучении в реакторе с плотностью потока нейтронов $10^{16} - 10^{17}$ нейтр./ $(\text{см}^2/\text{с})$ или в термоядерных реакторах. Однако такие реакторы пока не существуют.

7. РАДИОНУКЛИДЫ В ПРОЦЕССЕ РАЗОРУЖЕНИЯ

Проблема плутония – часть задачи снятия с вооружения атомного оружия. Другие аспекты разоружения связаны со снятием с «боевого дежурства» других радионуклидов. Коротко проанализируем общую картину «радиохимического разоружения».

Уран-235. Важной особенностью проблемы разоружения является необходимость утилизации оружейного урана-235. В 1994 г. инвентарное количество российского высокообогащенного урана (ВОУ) достигало 1270 т. При заданном условии дальнейшего развития ядерной энергетики, обращение с высокообогащенным ураном не является существенной проблемой. Этот материал может быть разбавлен до низкого уровня обогащения и использован в качестве топлива для АЭС.

Соглашение ВОУ-НОУ (1993 г.) между Россией и США предусматривает переработку оружейного урана в топливо для АЭС с реакторами на тепловых нейтронах с последующей поставкой его на американские атомные станции. Каждый год Россия получает по этому проекту около 500 млн долларов. Поставки рассчитаны на 20 лет и будут продолжаться до 2013 года. К 2000 г. Россия продала США 500 т урана из ядерных боеголовок, но еще 750 т осталось. В ядерном разоружении освобождается около двух тысяч тонн оружейного урана-235. Задача конверсии решается достаточно просто путем разбавления ^{235}U природным (отвальным) ураном до концентрации, неприменимой для оружия, но пригодной для тепловыделяющих элементов атомных станций. В 2001 году из советского урана, прошедшего процедуру конверсии (из высокообогащенного он превращается в низкообогащенный) производилась десятая часть электроэнергии США. Американской фирме USEC принадлежит 70% рынка ядерного топлива США, причем на 50% сырьем ее обеспечивают российские поставщики. Ожидается, что всего «разоруженного» урана из России в США до 2013 года будет поставлено 150000 т. (в пересчете на исходный высокообогащенный уран – это 500 т.) на общую сумму \$12 млрд.

Тритий. Помимо плутония в бомбах (точнее – в малогабаритных артиллеристских атомных снарядах, внешняя неотличимость которых от обычных – главное условие) используют тяжелый

изотоп водорода – тритий, который также получают в реакторах. Тритиевые бомбы – «чистые» бомбы, поскольку в них не задействованы процессы деления ядер. Для стран с неразвитой ядерной промышленностью изготовление таких бомб намного проще, чем традиционных атомных или водородных, так как ни требуются ни уран-235, ни плутоний. Нужно лишь около 0,1 г трития в смеси с дейтерием, воспламеняемого с помощью обычной взрывчатки (1-2 т). При выходе нейтронов 10^{20} радиус поражения составляет сотни метров. Хотя такая истинно нейтронная бомба имеет выход нейтронов в тысячу раз меньше, чем атомная, но и в тысячу раз меньше расход дефицитного реакторного материала. Однако с точки зрения проблемы разоружения с тритием проще. Период полураспада плутония 24000 лет, для трития он всего лишь 12,6 года. Прекращение производства трития автоматически ведет к исчезновению вместе с ним наиболее опасных видов водородного оружия с темпом 20 раз за 50 лет.

Реакторы термоядерного синтеза. Часто утверждают, что термоядерные реакторы являются безопасными с военной точки зрения, так как не имеют дело с плутонием, не производят делящихся нуклидов, и, следовательно, бесполезны с точки зрения производства атомных бомб. На самом деле любой термоядерный реактор, использующий D - T реакцию, способен накапливать плутоний с производительностью в 10 раз большей, чем реактор деления той же мощности. Суть в том, что для восстановления израсходованного трития из лития или получения плутония из ^{238}U требуется медленный нейтрон, тогда как в D-T реакции рождается 14-МэВ нейтрон, который может быть размножен путем (n, 2n) – реакции на пассивных материалах (Be, D и т.п.). Возникает замкнутое по тритию производство с большим выходом плутония.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Спецкурс.

Лекция 25. РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В ЯТЦ

Содержание.

1. РАДИАЦИОННАЯ ХИМИЯ В ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ	1
2. ВЛИЯНИЕ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ НА РАБОТУ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА	2
2.1 Радиационные повреждения топлива	2
2.2 Химическое действие излучений от продуктов деления	3
3. РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ АЭС	4
4. РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ ПРИ ХРАНЕНИИ РАО ВЫСОКОГО УРОВНЯ.	5
5. РАДИОЛИЗ ЭКСТАКЦИОННЫХ СИСТЕМ	6
6. РАДИАЦИОННАЯ ХИМИЯ НА БАЗЕ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ	7
6.1 Использование энергии излучения продуктов деления.	7
6.2 Химические реакции, инициируемые источниками	8
6.3 Использование кинетической энергии продуктов деления в радиационной химии	9
6.3.1 Хемоядерные процессы	9
6.3.2 Хемоядерные реакоры	9
6.3.3 Промышленные хемоядерные синтезы	11

На химические реакции, задействованные в ядерном топливном цикле существенным образом влияют сложные радиационные процессы, способные изменять химический состав перерабатываемых смесей и реакционную способность соединений. Процессы радиолиза могут приводить к несанкционированному образованию взрывоопасных и токсичных веществ. В отличие от традиционной радиационной химии, учитывающей эффекты от внешнего воздействия ионизирующей радиации на исследуемый материал, в практике ядерного топливного цикла приходится иметь дело с внутренними источниками радиации, в том числе – ускоренными ионами или высокоэнергетическими частицами, атомами отдачи, образующимися при радиоактивном распаде, атомами отдачи продуктов деления и т.п.

В данной лекции мы рассмотрим радиационно-химические проблемы, проявляющиеся на разных стадиях ядерного топливного цикла. Здесь мы основное внимание уделим «мокрой» химии, т.е. радиолиту растворов. Последствия воздействия радиации на конструкционные материалы (в частности, радиационно-ускоренная диффузия) эффекты распухания (свеллинга) ядерного топлива и травления (блистеринга) 1-ой стенки термоядерного реактора будут обсуждены в последующих лекциях.

1. РАДИАЦИОННАЯ ХИМИЯ В ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

Радиационная химия, область химии, в которой изучаются химические процессы, возбуждаемые действием ионизирующих излучений. Основные задачи РХ:

- исследование влияния ионизирующих излучений на состав и свойства различных материалов; разработка способов их защиты от разрушения;
- использование ионизирующих излучений в химической технологии для радиационно-химического синтеза органических, в том числе высокомолекулярных (радиационная полимеризация), низкотемпературного окисления углеводов кислородом воздуха,

модификация поверхности, радиационная прививка, модификация полимерных материалов (например, кабельной изоляции) для придания им термоустойчивости и др.

Становление радиационной химии как науки неразрывно связано с возникновением и развитием атомной промышленности. Эксплуатация уже первых «военных» реакторов для получения делящихся материалов для атомного оружия и отработка технологии отделения этих материалов от осколочных продуктов деления урана показали необходимость учета действий ионизирующих излучений как на конструкционные материалы (графит кладки реакторов, металл оболочек ТВЭЛов, изоляция проводов и пр.), теплоносители, реагенты и растворы, так и на кинетику химических реакций в технологии выделения целевых продуктов. Переработка ядерного горючего потребовала выяснения процессов разложения воды, химических превращений в технологических смесях, обладающих высокой радиоактивностью.

Совершенствование технологии получения делящихся материалов и электрической энергии на ядерных установках потребовало развития как базы экспериментальных данных по действию излучения на материалы и процессы, так и создания теории радиационно-химических процессов, начиная с взаимодействия излучения с веществом и кончая образованием конечных продуктов радиолитического и изменением эксплуатационных свойств материалов.

Как уже упоминалось, в настоящее время наиболее употребительна схема ядерного топливного цикла, основанная на переработке облученного топлива АЭС водными методами по экстракционной технологии. На первых двух стадиях топливного цикла - от добычи урана до изготовления тепловыделяющих сборок (ТВС) - проблем, связанных с действием ионизирующих излучений на материалы и процессы не возникает из-за низкого уровня мощности дозы, обусловленной природной радиоактивностью продуктов и реагентов в технологии этих этапов. При получении электроэнергии и тепла на ядерных энергетических установках (ЯЭУ) главной проблемой, относящейся к радиационной химии, является выявление и минимизация эффектов действия ионизирующих излучений на теплоносители, замедлители и др. материалы в активной зоне ядерных реакторов. Сложность проблемы усугубляется тем, что в этих условиях материалы подвергаются воздействию излучения сложного состава (быстрые и медленные нейтроны, альфа-, бета-, и гамма-излучение широкого энергетического спектра, «горячие» осколки деления и атомы отдачи) при весьма высокой мощности дозы (до МГр/с), высокой температуре (до 600°C) и давлении (до 200 атм). Рассмотрим эти эффекты.

2. ВЛИЯНИЕ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ НА РАБОТУ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Продукты, образовавшиеся при делении ядерного топлива, по-разному влияют на работу реактора.

- 1) Они вызывают физическое повреждение топлива, скорость и тип которого зависят от состава топлива.
- 2) Все продукты деления в большей или меньшей степени поглощают нейтроны, так что при увеличении времени работы реактора увеличивается и число нейтронов, захваченных нейтронными ядами из числа продуктов деления.

Это увеличение поглощения нейтронов, связанное с выгоранием делящегося материала, влияет на нейтронный баланс в реакторе и может привести его в субкритическое состояние, при котором цепная реакция прекратится.

2.1 Радиационные повреждения топлива

При продолжительном облучении ТВЭЛы из металлического урана повреждаются, что приводит к разрыву оболочек элемента. Это действие можно сравнить со сморщиванием и скручиванием, происходящими при многократных нагревах (термоциклировании). Типичный монокристалл альфа-урана, первоначально цилиндрический в процессе облучения нейтронами удлиняется, а его сечение становится овальным. Эффект возможно связан с локальным расплавлением металла в местах движения продуктов деления. При облучении увеличивается

также объём образца урана, что обусловлено образованием газообразных продуктов деления: ксенона и криптона. Газы диффундируют через металл и под очень малым давлением накапливаются в межкристаллитных порах.

Это подтверждается данными метода дифракции рентгеновских лучей и увеличением в результате облучения размера кристалла урана, недостаточным, однако, для объяснения наблюдаемого уменьшения плотности.

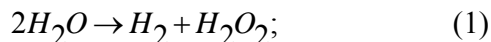
Хотя реактор с природным ураном может работать достаточно длительное время до момента повреждения оболочки, экономически желательно максимально продлить полезное время жизни ТВЭЛ. Возможные меры борьбы с распуханием топлива мы обсудим в последующих лекциях, посвящённых радиационному материаловедению.

2.2 Химическое действие излучений от продуктов деления

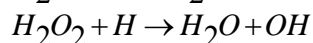
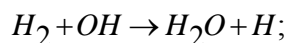
Для специалиста по радиационной химии продукты деления представляют интерес вследствие интенсивной ионизации, производимой ими в веществе; по порядку величины плотность ионизации осколками значительно больше, чем, например, α -частицами с энергией 5 Мэв. Поэтому в некоторых типах реакторах имеет важное значение радиолит воды. Представляет интерес и радиационная химия газов, как возможный путь получения химических реактивов, например, азотной кислоты, за счёт облучения продуктами деления в энергетическом реакторе.

При использовании ядерных реакторов с водяным охлаждением возникают две основные химические проблемы: радиолит воды и коррозия конструкционных материалов при повышенных температурах и дозовых нагрузках. Эти проблемы одинаковы независимо от того тяжёлая или лёгкая вода используется для охлаждения реактора.

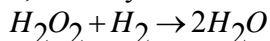
Под действием ионизирующего излучения разложение воды может происходить двумя путями:



При облучении воды излучением с низкой плотностью ионизации (например, γ -лучами) преобладает реакция образования радикалов, в то время как для излучений с высокой плотностью ионизации (например, α - и β -частицы, осколки деления) становится более важной реакция образования молекул. В ядерном реакторе, где имеются различные виды излучения, (γ -лучи и протоны высокой энергии, образующиеся при взаимодействии с нейтронами), обе эти реакции протекают одновременно. Радикалы H и OH представляют собой чрезвычайно реакционноспособные вещества, которые быстро соединяются с продуктами, образующимися в результате реакции (1):



Если объединить эти реакции вместе, то получим



реакцию, обратную первоначальной реакции радиолита (1). Равновесие обычно смещено в сторону образования воды (низкий радиолит). Однако равновесие можно нарушить добавлением в воду веществ, которые активно реагируют со свободными радикалами, что приведёт к замедлению реакции рекомбинации. Например, ионы хлора и брома чрезвычайно реакционноспособны по отношению к радикалам H и OH. Их присутствие в количестве нескольких миллиграммов на литр может вызвать быстрый радиолит воды. Поэтому необходимо поддерживать очень высокую чистоту воды, для того, чтобы радиолит был минимальным. Обычно требуется, чтобы вода в реакторе имела удельную электропроводность $1 \cdot 10^6 \text{ ом}^{-1} \text{ см}^{-1}$. Для получения воды с такой удельной электропроводностью используют ионообменные процессы.

Эти соображения не имеют значения для ядерных реакторов, охлаждаемых обычной водой, но они чрезвычайно важны для реакторов, в которых используется тяжёлая вода, поскольку она очень дорогая. При сильном радиоллизе тяжёлой воды необходимо сооружение сложного внешнего оборудования для рекомбинации радикалов, что значительно увеличивает стоимость реакторной системы и усложняет её.

3. РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ АЭС

В соответствии с принятой технологией на АЭС после того, как топливо достигнет регламентного выгорания (в зависимости от типа реактора 8-40 ГВт-суток на тонну урана) тепловыделяющие сборки (ТВС) выгружаются из активной зоны. Они слишком «горячи», чтобы их можно было тотчас же вывозить со станции. Поэтому их «ставят на выдержку» непосредственно на АЭС. Для этой цели около реактора имеются специальные бассейны различной конструкции. В этих бассейнах, залитых водой, ТВС помещаются на стеллажи или в специальные пеналы и хранятся достаточно длительное время — от 3 до 8 лет и более. Вода в бассейнах-хранилищах играет одновременно три роли: биологической защиты, нейтронной защиты и теплоносителя. В связи с хранением отработавшего топлива в бассейнах возникают две проблемы, обусловленные действием излучения на воду:

- образования водорода и, следовательно, проблема предотвращения возможного взрыва смеси водорода и кислорода,
- интенсификации коррозии оборудования бассейнов-хранилищ под действием излучения.

Вода в бассейнах постоянно подвергается специальной очистке. При этом главное внимание обращается на удаление из нее радиоактивных загрязнений, появляющихся из-за негерметичности отработавших ТВС. Однако воду очищают на ионнообменных колоннах также и от ионов металлов — компонентов конструкционных материалов, главным образом сталей (хром, никель, железо). Поскольку вода в бассейнах-хранилищах находится в постоянном соприкосновении с воздухом, она кроме кислорода и азота, содержит диоксид углерода. Также определенные проблемы существуют, которые связаны с эффектами действия ионизирующих излучений, на следующем этапе ядерного топливного цикла — при транспортировании отработавшего топлива с АЭС на радиохимический завод для переработки. Перевозка отработавшего топлива производится в специальных контейнерах. Они представляют собой емкости, внутри которых в специальных чехлах размещаются отработавшие ТВС. Стенки контейнера являются одновременно несущим конструкционным элементом и защитой от излучений. Отведение тепла, выделяющегося при радиоактивном распаде, в окружающую среду осуществляется газовым (воздух, азот) или водяным теплоносителем. В последнем случае контейнер называют водозаполненным. Вода в нем играет роль не только теплоносителя, но и защиты от быстрых нейтронов спонтанного деления и распада нуклида ^{254}Cf . Контейнеры устанавливаются на железнодорожные платформы, автотрейлеры, паромы и т. д. и перевозятся по транспортным магистралям общего пользования. Это накладывает дополнительные требования по обеспечению безопасности по сравнению с действующими на предприятиях ядерной энергетики.

В настоящее время на территории нашей страны действуют требования МАГАТЭ по обеспечению безопасности перевозок радиоактивных материалов (в частности, отработавшего топлива АЭС). В соответствии с этими правилами ни при каких условиях при перевозках, в том числе и аварийных, из контейнера не должна происходить утечка радиоактивных материалов. Контейнер, например, должен оставаться герметичным при падении с высоты 9 м на бетонное основание или на штырь, при нахождении в очаге пожара с температурой пламени 800°C в течение 1 ч, при утоплении в воде на глубине 10 м. Правила также требуют, чтобы в свободном объеме водозаполненных контейнеров при любых условиях перевозки была обеспечена невозможность взрыва водорода, образующегося при радиоллизе воды. Взрыв смеси водорода и

кислорода невозможен, если концентрации компонентов в смеси, находящейся в свободном объеме контейнера, будут меньше нижнего концентрационного предела взрываемости (для водорода — 4 % об. и кислорода — 5 % об.). Закономерности радиационной химии воды позволяют рекомендовать меры, при выполнении которых концентрации водорода и кислорода в свободном объеме контейнера будут ниже этого предела.

Что представляет собой водозаполненный контейнер для перевозки отработавшего топлива АЭС? По сути дела, это замкнутый сосуд, в котором имеется некоторое количество воды и свободный объем, заполненный газом (воздух или инертный газ). Вода в этом сосуде подвергается облучению весьма большими дозами «легкого» гамма-излучения, так как альфа- и бета-излучения радионуклидов — осколков деления ядер урана задерживаются оболочками ТВС и переходят в тепло. Таким образом, здесь реализуются условия, при которых в воде неизбежно происходит наступление радиационно-химического стационарного состояния по водороду, кислороду и пероксиду водорода. Состав газовой смеси в свободном объеме будет определяться равновесными парциальными давлениями водорода и кислорода, соответствующими их концентрациям в жидкой фазе. Задача обеспечения взрывобезопасности газовой смеси сводится, таким образом, к минимизации стационарных концентраций стабильных продуктов радиолиза воды в замкнутых системах.

4. РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ ПРИ ХРАНЕНИИ РАО ВЫСОКОГО УРОВНЯ.

Необходимой стадией любой технологии радиохимической переработки отработавшего топлива АЭС является промежуточное, более или менее длительное, хранение в наземных стальных емкостях жидких высокоактивных отходов (ВАО), представляющих собой растворы азотнокислых солей осколочных радионуклидов и трансурановых элементов, нитрата натрия, органических кислот и содержащих, кроме того, технологические примеси, такие как экстрагенты, разбавители, силикаты, продукты коррозии оборудования и пр. Эта стадия из-за большого количества одновременно находящейся в хранилищах активности является одной из самых опасных на производстве.

Сформулируем требования, выполнение которых необходимо для обеспечения безопасного режима хранения ВАО.

1. Режим съема тепла, выделяющегося при распаде радионуклидов, должен обеспечивать отсутствие как общего, так и локального разогрева и, тем более, выпаривания отходов. Организация режима теплосъема зависит от радиохимического состава отходов и их теплофизических свойств. Последние — во многом определяются радиационно-химическими процессами, протекающими в ВАО.
2. В свободных объемах хранилищ не должны образовываться взрывоопасные концентрации горючих газов и паров. Таковыми могут быть возникающие при радиолизе водного отхода водород и метан, при радиолизе экстрагентов и разбавителей — водород и «легкие» углеводороды, бутанол и т. д.
3. В процессе хранения в отходах вследствие терморadiационных процессов не должно образовываться веществ, опасных в коррозионном отношении (например, ионов хлора в азотнокислых растворах), или веществ, дающих с компонентами отхода соединения, трудно извлекаемые из хранилищ, затрудняющие переработку отхода, а также веществ, способных концентрировать делящиеся радионуклиды (например, продукты деструкции экстрагентов).
4. В течение всего срока хранения отходы должны быть гомогенными, т.е. в растворе не должно образовываться осадков. Последние — потенциально опасны, так как могут сорбировать осколочную активность, вызывая неравномерность поля температур и поля ионизирующего излучения по объему хранилища и возможность локального вскипания отхода. Это может также существенно затруднить переработку жидких отходов. Осадки могут образовываться вследствие гидролиза солей тяжелых металлов, редкоземельных (РЗЭ) и трансурановых элементов при

радиационно-химическом разложении кислот и комплексообразователей в отходе. Старение осадков в поле ионизирующего излучения часто приводит к образованию чрезвычайно труднорастворимых соединений.

5. В процессе хранения при нормальной эксплуатации хранилищ должен быть обеспечен минимальный технически достижимый сброс содержащихся в виде аэрозолей в свободных объемах аппаратов-хранилищ радионуклидов в окружающую среду. Этого можно достичь за счет оптимизации режима сдувки радиолитических взрывоопасных газов, образующихся при радиолизе.

Таким образом, из изложенного ясно, что при организации безопасной в экологическом смысле технологии промежуточного хранения жидких ВАО совершенно необходимо учитывать радиационно-химические процессы, протекающие в жидких высокоактивных отходах под действием ионизирующего излучения радионуклидов. Радиационно-химические превращения компонентов отходов могут быть причиной появления потенциально опасных веществ и возникновения потенциально опасных явлений при их хранении. Для учета, однако, необходимо понимание механизмов радиационно-химических превращений в отходах. Детальный теоретический анализ и нахождение аналитических зависимостей кинетики этих превращений в отходах на современном уровне знаний, к сожалению, невозможен вследствие сложности и вариабельности составов отходов даже в рамках одного технологического процесса.

5. РАДИОЛИЗ ЭКСТРАКЦИОННЫХ СИСТЕМ

Среди промышленных методов переработки отработавшего ядерного топлива доминирующее место занимает экстракция — избирательное извлечение ионов металлов из водных растворов органическими растворителями. Целью этого процесса является обеспечение не менее 99,9 % извлечения урана и плутония из раствора отработавшего ядерного топлива при коэффициенте очистки этих металлов от осколочных радионуклидов не менее 10^7 - 10^8 . Процесс экстракционной переработки отработавшего топлива включает следующие блоки: накладки (статические или динамические), расслаивание, реэкстракция и промывка экстрагента для повторного использования.

Особенности экстракции в радиохимической промышленности обусловлены тем, что экстракционные системы подвергаются радиационному воздействию. В результате этого воздействия (главным образом бета- и гамма-излучения осколочных радионуклидов) в органической и водной фазах протекают радиационно-химические превращения, приводящие к изменению исходного состава системы и накоплению продуктов радиолиза. Это может оказывать заметное влияние на основные характеристики экстракционного процесса:

1. Уменьшить «емкость» экстрагента, т. е. полноту извлечения целевых продуктов (урана и плутония) в результате ухудшения комплексообразующих свойств экстрагента;
2. Ухудшить селективность, т. е. очистку урана и плутония от осколочных радионуклидов в результате изменения валентного состояния ионов;
3. Изменить гидродинамические параметры, такие как вязкость органической фазы, межфазное поверхностное натяжение (характеризует эффективность расслоения фаз);
4. привести к появлению третьих фаз («медуз»), осадков и т. д.

Для использования в радиохимической промышленности предлагались многие экстрагенты: алкил- и арилароматические амины различного строения, эфиры фосфорной кислоты и др. В качестве разбавителей испытывали керосин, синтин, смеси углеводородов, индивидуальные углеводороды и галогенорганические соединения. Однако в современной мировой практике в радиохимической промышленности в широком масштабе используются в качестве экстрагента только *n*-трибутилфосфат (ТБФ), а в качестве разбавителя — специальные смеси алифатических углеводородов C_{11} - C_{15} . Это обусловлено несколькими причинами.

- 1) ТБФ относительно дешев и доступен.

- 2) Он имеет высокую селективность по отношению к урану и плутонию по сравнению с осколочными радионуклидами и достаточную экстракционную способность, дающую возможность использовать его в виде раствора в разбавителе (обычно не более 30 %) для извлечения урана и плутония из разбавленных азотнокислых растворов облученного топлива без высаливателей.
- 3) ТБФ химически стоек и обладает свойствами (плотность, вязкость, коэффициент поверхностного натяжения), способствующими быстрому разделению фаз и обеспечивающими пожаровзрывобезопасность процесса (низкая летучесть, высокая температура вспышки).

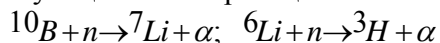
Упомянутые смеси углеводородов по гидродинамическим характеристикам наиболее близки ТБФ, достаточно радиационно стойки и обладают высокой температурой вспышки. При действии ионизирующего излучения ТБФ разлагается с образованием дибутилфосфорной (НДБФ), бутилфосфорной (Н2МБФ) и фосфорной кислот, которые, как установлено многочисленными исследованиями, и определяют изменение свойств экстракционных систем на основе ТБФ.

6. РАДИАЦИОННАЯ ХИМИЯ НА БАЗЕ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

До 1940 г. источниками ядерного излучения были рентгеновские трубки, сравнительно слабые природные радиоактивные элементы (например, радий) и ускорители частиц (например, генератор Ван-де-Граафа). Использование ядерных реакторов резко расширило возможности получения источников излучения за счёт нейтронного облучения соответствующих материалов. Некоторые искусственно полученные радиоактивные изотопы обладают намного большей активностью, чем природный радий, и, кроме того, они доступны в значительно больших количествах.

Ядерный реактор представляет собой мощный источник излучения, состоящего в основном из нейтронов и γ -лучей. Использование реактора в качестве радиационного источника затрудняется присутствием потока медленных нейтронов, которые могут увеличить радиоактивность облучаемого материала за счёт нейтронной активации. Эта радиоактивность затрудняет последующую переработку облучённого материала. Однако хотя значительные дозы γ -излучения могут быть получены, например, с помощью ^{60}Co , ядерный реактор является основным источником большого потока быстрых нейтронов.

Путём введения в облучаемый образец некоторого количества специально подобранного вещества, можно полностью изменить природу излучения, и количество энергии, поглощённой образцом, при этом возрастает на несколько порядков. Так, например, при пропитке образца изотопом ^{235}U продукты деления, образующиеся в нейтронном потоке реактора, эффективно облучают образец. В тепловом реакторе скорость поглощения энергии водой увеличивается в 10^8 раз, когда в воде растворяют уранилсульфат с концентрацией 1 г ^{235}U на 1 л. С другой стороны, пропитка образца литием или бором влечёт за собой интенсивное облучение α -частицами, образующимися по реакции:



6.1 Использование энергии излучения продуктов деления.

Некоторая часть энергии, выделяемая при работе ядерного реактора, связана с энергией излучения радиоактивных продуктов деления. Последние представляют собой радиоактивные изотопы элементов от цинка до диспрозия с разнообразными периодами полураспада. Хотя энергия излучения продуктов деления выделяется ещё долгое время после извлечения из реактора отработанных ТВЭЛ, только небольшая часть этой энергии может быть использована для промышленных целей, поскольку производственные процессы требуют относительно короткого времени облучения для обеспечения приемлемой скорости производства.

Количество энергии, которое может быть выделено в виде излучения продуктами деления, можно оценить из следующего примера. Атомная электростанция на 300 Мвт может выделить

ещё около 3 Мвт тепла за счёт β - и γ -излучения отработанных ТВЭЛ. Такую энергию они могут выделять в течение нескольких дней после их извлечения из реактора. Было бы, однако, непрактично из-за высокой скорости распада продуктов деления использовать эту энергию непосредственно для производственных процессов или для отопления. Энергию излучения продуктов деления лучше использовать в медицине, сельском хозяйстве и промышленности, а также для проведения полезных радиационно-химических процессов.

Если продукты деления использовать для радиационных целей сразу после непродолжительной выдержки, то можно более полно использовать их энергии. Однако активность продуктов деления быстро уменьшается во времени, что затрудняет облучение материала строго определённой дозой. Поэтому целесообразно использовать источники излучения после некоторого уменьшения их активности вследствие распада. После такого распада активность источника будет много меньше, но создаваемая им интенсивность излучения станет более постоянной.

При использовании излучения продуктов деления для производственных целей известны три типа устройств для облучения:

1. Большое число облучённых ТВЭЛов окружается трубами, через которые прокачиваются необходимые химические реагенты, или вставляется в промежутки между ними.
2. Используется концентрированная смесь продуктов деления, которые после отделения урана были приготовлены в виде интенсивного источника радиации.
3. Выделение некоторых изотопов для получения концентрированных источников излучения с точно известным энергетическим спектром. Использование таких источников излучения позволяет контролировать дозу облучения. Применение выделенных излучателей даёт преимущество из-за не больших требований к защите и более эффективного поглощения энергии в облучаемых системах.

Есть предложение использовать изотоп ^{85}Kr : будучи инертным газом, он хорошо смешивается с облучаемой жидкостью, а после облучения может быть полностью отделён от неё.

Зная, какое большое количество энергии может быть использовано в виде энергии излучения продуктов деления, можно определить типы химических систем, реакции в которых вызываются излучением.

6.2 Химические реакции, инициируемые источниками

Тепловой эквивалент излучения очень низок. Например, поглощение всего излучения от источника активностью 1000 кюри с энергией γ -лучей, равной 1 Мэв, эквивалентно только 6 вт тепловой энергии. Необходимо поэтому определить те свойства излучения, которые могут быть использованы в производственных процессах.

Привлекает возможность разрушения микроорганизмов под влиянием излучения без заметного нагрева облучаемого материала. Интенсивное ионизирующее излучение используется для стерилизации пищи, медикаментов и т.п. Показано, что экономично строить ядерные реакторы мощностью от 3 до 300 Мвт исключительно для дезинфекции зерна и пастеризации молока.

Для обеспечения высоких выходов реакций при использовании энергии излучения продуктов деления в виде источников ограниченной мощности, необходимо выбирать цепные химические реакции. Для начала таких реакций исходным продуктам необходимо сообщить небольшое количество энергии, после чего реакции протекают обычным путём. Для этой цели очень хорошо подходит реакция полимеризации. Этим путём можно производить такие широко используемые материалы, как бутиловый каучук, поливинилацетат и полиэтилен. Одним из результатов взаимодействия ионизирующей радиации с веществом является образование свободных радикалов, которые могут явиться инициаторами полимеризации. Применение радиации при полимеризации этилена позволяет значительно снизить рабочее давление, а следовательно, и

стоимость процесса. Одним из преимуществ использования γ -излучения является его высокая проникающая способность, что важно при проведении полимеризации в сложных литейных формах. Гraft-сополимеризация позволила получить совершенно новые типы полимеров. Цель такой полимеризации – объединение двух полимерных молекул, что позволяет получить продукт с требуемыми свойствами. Например, прививка винилкарбазола к полиэтилену даёт лучшие диэлектрические свойства и высокую термостойкость, а адгезивные свойства тефлона улучшает поверхностная прививка стирола.

Кроме инициирования реакций полимеризации, проводится облучение полимеров, полученных обычным путём, с целью улучшения их свойств. Например, облучение полиэтилена приводит к сшивке полимерных цепей, что повышает механические свойства полиэтилена при 100°C. Это расширяет возможности использования полиэтилена. Облученный полиэтилен может быть использован для изоляции обмоток электрических машин или же для изготовления контейнеров, в которых проводится тепловая стерилизация.

При интенсивном облучении органических материалов происходит некоторое их разрушение. В некоторых случаях можно использовать этот распад в полезных целях. Излучение высокой энергии способно разрушать древесину, которая представляет собой высокополимеризованную глюкозу. При таком облучении образуется материал, легко усваиваемый бактериями, что может служить основой для решения проблемы кормления молочного скота.

6.3 Использование кинетической энергии продуктов деления в радиационной химии

6.3.1 Хемоядерные процессы

Коротко остановимся на возможности проведения принципиально важных химических реакций в самом ядерном реакторе.

Кинетическая энергия нейтронов и γ -излучения – относительно небольшая часть всей энергии, производимой в реакторе. Более того, взаимодействие нейтронов и γ -квантов с веществом неэффективно. Поэтому желательно использовать энергию осколков деления, которые более эффективно взаимодействуют с веществом и энергия которых составляет 84% общей энергии, выделяющейся при делении.

В настоящее время мало известно о химических реакциях, инициируемых осколками деления. Они являются тяжёлыми частицами с большим зарядом и поэтому очень сильно взаимодействуют с веществом. Возможно, что на эквивалент поглощённой энергии выход продукта может быть больше при взаимодействии с осколками деления, чем при облучении любыми другими видами излучений реактора.

Энергия осколков деления, выделяющаяся в гетерогенном реакторе, в которых используются ТВЭЛы в металлической оболочке, не может быть использована для химических целей. Пробег осколков деления в металле составляет всего $5 \cdot 10^{-3}$ мм, следовательно, они полностью задерживаются материалом покрытия. В растворе топлива гомогенного водного реактора их пробег также равняется только $2 \cdot 10^{-2}$ мм, поэтому для получения эффективного взаимодействия между осколками деления и химическими реагентами необходимо, чтобы последние заняли место воды в растворе топлива. Взаимодействие с растворёнными газами не совсем удобно, поскольку невозможно достичь достаточной степени их растворимости, когда большая часть энергии продуктов деления передаётся растворённому газу, а не жидкости.

6.3.2 Хемоядерные реакторы

Добиться прямого использования энергии осколков деления в больших масштабах можно только в реакторной системе специального типа. В такой системе урановое топливо должно быть достаточно измельчено, чтобы осколки деления могли проникать в химический реагент. Частицы топлива, например, окись урана или его карбид, должны иметь диаметр менее $2,5 \cdot 10^{-3}$ см, иначе энергия осколков деления практически полностью поглотится в самих частицах. При

изготовлении частиц такого диаметра не возникает никаких особенных трудностей. Известно, что при термическом разложении оксалатов тяжёлых металлов образуются оксиды с очень развитой поверхностью; диаметр частиц этих оксидов менее $2,5 \cdot 10^{-3}$ см.

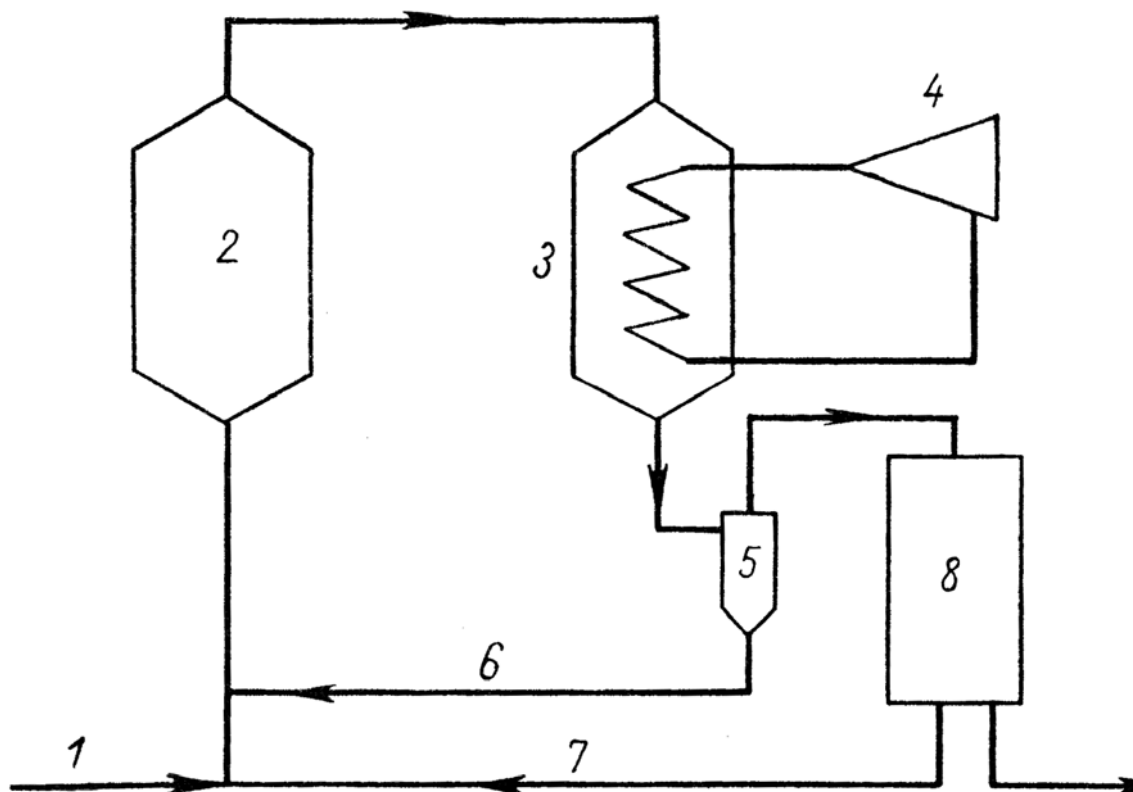


Рис.1. Реакторная система для прямого химического синтеза, в которой используется энергия деления: 1 – ввод химикалий; 2 – реактор; 3 – теплообменник; 4 – турбина; 5 – циклон; 6 – контур уранового топлива; 7 – непрореагировавшие газы; 8 – отделение химического продукта; вывод химического продукта и газообразных продуктов деления.

На **Рис.1** показана простейшая реакторная система, в которой для химического производства используется энергия осколков деления. Частицы ядерного топлива в этой системе распределяются в газах, которые должны прореагировать между собой при облучении в активной зоне реактора. После реактора смесь пропускается через теплообменник, а затем производится разделение фаз для отделения образовавшегося химического продукта. Наличие теплообменника в такого вида реакторной системе имеет большое значение, поскольку нежелательно и неэкономично строить реактор только для производства химической продукции. В системе с теплообменником одновременно генерируется некоторое количество электрической энергии. Большая часть энергии, выделяющаяся при делении, проявляется в виде кинетической энергии осколков деления (примерно 84%). Только четверть её может быть использована для химических целей вследствие потерь в самих частицах топлива и неэффективного поглощения в газовой фазе. Поэтому энергия, поглощаемая в газовой фазе, составляет только 20% общей энергии реактора. Но эта часть энергии также не вся используется для разрушения химических связей: некоторая её часть идёт на нагрев химических реагентов. Наибольшая часть общей энергии реактора, которая расходуется непосредственно для химических целей, составляет 1,5%. Данная величина зависит

от радиационно-химического выхода и была рассчитана для $G=10$. Вероятно, это максимально достижимая величина.

При бомбардировке осколками деления реакция стимулируется или непосредственно поглощением энергии в газовой фазе, или энергия поглощается твёрдыми частицами топлива, которые изменяют свою структуру таким образом, что становятся очень активными катализаторами, и реакция протекает при их участии.

По первому механизму (поглощение энергии непосредственно способствует протеканию химической реакции) эффективность будет зависеть от давления газа, поэтому оно должно быть максимально высоким. Поскольку в реакторе на природном уране необходима высококонцентрированная суспензия частиц урана, то большая часть энергии осколков деления будет теряться из-за поглощения в соседних частицах и рассеиваться в виде тепла. Поэтому только высокообогащённое топливо и давление свыше 10 атм удобны для химического синтеза. Однако если определяющим фактором является поглощение энергии в твёрдой фазе, то реактор с топливом на природном уране был бы, вероятно, более выгодным для осуществления химических реакций, поскольку поверхность топлива у него выше.

Реактор с газовым охлаждением и замедлителем из тяжёлой воды можно приспособить к химическому производству. В таком реакторе тяжёлая вода содержится в больших цистернах при температуре ниже 100°C благодаря термической изоляции вокруг труб ТВЭЛ. Эти трубы проходят через цистерну и содержат ТВЭЛы, охлаждаемые циркулирующим газом. Для химического производства ТВЭЛ можно заменить частицами окисла урана небольшого диаметра, которые находились бы во взвешенном состоянии в газах, использованных для химического синтеза.

Для химического синтеза нужно выбрать газы с низким поперечным сечением захвата нейтрона; тогда в получаемом продукте будет находиться только небольшая радиоактивность. Однако если использованные частицы топлива настолько малы, что большая часть энергии осколков деления передаётся реагирующим газам, то после потери своей кинетической энергии они могут рассматриваться как обычные элементы или соединения элементов. Эти элементы обладают большой радиоактивностью и преимущественно остаются в газовой фазе. Можно определить, насколько велика будет радиоактивность продукта и какой необходим фактор очистки для того, чтобы сделать продукт приемлемым. Например, в случае связывания атмосферного азота и его превращения в сельскохозяйственные удобрения фактор очистки будет определяться содержанием ^{90}Sr . Для того, чтобы стало возможным использовать эти удобрения, фактор очистки должен иметь порядок 10^8 .

6.3.3 Промышленные хемоядерные синтезы

Энергию реактора можно использовать для осуществления многих химических процессов, однако из этого большого числа реакций сейчас используются реакции с первоначально газообразными веществами.

Оксиды азота и азотная кислота. При облучении воздуха потоком быстрых нейтронов и γ -квантов на каждые 100 эв, поглощённые газовой фазой, образуется 1,1 ион нитрата. При высоких дозах облучения в результате радиолиза воды образуется водород, который, реагируя затем с азотом, образует заметные количества ионов аммония. При давлении 20 атм и температуре 175°C образуется пять молекул соединений кислорода с азотом на каждые 100 эв поглощённой энергии.

Аммиак. Облучение смеси азота и водорода при атмосферном давлении в медленном реакторе показало, что величина $G=0,7$ молекулы на 100 эв энергии, передаваемой газовой смеси быстрыми нейтронами и γ -излучением. Мало надежды, что этот метод сможет конкурировать с обычными методами производства аммиака.

Гидразин. Представляет интерес радиационный синтез безводного гидразина из азота и водорода. Обычный процесс синтеза чрезвычайно дорог. Следовательно, синтез гидразина в

ядерных реакторах, возможно, был бы более выгодным, даже при низких величинах радиационного выхода, G . Гидразин представляет собой чрезвычайно концентрированную форму химической энергии и используется в качестве ракетного топлива. Удалось упростить синтез гидразина облучением азотоводородной смеси ультрафиолетовым облучением. Было показано, что в результате такого облучения образуется гидразин, если быстро выводить газы из камеры реакции. Выполнение этого условия потребуется также для синтеза гидразина в ядерном реакторе. Если принять, что $G=1$, то один реактор на 50 МВт мог бы производить в год 3000 т гидразина.

Озон. Озон широко используется в различных отраслях промышленности для процессов химического окисления. Особенно важно использование его для очистки воды. Озон получается при облучении кислорода. В первоначальном опыте облучения осколками деления величина G оказалась равной 15 мол/100 эв.

Разложение двуокиси углерода. При разложении CO_2 осколками деления, выход кислорода $G(\text{O}_2) = 5$ мол/100 эв, а выход $\text{CO} - 10$ мол/100 эв. Значение $G(\text{O}_2)$ уменьшается при росте температуры от 200 до 400°C, в то время как увеличение давления приводит к росту величины $G(\text{CO})$.

Разложение воды, водород и перекись водорода. Имеются громадные возможности потребления дешёвого водорода для обычных промышленных целей, для транспорта и гидрогенизации угля. Одной из характеристик гомогенного реактора является интенсивный радиолиз воды. В отсутствие сульфата меди, который используется как катализатор для рекомбинации, образовавшаяся в результате радиолиза смесь газов может быть выделена из реактора. В отличие от реакторов с газовым охлаждением, гомогенный реактор позволяет достигнуть высокой степени использования энергии. Если принять $G=1,5$ молекулы разложившейся воды на каждые 100 эв поглощённой энергии, то реактор на 50 МВт способен производить $6,25 \cdot 10^2 \text{ м}^3$ водорода в день. Его необходимо отделять от кислорода и от одновременно образующихся осколков, что увеличивает стоимость производства. Главной отрицательной чертой этого метода является утечка нейтронов на водороде.

Неводные жидкостные системы. Наряду с реакциями в газовой фазе энергия осколков деления можно использовать для химического синтеза в органических жидких системах. Так, при использовании в реакторе взвеси двуокиси урана в метаноле образуется продукт, содержащий этилен гликоль. Если использовать взвесь двуокиси урана в смеси этанола и гексана, то образуется продукт, содержащий бутандиол, октанол, додекан и другие вещества.

Этиленгликоль. Этот процесс осуществляется при облучении метилового спирта нейтронами, гамма-квантами и осколками деления. Для этиленгликоля радиационный выход $G=3$ мол/100 эв при равновесной концентрации 3 – 6%. Побочными продуктами процесса являются формальдегид и водород.

Пока ещё нельзя эффективно превращать ядерное топливо непосредственно в химическую энергию, но в этом направлении проводится много исследований.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Спецкурс.

Лекция 26. ПРЕДПРИЯТИЯ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

Содержание

1. ПРОМЫШЛЕННЫЕ ПРЕДПРИЯТИЯ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ РОССИИ	1
<i>1.1 Предприятия ядерного топливного цикла</i>	7
1.1.1 Сибирский химический комбинат, СХК (г.Северск, Томск-7)	7
1.1.2 Красноярский горно-химический комбинат (г. Железногорск, Красноярск-26)	8
1.1.3 Электрохимический завод (Зеленогорск, Красноярск-45)	9
1.1.4 Производственное объединение «Маяк» (г.Озерск, Челябинск-40, 65)	11
1.1.5 Уральский электрохимический комбинат (Новоуральск, Свердловск-44)	12
1.1.6 Ангарский электролизный химкомбинат, АЭХК (Ангарск Иркутской обл.)	13
<i>1.2 Заводы ОАО «ТВЭЛ»</i>	15
1.2.1 ОАО «ТВЭЛ» (Москва)	15
1.2.2 ОАО «Чепецкий механический завод», ЧМЗ (г.Глазов, Удмуртия)	16
1.2.3 Новосибирский завод химических концентратов, НЗХК, (Новосибирск)	17
<i>1.3 Машино- и приборостроительные заводы</i>	19
1.3.1 «Красная Звезда» (Москва)	19
1.3.2 ПО «Машиностроительный завод «Молния» (Москва)	19
1.3.3 Приборостроительный завод (г. Трехгорный, Челябинская обл.)	19
1.3.4 ПО «Старт» (г. Заречный Пензенской обл.)	20
1.3.6 Приборный завод «Тензор» (г. Дубна)	20
1.3.7 Уральский электромеханический завод, УЭМЗ (Екатеринбург)	20
1.3.8 «Электрохимприбор» (г. Лесной Свердловской обл.)	21
1.3.9 «Элерон» (Москва)	21
2. ОСНОВНЫЕ РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ПРЕДПРИЯТИЯ МИРА	21
<i>2.1 Соединенные Штаты Америки</i>	22
<i>2.2 Французский репроцессинг</i>	23
<i>2.3 Великобритания</i>	24
<i>2.4 Япония</i>	25
<i>2.5 Индия</i>	25

В ядерной индустрии задействованы мощные предприятия. В данной лекции мы коротко остановимся на общих характеристиках ядерных промышленных центров России и некоторых других стран.

1. ПРОМЫШЛЕННЫЕ ПРЕДПРИЯТИЯ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ РОССИИ

Список предприятий, принимающих активное участие в ядерно-топливном цикле России приведен в **Табл.1**. В этой же таблице представлена степень опасности каждого предприятия для собственного персонала и для окружающей природной среды. Перечень научно-исследовательских институтов ядерной направленности представлен в **Табл.2**

Табл. 1. Промышленные предприятия ядерного топливного цикла России.

Наименование предприятия, его краткое местонахождение	Год создания	Основные производства	Степень потенциальной опасности в соответствии с СНП-77	
			Категория опасности для персонала	Класс опасности для населения и окружающей природной среды

Сибирский химический комбинат (СХК), Томская обл, г.Северск	1953	Промышленные реакторы	2	2
		Радиохимическое производство	1	1
		Химико-металлургическое производство	1	1
		Производство гексофторида урана	1	2
		Производство по разделению изотопов урана	5	5
Производственное объединение «Маяк» (ПО «Маяк»), Челябинская обл., г. Озерск	1948	Промышленные реакторы	2	2
		Радиохимическое производство	1	1
		Химико-металлургическое производство	1	1
		Производство изотопной продукции	1	1
Горно-химический комбинат (ГХК), Красноярский край, г. Железногорск	1950	Промышленные реакторы	2	2
		Радиохимическое производство	1	1
		Хранение ОЯТ реакторов ВВЭР-1000	1	1
Ангарский электролизный Химический комбинат (АЭХК), Иркутская обл., г. Ангарск	1954	Производство гексафторида урана	3	3
		Производство по разделению изотопов урана	3	5
Уральский электрохимический комбинат (УЭХК), Омская обл., г. Новоуральск	1945	Химико-металлургическое производство.	1	1
		Производство по разделению изотопов урана	3	5
Акционерное общество «Машиностроительный завод» (АОМСЗ), Московская обл г. Электросталь	1945	Производство ядерного топлива	1	1,2
Акционерное общество «Новосибирский завод химконцентратов» (АО НЗХК), г. Новосибирск	1949	Изготовление ядерного топлива	1	1и2
Химико-металлургический завод (ХМЗ), г.Красноярск	1948	Химико-металлургическое производство	3	1

Электрохимический завод (ЭХЗ), Ленинградская обл., г. Зеленогорск	1955	Производство по разделению изотопов урана	3	5
Кирово-Чепецкий химический Комбинат (КЧХК), Вологодская обл., г. Кирово-Чепецк	1949	Производство по получению четырехфтористого урана	3	5
Производственное объединение «Чепецкий механический завод» (ПО ЧМЗ), Удмуртия г. Глазов	1951	Химико-металлургическое производство	3	4
Государственное научно-производственное предприятие «Политех» (ГНПП «Политех»), Московсл. обл., г. Электросталь	1974	Опытное производство ядерного топлива	1	2
Опытный завод «Луч», Московская обл., г. Подольск	1946	Переработка отходов	1	2

Примечание: в Табл. 1 приведены научно-исследовательские организации, выполняющие технологические разработки, научные и материаловедческие исследования с использованием ядерных материалов.

Табл. 2. Перечень научно-исследовательских организаций, выполняющих технологические разработки, научные и материаловедческие исследования с использованием ядерных материалов.

№	Наименование организации и ее краткое обозначение	Год создания	Месторасположение
1	РНЦ «Курчатовский институт»	1943	г. Москва
2	Государственный научный центр «Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических материалов» им. академика А.А. Бочвара (ВНИИНМ)	1945	г. Москва
3	Всероссийский научно-исследовательский институт химической технологии (ВНИИХТ)	1951	г. Москва
4	Научно-производственное объединение «Радиевый институт» им. В.Г. Хлопина	1922	г. Санкт-Петербург
5	Государственный научный центр «Физико-энергетический институт» (ФЭИ)	1946	г. Обнинск
6	Государственный научный центр Научно-исследовательский центр атомных реакторов им. В.И. Ленина (НИИАР)	1956	г. Димитровград
7	Опытно-конструкторское бюро «Гидропресс» - ОКБ «Гидропресс»	1946	г. Подольск Московская область
8	Российский федеральный ядерный центр Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики — РФЯЦ ВНИИЭФ	1945	г. Саров Нижегородской области
9	Опытно-конструкторское бюро машиностроения ОКБМ	1956	г. Нижний Новгород

Обогащительный комплекс России состоит из 4 предприятий, расположенных в Ангарске, Томске-7 (Северске), Красноярске-45 (Железногорске) и Верхнем Нейвинске (Новоуральск, Свердловская обл.). Разделение изотопов урана проводится на газовых центрифугах с предварительным отфильтровыванием химических примесей и на газодиффузионных

установках. Ранее заводы производили высокообогащенный уран, теперь - уран низкого и среднего обогащения. Завод в Верхнем Нейвинске выпускает гексафторид природного урана, а также уран, обогащенный до 30% для исследовательских реакторов и реакторов на быстрых нейтронах. Здесь ведется переработка и разбавление высокообогащенного урана, извлеченного из снятых с вооружения боеголовок, до низко обогащенного урана, из которого изготавливается топливо для энергетических реакторов. В Томске-7, помимо переработки высокообогащенного урана, осуществляется повторное обогащение переработанного урана. На предприятиях в Ангарске и Красноярске-45 производится низко обогащенный уран для российских потребителей, а также обогащение урановых отходов до уровня природного урана.

Как уже упоминалось, ядерные реакторы АЭС России работают на топливе из керамического диоксида урана. Реакторы судов атомного флота и атомных подводных лодок используют высокообогащенное топливо, в основе которого сплавы урана с другими металлами. В России три комплекса по производству ядерного топлива: завод химконцентратов в Новосибирске, машиностроительный завод в г.Электростали и Ульбинский металлургический завод в Усть-Каменогорске. Процесс производства ядерного топлива состоит в получении диоксидного порошка, изготовлении топливных таблеток, производстве оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) и собственно ТВЭЛов, а также изготовлении тепловыделяющих сборок.

На заводе химконцентратов в Новосибирске изготавливается топливо для реакторов, производящих оружейные материалы, и реакторов типа ВВЭР-1000, а также топливо для исследовательских реакторов (диоксид урана, помещенный в алюминиевую матрицу). Машиностроительный завод в Электростали производит топливо для судовых и исследовательских реакторов, тепловыделяющие элементы и сборки для реакторов типа ВВЭР-440 и РБМК, а также топливо для реакторов на быстрых нейтронах. На Ульбинском металлургическом заводе выпускается порошковый диоксид урана, топливные таблетки для реакторов типа ВВЭР и РБМК.

Особорезимные города ядерного оружейного комплекса

Арзамас-16 (Кремлев, Нижегородская область). ВНИИ экспериментальной физики. Разработка и конструирование ядерных зарядов. Опытно-экспериментальный завод "Коммунист". Электромеханический завод "Авангард" (серийное производство).

Златоуст-36 (Челябинская область). Серийное производство ядерных боеголовок и баллистических ракет для подводных лодок.

Красноярск-26 (Железногорск). Подземный горнохимический комбинат. Переработка облученного топлива с АЭС, производство оружейного плутония. Три ядерных реактора.

Красноярск-45. Электромеханический завод. Обогащение урана. Серийное производство баллистических ракет для подводных лодок. Создание космических аппаратов, главным образом ИСЗ военного, разведывательного назначения.

Свердловск-44. Серийная сборка ядерных боеприпасов.

Свердловск-45. Серийная сборка ядерных боеприпасов.

Томск-7 (Северск). Сибирский химических комбинат. Обогащение урана, производство оружейного плутония.

Челябинск-65 (Озерск). ПО "Маяк". Переработка облученного топлива с АЭС и судовых ЯЭУ, производство оружейного плутония.

Челябинск-70 (Снежинск). ВНИИ технической физики. Разработка и конструирование ядерных зарядов.

Полигон для испытаний ядерного оружия: Северный (арх. Новая Земля, 1954-1992 гг.). С 27.02.1992 г. - Центральный полигон Российской Федерации.

Научно-исследовательские и учебные атомные центры и учреждения с исследовательскими ядерными реакторами: Сосновый Бор (Санкт-Петербургская область). Учебный центр ВМФ. Дубна (Московская область). Объединенный институт ядерных исследований. Обнинск

(Калужская область). НПО "Тайфун". Физико-энергетический институт (ФЭИ). Установки "Топаз-1", "Топаз-2". Учебный центр ВМФ. Москва. Институт атомной энергии им. И. В. Курчатова (термоядерный комплекс АНГАРА-5). Московский инженерно-физический институт (МИФИ). Научно-исследовательское производственное объединение "Айлерон". Научно-исследовательское-производственное объединение "Энергия". Физический институт Российской Академии наук. Московский физико-технический институт (МФТИ). Институт теоретической и экспериментальной физики. Протвино (Московская область). Институт физики высоких энергий. Ускоритель элементарных частиц. Свердловский филиал Научно-исследовательского и конструкторского института экспериментальных технологий. (В 40 км от Екатеринбурга). Новосибирск. Академгородок Сибирского отделения РАН. Троицк (Московская область). Институт термоядерных исследований (установки "Токомак"). Димитровград (Ульяновская область). НИИ атомных реакторов им. В.И.Ленина. Нижний Новгород. Проектно-конструкторское бюро ядерных реакторов. Санкт-Петербург. Научно-исследовательское и производственное объединение "Электрофизика". Радиевый институт им. В.Г.Хлопина. Научно-исследовательский и проектный институт энергетической технологии. НИИ радиационной гигиены Минздрава России. Норильск. Экспериментальный ядерный реактор. Подольск. Научно-исследовательское производственное объединение "Луч".

Месторождения урана, предприятия по его добыче и первичной обработке: Лермонтов (Ставропольский край). Ураново-молибденовые включения вулканических пород. ПО "Алмаз". Добыча и обогащение руды. Первомайский (Читинская область). Забайкальский горнообогатительный комбинат. Вихоревка (Иркутская область). Добыча урана и тория. Алдан (Якутия). Добыча урана, тория и редкоземельных элементов. Слюдянка (Иркутская область). Месторождение уран-содержащих и редкоземельных элементов. Краснокаменск (Читинская область). Урановый рудник. Борск (Читинская область). Выработанный урановый рудник - так называемое "ущелье смерти", где добычу руды вели узники легерей. Ловозеро (Мурманская область). Урановые и ториевые минералы. Район Онежского озера. Урановые и ванадиевые минералы. Вишневогорск, Новогорный (Центральный Урал). Урановая минерализация.

Урановая металлургия: Электросталь (Московская область). ПО "Машиностроительный завод". Новосибирск. ПО "Завод химических концентратов". Глазов (Удмуртия). ПО "Чепецкий механический завод".

Предприятия по производству ядерного горючего, высоко-обогащенного урана и оружейного плутония: Челябинск-65 (Челябинская область). ПО "Маяк". Томск-7 (Томская область). Сибирский химкомбинат. Красноярск-26 (Красноярский край). Горнохимический комбинат. Екатеринбург. Уральский электрохимический завод. Кирово-Чепецк (Кировская область). Химкомбинат им. Б. П. Константинова. Ангарск (Иркутская область). Комбинат химического электролиза.

Промышленные реакторы России: В 2003 в России на различных стадиях жизненного цикла находится 18 промышленных реакторов, размещенных на 3-х предприятиях ЯТЦ Минатома (13 реакторов в стадии снятия с эксплуатации и пять реакторов эксплуатируется). Среди них следующие: на СХК г.Северск реакторы И-1, ЭИ-2, АДЭ-3 в стадии снятия с эксплуатации. Реакторы АДЭ-4 (1964г.) и АДЭ-5 (1965 г.) в эксплуатации (производство электроэнергии и тепла); на ГХК г.Железногорск реакторы АД и АДЭ-1 в стадии снятия с эксплуатации. Реактор АДЭ-2 в эксплуатации (1964 г.) (производство электроэнергии и тепла); на ПО «Маяк» г.Озерск реакторы А, АВ-1, АВ-2, АВ-3, АИ, ОК-180, ОК-190 и ОК-190М в стадии снятия с эксплуатации. Реакторы Р-1 (1979 г.) и ЛФ-2 (1988 г.) в эксплуатации.

Предприятия атомной энергетики: Концерн «Росэнергоатом»; АЭС: Балаковская, Белоярская, Билибинская, Волгодонская, Калининская, Кольская, Курская, Ленинградская, Нововоронежская, Смоленская.

Судостроительные и судоремонтные заводы и базы атомного флота: Санкт-Петербург. Ленинградское адмиралтейское объединение. ПО "Балтийский завод". Северодвинск. ПО "Севмашпредприятие", ПО "Север". Нижний Новгород. ПО "Красное Сормово". Комсомольск-на-Амуре. Судостроительный завод "Ленинский комсомол". Большой Камень (Приморский край). Судоремонтный завод "Звезда". Мурманск. Техническая база ПТО "Атомфлот", судоремонтный завод "Нерпа".

Базы атомных подводных лодок Северного флота:

Западная Лица (губа Нерпичья); Гаджиево; Полярный; Видяево; Йоканьга; Гремиха.

Базы АПЛ Тихоокеанского флота:

Рыбачий; Владивосток (залив Владимира и бухта Павловского); Советская Гавань; Находка; Магадан; Александровск-Сахалинский; Корсаков.

Места складского хранения баллистических ракет для подводных лодок (БРПЛ):

Ревда (Мурманская область); Ненокса (Архангельская область); Пункты снаряжения ракет ядерными боеголовками и погрузки в подводные лодки; Северодвинск; Губа Окольная (Кольский залив).

Места временного хранения облученного ядерного топлива и предприятия по его переработке: промплощадки АЭС; Мурманск. Лихтер "Лепсе", плавбаза "Имандра" ПТО "Атомфлот"; Западная Лица (губа Андреева). Техническая база Северного флота; Полярный. Техническая база Северного флота; Йоканьга. Техническая база Северного флота; Рыбачий. Техническая база Тихоокеанского флота; Бухта Павловского. Техническая база Тихоокеанского флота; Челябинск-65. ПО "Маяк"; Красноярск-26. Горнохимический комбинат; Томск-7. Сибирский химкомбинат.

Промышленные накопители и региональные хранилища (могильники) РАО: промплощадки АЭС; Красноярск-26. Горнохимический комбинат, РТ-2; Челябинск-65. ПО "Маяк"; Томск-7. Сибирский химкомбинат; Северодвинск (Архангельская область); Промплощадка судоремонтного завода "Звездочка" ПО "Север"; Большой Камень (Приморский край). Промплощадка судоремонтного завода "Звезда"; Западная Лица (губа Андреева). Техническая база Северного флота; Гремиха. Техническая база Северного флота; Шкотово-22 (бухта Чажма). Судоремонтная и техническая база Тихоокеанского флота; Рыбачий. Техническая база Тихоокеанского флота.

Места отстоя и утилизации выведенных из эксплуатации кораблей военно-морского флота и гражданских судов с ядерными энергетическими установками: Полярный, база Северного флота; Гремиха, база Северного флота; Йоканьга, база Северного флота; Западная Лица (губа Андреева), база Северного флота; Северодвинск, заводская акватория ПО "Север"; Мурманск, техническая база "Атомфлота"; Большой Камень, акватория судоремонтного завода "Звезда"; Шкотово-22 (бухта Чажма), техническая база Тихоокеанского флота; Советская Гавань, акватория военно-технической базы; Рыбачий, база Тихоокеанского флота; Владивосток (бухта Павловского, залив Владимира), базы Тихоокеанского флота.

Необъявленные районы сброса жидких и затопления твердых РАО: Места слива жидких РАО в Баренцевом море. Районы затопления твердых радиоактивных отходов в мелководных заливах карской стороны архипелага Новая Земля и в районе Новоземельской глубоководной впадины. Точка несанкционированного затопления лихтера "Никель" с твердыми радиоактивными отходами. Губа Черная архипелага Новая Земля. Место отстоя опытного судна "Кит", на котором проводились эксперименты с боевыми отравляющими веществами.

Загрязненные территории: 30-километровая санитарная зона и районы, загрязненные радионуклидами в результате катастрофы 26.04.1986 г. на Чернобыльской АЭС. Восточно-Уральский радиоактивный след, образовавшийся в результате взрыва 29.09.1957 г. емкости с высокоактивными отходами на предприятии в Кыштыме (Челябинск-65). Радиоактивное загрязнение бассейна рек Теча-Исеть-Тобол-Иртыш-Обь в результате многолетнего сброса

отходов радиохимического производства на объектах ядерного (оружейного и энергетического) комплекса в Кыштыме и разноса радиоизотопов из открытых накопителей радиоактивных отходов вследствие ветровой эрозии. Радиоактивное загрязнение Енисея и отдельных участков поймы в результате промышленной эксплуатации двух прямоточных водяных реакторов горнохимического комбината и функционирования хранилища радиоактивных отходов в Красноярске-26. Радиоактивное загрязнение территории в санитарно-защитной зоне Сибирского химкомбината (Томск-7) и за ее пределами. Официально признанные санитарные зоны в местах проведения первых ядерных взрывов на земле, под водой и в атмосфере на полигонах для испытания ядерного оружия на Новой Земле. Тоцкий район Оренбургской области. Место проведения войсковых учений на стойкость личного состава и военной техники к поражающим факторам ядерного взрыва 14.09.1954 г. в атмосфере. Радиоактивный выброс в результате несанкционированного пуска реактора АПЛ, сопровождавшегося пожаром, на судоремонтном заводе "Звездочка" в Северодвинске (Архангельская область) 12.02.1965 г. Радиоактивный выброс в результате несанкционированного пуска реактора АПЛ, сопровождавшегося пожаром, на судостроительном заводе ПО "Красное Сормово" в Нижнем Новгороде в 1970 г. Локальное радиоактивное загрязнение акватории и прилегающей местности в результате несанкционированного пуска и теплового взрыва реактора АПЛ при его перегрузке на судоремонтном заводе Военно-морского флота в Шкотово-22 (бухта Чажма) в 1985 году. Загрязнение прибрежных вод архипелага Новая Земля и открытых районов Карского и Баренцева морей вследствие слива жидких и затопления твердых радиоактивных отходов судами ВМФ и "Атомфлота". Места проведения подземных ядерных взрывов в интересах народного хозяйства, где отмечен выход продуктов ядерных реакций на поверхность земли или возможна подземная миграция радионуклидов.

О некоторых комбинатах приведем более подробные сведения.

1.1 Предприятия ядерного топливного цикла

1.1.1 Сибирский химический комбинат, СХК (г.Северск, Томск-7)

Более 40 лет в нескольких километрах от г. Томска функционирует крупнейшее в России и мире предприятие по производству оружейного плутония — Сибирский химический комбинат (СХК). Он создавался как единый комплекс ЯТЦ, дублирующий ПО "Маяк", главная задача которого - создание компонентов ядерного оружия на основе высокообогащенного урана и оружейного плутония.

На СХК функционируют следующие радиационно-опасные производства:

Завод по разделению изотопов (ЗРИ). Осуществляет получение гексафторида урана с обогащением по ^{235}U и разделение изотопов урана с высокой степенью обогащения по U-235. Функционирует с 1953 года. До 1973 года осуществлялось газодиффузионное разделение, а позднее центрифужное.

Сублиматный завод (СЗ). Производит гексафторид урана и октооксида урана (III). Запуск осуществлен в 1954-55 годах.

Радиохимический завод (РХЗ), на котором осуществляется переработка переработка облученных в промышленных и энергетических реакторах стандартных блоков, радиохимическая переработка отработанного ядерного топлива с получением диоксида плутония и урана и других радионуклидов. Первая очередь работает с 1961 года, вторая — с 1962 года.

Химико-металлургический завод (ХМЗ). Занят плавкой и обработкой плутония с производством компонентов для ядерного оружия в частности – обогащенного урана и плутония в виде металлических слитков..

Важным элементом инфраструктуры СХК являются склады и хранилища делящихся ядерных материалов, в т. ч. материалов ядерных боеголовок, часть которых размещена не на специальных складах, а в приспособленных помещениях. На территории комбината расположено

много объектов по переработке, хранению и захоронению радиоактивных веществ, в том числе - 50 хранилищ жидких и твердых радиоактивных отходов, из них - 3 бассейна открытого типа, 2 пульпохранилища и три водохранилища.

В планах развития комбината значится строительство двухблочной атомной станции теплоснабжения (АСТ-500).

Вследствие остановки действующих реакторов АДЭ-4,5 на СХК должно быть остановлено все радиохимическое производство. Конверсия этого производства является серьезной проблемой. Временная пролонгация эксплуатации действующих реакторов (при условии выполнения мероприятий по повышению безопасности и снижения установленной мощности на 20-30 %) предполагает эксплуатацию последних с «конверсионной» активной зоной (перевод на низкообогащенный уран). Выдвинута и зафиксирована в соглашении между Россией и США идея конверсии активных зон, т.е. переделки действующих реакторов так, чтобы их работа и генерация тепла (что необходимо для теплоснабжения ближайших городов) не приводили к производству плутония оружейного качества при одновременном повышении безопасности. Альтернативой размещению АСТ-500 является достройка энергоблоков ТЭЦ-3 г.Томска.

1.1.2 Красноярский горно-химический комбинат (г. Железногорск, Красноярск-26)

Весь комплекс производства материалов для ядерного оружия находится под землей на глубине 250- 300 метров. На ГХТ действует реакторное производство (три реакторные установки, производящие плутоний (на сегодня в эксплуатации только одна)), радиохимический завод по переработке отработанного реакторного топлива, хранилище ОЯТ АЭС с реакторами ВВЭР-1000, цех переработки отходов, а также одно из самых больших в мире хранилищ для отработанного ядерного топлива (Емкости хранилища составляют - 12000 контейнеров с топливом (на сегодня там находится - 3000 контейнеров)). Образовавшиеся жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) направляются в открытые поверхностные хранилища, хранятся в специальных сооружениях, захораниваются в глубоководных поглощающих геологических горизонтах. Общая активность ЖРО, находящихся в поверхностных и подземных (геологических) хранилищах, оценивается в 450 млн. Ки. Имеется также хранилище твердых отходов. Вплоть до 1991, в эксплуатации находилось два реактора (сегодня они заглушены) которые имели проточный режим охлаждения активной зоны и радиоактивная вода сбрасывалась прямо в р.Енисей. Донные отложения реки Енисей и пойменные участки загрязнены радиоактивными нуклидами.

За сорокалетний период эксплуатации военных производств на Горно-химическом комбинате накопились проблемы связанные с продолжением работы реактора АДЭ-2. Более десяти лет отработавшие блоки не отправляются на переработку, а хранятся в бассейне выдержки, где их накоплено 28 тысяч. Длительное хранение блоков без переработки может привести к коррозионному разрушению блоков, накоплению урана-235 в илах бассейна выдержки и в охлаждающей воде. Предприятие вынуждено хранить нарабатываемый диоксид плутония на своей территории, используя для этих целей временное хранилище. Существующего резерва хранилища хватит примерно на два года.

На Горно-химическом комбинате хранится государственный запас препаратов радия (около 1200 г). Препараты радия хранятся в запаянных стеклянных ампулах около 45 лет.

Завод по регенерации топлива атомных электростанций (РТ-2). Вопрос конверсии оборонного комплекса для ГХК не нов. Более десяти лет назад в соответствии с Постановлением Правительства о прекращении загрязнения Арктического бассейна были разработаны мероприятия, которыми предусматривалось вывести в 1995 году из эксплуатации реакторное и радиохимическое производство. К этому времени планировалось ввести в действие завод по регенерации отработанного ядерного топлива (завод РТ-2). Разрабатывалась рациональная схема

конверсии: персонал с выводимых из эксплуатации производств постепенно переводился на РТ-2, вновь принимать на работу специалистов и рабочих пришлось бы очень мало. Однако эта схема не была реализована. Завод РТ-2 предназначен для приема, временного хранения и последующей переработки отработавшего ядерного топлива с атомных электростанций. Проектная производительность завода 1500 тонн ОЯТ в год. Готовой продукцией завода будут тепловыделяющие сборки (ТВС) на основе смешанного уран-плутониевого топлива (МОХ-топливо). Первая очередь завода — комплекс ОЯТ со вспомогательными зданиями и сооружениями принят в эксплуатацию в 1985 году. Емкость хранилища — шесть тысяч тонн. Практически полностью построены объекты энергетики (котельная, подстанции), инженерные сети, железная дорога и др. Отработавшее ядерное топливо перед отправкой на комбинат выдерживается в хранилищах атомных электростанций не менее трех лет. Это нужно для того, чтобы снизилось энерговыделение тепловыделяющих сборок и в них распались короткоживущие радионуклиды. В настоящее время в хранилище находится три тысячи тонн ОЯТ с российских и украинских АЭС. Из-за активных протестов населения Красноярского края в 1991 г.

руководством Минатома было принято решение о консервации стройки РТ-2 сроком на 5 лет. Осенью 1994 года после визита Президента РФ Б.Н. Ельцина в г. Красноярск-26 было принято решение о продолжении строительства завода РТ-2. Но чтобы завершить строительство первой очереди РТ-2 потребуется около 2 млрд. долларов. Ожидается, что завод РТ-2 начнет работать на полную мощность в 2010 г.

Полигон подземного захоронения жидких радиоактивных отходов (ЖРО) «Северный». Общей западной границей подземных хранилищ ЖРО является вертикальная плоскость тектонического разлома, породы кристаллического фундамента по которой смещены по вертикали до 320 м, а пластичные слои глинистых водоупоров вытянуты вертикально, образуя тектонический экран, разобщающий подземные хранилища ЖРО в I и II горизонтах от русла Енисея на протяжении 20–25 км. В состав подземного хранилища технологических отходов входят 8 нагнетательных, 8 разгрузочных и 54 наблюдательные скважины. Глубинное контролируемое захоронение жидких радиоактивных отходов на полигоне «Северный» Красноярского Горно-химического комбината позволило надежно изолировать от среды непосредственного обитания значительную часть образовавшихся отходов, избежать строительства потенциально опасных поверхностных хранилищ и бассейнов и обеспечить удовлетворительное радиационное состояние прилегающей к промышленным объектам территории. Результаты многолетних наблюдений за миграцией отходов и отдельных их компонентов в подземных хранилищах могут быть использованы для обоснования надежности и проектирования подземных хранилищ отверженных радиоактивных отходов.

1.1.3 Электрохимический завод (Зеленогорск, Красноярск-45)

Производство высокообогащенного урана на заводе началось в 1962 году. Пуск завода завершил создание комплекса из четырех разделительных предприятий военно-промышленного комплекса СССР.



Полное название: Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Электрохимический завод», ЭХЗ.

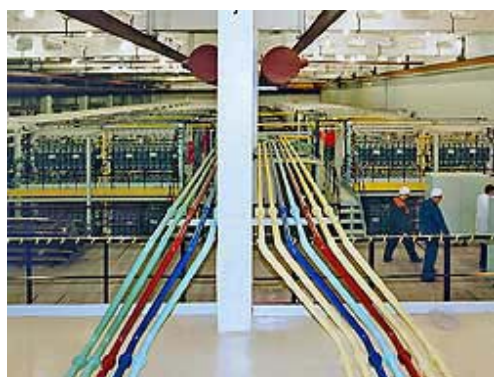
Место расположения: г. Зеленогорск Красноярского края.

Основан в 1957.

Первый директор: Александров А.С.

Основное направление деятельности: производство обогащенного урана (сначала – высокообогащённого, методом газовой диффузии,

затем – низкообогащённого, методом газового центрифугирования); выпуск стабильных и радиоактивных изотопов различных элементов; разработка перспективного оборудования на



основе центробежной технологии для обогащения урана, разделения стабильных изотопов и получения особо чистых веществ; выпуск конверсионной продукции.

В составе предприятия: Санкт-Петербургский Научно-технический центр «Центробежные технологии»; опытное конструкторское бюро «ГАЗ»

ЭХЗ - история и современность.

Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Электрохимический завод» расположено в г. Зеленогорске (Красноярск-45), в 150 км восточнее г. Красноярска. Город Зеленогорск – закрытое административно-территориальное образование (ЗАТО) – основан в мае 1956 года. ФГУП «ПО «Электрохимический завод» является градообразующим предприятием. В 1956 году началось строительство города Красноярск-45 и Электрохимического завода (ЭХЗ) по обогащению урана. Основной задачей завода было производство высокообогащенного урана для оружейных целей. В качестве основной технологии использовался газодиффузионный метод разделения изотопов урана. Производство высокообогащенного урана на заводе началось в 1962 году. Пуск завода завершил создание комплекса из четырех разделительных предприятий военно-промышленного комплекса СССР. За весь период эксплуатации на заводе не было ядерных аварий и инцидентов с выходом радиоактивных веществ или случаев утраты ядерных материалов. Твердые радиоактивные отходы размещаются в грунтовых могильниках на промплощадке ЭХЗ. Жидкие радиоактивные отходы сливаются в специальные бассейны, вынесенные за территорию завода. Результаты многолетних анализов показывают, что завод не оказывает отрицательного влияния на население и окружающую среду. В 80-х годах Электрохимический завод переходит на выпуск мирной продукции - топлива для атомных станций и энергетических



установок. В 1988 году производство оружейного урана было прекращено, и комбинат полностью переориентировался на производство низкообогащенного урана для атомной энергетики. С 1990 года обогащение урана на ЭХЗ производится с помощью высокоэффективных и экономичных газовых центрифуг. В настоящее время завод участвует в программе "ВОУ-НОУ", проводя переработку высокообогащенного урана, полученного при демонтаже ЯБП в низкообогащенный. В соответствии с решением о полном прекращении производства высокообогащенного урана с 1988 г. предприятие выпускает низкообогащенный уран для изготовления топлива реакторов атомных электростанций. Самым первым конверсионным проектом Электрохимического завода стало создание в 1989 году приборного производства. Важным направлением работ комбината стало производство широкого спектра стабильных и радиоактивных изотопов различных элементов, разработка оборудования на основе центробежной технологии. Первой продукцией стали несколько десятков грамм изотопа Fe57 с 80% обогащением. В настоящее время на «ПО «ЭХЗ» создано новое современное производство изотопной продукции с широчайшей номенклатурой. Объем выпускаемых за год продуктов достигает нескольких сотен килограммов. Изотопы «ПО «ЭХЗ» применяются в атомной энергетике, медицине, электронике, в пионерных научных исследованиях микромира и макрокосмоса. Продукция предприятия, поставляемая практически во все развитые страны и по своим показателям является одной из лучших в мире.

1.1.4 Производственное объединение «Маяк» (г.Озерск, Челябинск-40, 65)

Производственное объединение «Маяк» выросло на базе Комбината № 817 — первого в СССР предприятия по промышленному получению делящихся материалов — урана-235 и плутония-239 - для атомной бомбы. Комбинат был построен на Южном Урале, недалеко от старинных уральских городов Кыштыма и Касли. На южном берегу небольшого озера Иртяш было выбрано место для строительства жилого массива, а рядом, на южном берегу озера Кызыл-Таш соорудили первый промышленный объект Комбината — уран-графитовый реактор для наработки оружейного плутония. В состав предприятия первоначально вошли: уран-графитовый реактор; радиохимический завод по выделению плутония из облученного в реакторе урана; химико-металлургический завод по производству металлического плутония.

Реакторы. В разные годы в состав комбината входили: уран-графитовый реактор А (производство оружейного плутония), уран-графитовый реактор АИ (получение трития), уран-графитовый реактор АВ (производство изотопов и оружейного плутония, очистка гелия-3), уран-графитовый реактор АВ-1 (производство оружейного плутония), реактор АВ-2 (производство оружейного плутония), реактор ОК-180 (производство оружейного плутония), тяжеловодный реактор «Руслан» (производство оружейного плутония), экспериментальные реакторы ОК-190 и «Людмила».

Радиохимический завод 235 занимается производством осколочных радионуклидов и источников ионизирующего излучения. Первая продукция с атомного реактора — облученный уран с содержащимся в нем плутонием — поступила на радиохимический завод 22 декабря 1948 года, однако первая партия концентрата плутония была получена только в феврале 1949 года. В начальный период работы завода экспериментальные данные о минимальных критических массах плутония в водных растворах отсутствовали. Поэтому практически было невозможно обосновать предельно допустимые количества плутония в отдельных видах оборудования, чтобы обеспечить ядерную безопасность. Необходимые данные были опубликованы лишь в 1955 году. Тем не менее аварий, связанных с самопроизвольными цепными реакциями, на заводе не возникало до 1953 года.

Завод РТ-1. В середине 60-х годов был утвержден проект завода по регенерации ОЯТ на территории ПО «Маяк» и началось строительство завода РТ-1. В 1976 и 1977 годах состоялся пуск первой и второй ниток завода РТ-1 по переработке ОЯТ ТВС энергетических реакторов типа ВВЭР и ОЯТ транспортных установок. В середине 80-х годов на заводе РТ-1 была запущена третья технологическая цепочка, которая повысила производительность завода. Нынешняя мощность завода - 400 т тяжелого металла в год.

Химико-металлургический завод 20: получение металлического урана и металлического плутония. Первая очередь завода закладывалась в переоборудованных складских помещениях, расположенных вблизи станции Татыш недалеко от города Кыштыма. Работы по переоборудованию помещений начались в 1947 году, а 26 февраля 1949 года на завод поступил первый конечный продукт с радиохимического завода, и в августе того же года были изготовлены первые детали из чистого плутония. На этом заводе завершался технологический цикл изготовления «сердцевины» ядерной бомбы. Позднее был построен второй радиохимический завод, реконструировано и расширено металлургическое производство. В настоящее время действующее реакторное производство ПО «Маяк» включает два реактора (остальные остановлены), производящих радионуклиды различного назначения. Завод радиоактивных изотопов стал одним из крупнейших мировых поставщиков радиоактивных источников и радиоактивных препаратов. В числе потребителей — известные фирмы Англии, Франции, США, Германии.

Приборный завод 45 занимается разработкой и изготовлением средств измерения и автоматизации, обеспечивающих контроль и управление реакторных, радиохимических и других

специализированных производств. Таким образом, происходит постепенный переход предприятия на мирные рельсы, освоение новых, более совершенных технологий, с чем связано повышение уровня экологической безопасности современного производства.

В 2001 г. пущена в эксплуатацию после реконструкции печь остекловывания жидких высокоактивных отходов ЭП 500/3. Переработано 230 куб.м. ВАО, получено 38,96 т стекла с активностью около 9820 млн. Ки. Остеклованные отходы размещены в хранилище. Емкостях хранилища ВАО заполнены почти на 80 %. Активность хранящихся на предприятии жидких ВАО составляет более 430 млн. Ки. Среднеактивные и низкоактивные ЖРАО продолжают сбрасывать в оз. Карачай. В Теченском каскаде водоемов накоплено около $3,1 \cdot 10^5$ Ки долгоживущих бета-активных нуклидов.

1.1.5 Уральский электрохимический комбинат (Новоуральск, Свердловск-44)



Уральский электрохимический комбинат - одно из ведущих предприятий атомной энергетики страны, крупный научно-производственный центр атомной промышленности России.

Полное название: Государственное унитарное предприятие «Уральский электрохимический комбинат»

Первоначальное название: Комбинат № 813

Место расположения: г. Новоуральск Свердловской обл., 50 км от г.Екатеринбурга (Ранее Свердловск-44)

Основан в 1949 г. Первый руководитель УЭХК: Е.М. Ерошев.

Основные направления деятельности: обогащение урана, разработка и производство новейших приборов и систем

управления технологическими процессами в атомной промышленности. Выпуск конверсионной продукции

УЭХК - первое промышленное предприятие по разделению изотопов урана газодиффузионным методом. Первый завод «Д-1» использовал разделительные машины разработки ОКБ Горьковского машиностроительного завода. Появление новых машин привело к созданию на комбинате новых заводов по газодиффузионному разделению урана: «Д-3» - в 1950-1951 годах, «Д-4» - в 1952-1953 годах, «СУ-3» - в 1954 году, «Д-5» - в 1955-1957 годах. Выпуск продукции газодиффузионных заводов в период с 1950 до 1957 года был увеличен в 100 раз. В 1955 году было принято решение о создании на комбинате участка с разделением изотопов урана газовыми центрифугами. Выполнение этой задачи потребовало освоения промышленного производства центрифуг, и этот участок был введен в действие в 1961 году. К 1964 году на УЭХК был построен первый в мире крупный завод центрифужного обогащения урана. Опыт его эксплуатации подтвердил технологические преимущества этого метода, его экономичность и надежность. В 1966 году была начата программа реконструкции комбината по последовательной замене газодиффузионной технологии обогащения центрифужной технологией. Поскольку одновременно происходило совершенствование центрифуг, то вслед за этим происходила и модернизация производства обогащения урана. В начале 70-х годов комбинат вышел на международный рынок. На первых порах экспортировался низко обогащенный уран, изготовленный из сырья заказчика. Позднее для этих целей стало использоваться отечественное сырье. В 1988 году на УЭХК была прекращена эксплуатация газодиффузионного оборудования. В 1989 году производство оружейного урана на комбинате было полностью прекращено. И в соответствии с заключенными позднее межправительственными



соглашениями по сокращению ядерных вооружений развернулась его переработка в топливо для атомных электростанций. К конверсионным направлениям работы УЭХК относятся исследования использования центрифужного метода разделения для получения стабильных и радиоактивных изотопов. Важным направлением деятельности было предоставление услуг по обогащению урана различным энергетическим

комплексам стран Европы. С 1988 года производство оружейного урана прекратилось, и обогатительное производство было переориентировано на производство НОУ для нужд ядерной энергетики. В 1994 году на УЭХК было введено в действие производство по разобогащению оружейного урана. Сейчас на комплексе работают несколько обогатительных каскадов, составленных из центрифуг четвертого и пятого поколения. Каскады располагаются в пяти зданиях. Производительность завода обеспечивает 49% всех российских мощностей. УЭХК является основным предприятием, вовлеченным в преобразование 500 тонн высокообогащенного урана (ВОУ) от оружия для получения низкообогащенного урана со степенью обогащения 4,4 %. Предприятие способно перерабатывать до 10 тонн ВОУ ежегодно. Комбинат также нарабатывает уран обогащением 1,5 % для разбавления ВОУ. УЭХК - ведущий производитель топлива для атомной энергетики.

1.1.6 Ангарский электролизный химкомбинат, АЭХК (Ангарск Иркутской обл.)



АЭХК – составная часть ядерно-топливного цикла Федерального агентства по атомной энергии, представляющая собой мощный комплекс технологически связанных производств безводного фтористого водорода, газообразного фтора, природного и обогащенного гексафторида урана. Полное название: Федеральное государственное унитарное предприятие «Ангарский электролизный химический комбинат» (Прежнее название: предприятие почтовый ящик 79).

Основные направления деятельности: производство обогащенного гексафторида урана для атомной энергетики, производство обогащённого

урана (сначала обогащение гексафторида урана осуществляли методом газовой диффузии, затем – методом газового центрифугирования), химическое производство, приборное производство.



Место расположения: комбинат находится в Восточной Сибири, в 100 км западнее озера Байкал на берегу реки Ангара. Основан в 1954 г.

Начало работы предприятия: 1957 г.

Первый директор: Новокшенов Виктор Федорович

В составе предприятия: - электролизный завод; - химический завод; - ЦЗЛ; - сублиматный завод; - ТЭЦ; - завод по обогащению урана; - приборное производство.

АЭХК – вехи истории

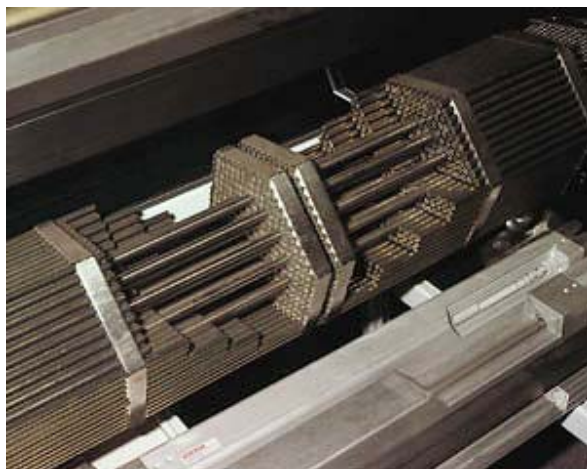
1954 Год основания комбината Решение Совета Министров СССР от 10.03.54 № 409-179. В промышленном комплексе комбината предусматривалось объединение в технологический цикл двух урановых переделов: сублиматного для получения сырьевого гексафторида урана и разделительного для получения обогащенного гексафторида урана. Март 1955 Первые работы по строительству комбината - вырубка леса на территории будущего корпуса диффузионного завода. 21 октября 1957 Пуск первой очереди корпуса № 1 завода по обогащению урана. Построено 1/4 корпуса в объеме 308 диффузионных машин. 29 октября 1957 Получена первая

партия продукции - обогащенный гексафторид урана. 1957 Первые работы по строительству сублиматного завода - подготовка площадок под будущие цеха. 25 октября 1959 Ввод на промышленную нагрузку ТЭЦ. Введен первый блок ТЭЦ в составе турбогенератора мощностью 50 мегаватт и двух котлов. 29 декабря 1961 Ввод в промышленную эксплуатацию сублиматного завода - осуществлено производство сырьевого гексафторида урана, включающего производство фтористого водорода, фтора,



регенерацию урана и газоочистку. май 1962 Ввод в эксплуатацию системы водоснабжения комбината. Построены подводящие и сбросные каналы, водозабор на реке Ангара и насосная станция. июнь 1962 Формирование структуры комбината. 8 февраля 1963 Окончание строительства завода по обогащению гексафторида урана методом газовой диффузии, состоящий из 4 корпусов, с оборудованием, объединенным в одну многокилометровую технологическую цепочку. 29 июля 1966 Комбинат награжден Орденом Трудового Красного знамени. 1961-1985 Модернизация завода по обогащению урана. В результате модернизации производительность завода к 1985 г. составила 185,24 % к проектной без увеличения количества потребляемой электроэнергии и производственных площадей. 1962-1968 Реконструкция сублиматного производства. Внедрены пламенные реакторы, среднетемпературные электролизеры СТЭ-20, конденсаторы трубчатого типа, аппараты улавливания ценных компонентов из пылевзвеси отходящих газов. 1982-1991 Переход завода по обогащению урана на новую технологию - освоена энергосберегающая газодиффузионная технология обогащения гексафторида урана. 1992 Полностью остановлено газодиффузионное оборудование (впоследствии – демонтировано) 1987 Создание на базе комбината приборного производства. Освоено изготовление автоматизированных комплексов индивидуального дозиметрического контроля, особо чистые фториды, оптические монокристаллы. 23 апреля 1995; 16 мая 1997 Пуск установок «Челнок А1» и «Челнок А2». Началась эксплуатация установок по переливу обогащенного гексафторида урана. 31 декабря 1995 Пуск опытно-промышленной установки по производству трифлатов, производных трифторметансульфоновой кислоты (Эти продукты широко используются для изготовления лекарственных препаратов, красителей и биологически активных веществ). Освоено новое производство фторорганических соединений с широким спектром применения. 14 мая 1997 Пуск участка по производству озонобезопасных хладонов. Получена первая партия хладона – 711 кг. 1995-1997 Реконструкция центральной лаборатории. В настоящее время лаборатория оснащена приборами мирового уровня, дающими возможность определять химический, изотопный состав веществ в любом агрегатном состоянии. декабрь 1997 Пуск участка по изготовлению поверочных газовых смесей. Эталонные средства измерения - поверочные газовые смеси - имеют правовой статус государственных стандартных образцов 1-го и 2 –го разрядов. 2000-2001 Произведен пуск блоков третьей захватки здания 801 разделительного производства. За счет собственных средств комбинат увеличил разделительные мощности на 25% . Апрель 2002 На приборном производстве (СКТБ) освоен выпуск комплекса АКЖДК-301. Комплекс предназначен для измерения индивидуальной эквивалентной дозы в смешанных гамма-нейтронных полях. Октябрь 2003 Принято решение о строительстве 5-ой очереди разделительного производства. 15 апреля 2004 На химическом заводе АЭХК произведена полумиллионная тонна гексафторида урана. 24 сентября 2004 Руководителем Росатома утверждено Решение о дальнейшем наращивании разделительных мощностей АЭХК, охватывающее период до 2013. 18 марта 2005 На VIII Международном салоне промышленной собственности АРХИМЕД-2005 Ангарский ЭХК отмечен дипломом и золотой медалью за разработку комплекса АКЖДК-301 и комплекта термомлюминесцентных дозиметров (ДТЛ-01, ДВГН-01, ДВГ-01), предназначенных для ИДК персонала. 21 июня 2005 Органом по сертификации систем менеджмента Ассоциации по сертификации "Русский Регистр" принято решение о выдаче ФГУП "АЭХК" Сертификата соответствия системы менеджмента качества требованиям ИСО 9001:2000.

1.2 Заводы ОАО «ТВЭЛ»



1.2.1 ОАО «ТВЭЛ» (Москва)

Корпорация «ТВЭЛ» – естественная государственная монополия холдингового типа, осуществляющая производство и поставки свежего ядерного топлива на атомные, исследовательские, транспортные и промышленные реакторы России, а также энергетические и исследовательские реакторы стран ближнего и дальнего зарубежья.

Полное название: открытое акционерное общество (ОАО) «ТВЭЛ»

Место расположения: г. Москва

Основано: в 1996 г.

Основное направление деятельности: организация разработки и производства ядерного топлива,

технологически сопутствующих производству ядерного топлива, ядерных и неядерных компонентов комплексной переработки сырья.

В составе корпорации: производственные предприятия: - ОАО «Машиностроительный завод» (Московская область, г. Электросталь); - ОАО «Новосибирский завод химических концентратов» (г. Новосибирск); - ОАО «Чепецкий механический завод» (Удмуртская Республика, г. Глазов); - ОАО «Химико-металлургический завод» (г. Красноярск); добывающие предприятия: - ОАО «Забайкальский Горно-обогатительный комбинат» (Читинская область, п. Первомайский); - ОАО «Приаргунское производственное горно-химическое объединение» (Читинская область, г. Краснокаменск); - ОАО «Малышевское рудоуправление» (Свердловская область, г. Асбест); - ЗАО «Далур» (Курганская область, с. Уксянское); - ОАО «Хиагда» (Республика Бурятия, пос. Багдарин);

предприятия вспомогательной инфраструктуры: - ОАО «Коммерческий центр 100»; - ЗАО «ТВЭЛ-Инвест»; - ЗАО «СП УКР ТВС».

Корпорация «ТВЭЛ» - история и современность

Управляющая компания – ОАО «ТВЭЛ» - создана 12 сентября 1996 года указом Президента Российской Федерации от 8 февраля 1996 года №166 «О совершенствовании управления предприятиями ядерно-топливного цикла». До этого существовало несколько одноименных компаний. В 1991 году на базе Третьего Главного технологического управления Министерства атомной энергетики и промышленности СССР был создан Государственный Союзный концерн «ТВЭЛ», которому были делегированы права по управлению собственностью ряда предприятий и объединений ядерно-топливного цикла страны. В 1992 году с целью объединения предприятий в единую структуру было организовано ОАО «Концерн «ТВЭЛ».



В уставном капитале открытого акционерного общества «ТВЭЛ» в 1996 году были консолидированы акции упомянутых предприятий ядерно-топливного цикла. Все 100% акций ОАО «ТВЭЛ» были закреплены в федеральной собственности. В настоящее время Корпорация «ТВЭЛ» объединяет весь комплекс российских уранодобывающих предприятий, заводов по производству ядерного топлива, а также – организаций вспомогательной инфраструктуры. Корпорация «ТВЭЛ» обеспечивает максимально полный пакет услуг по разработке, изготовлению, лицензированию, поставкам и научно-техническому сопровождению эксплуатации ядерного топлива, включая предоставление гарантий по эксплуатации активных зон реакторов на АЭС. Корпорация «ТВЭЛ» занимает устойчивые позиции на мировом рынке продукции и услуг ядерно-топливного цикла и является одним из мировых лидеров в

производстве ядерного топлива. На топливе с маркой «ТВЭЛ» в 2002 году работали 75 энергетических

реакторов в мире (17% мирового рынка), исследовательские, промышленные и транспортные реакторы в России, странах ближнего и дальнего зарубежья. Соблюдение ядерной, радиационной, экологической и общепромышленной безопасности является приоритетным направлением деятельности корпорации. За все годы работы предприятий на ядерных производствах корпорации не было зафиксировано ни одного нарушения, классифицируемого в пределах международной шкалы оценки ядерных событий (INES). ОАО «ТВЭЛ» постоянно совершенствует свою продукцию, уделяя особое внимание вопросам качества, надежности, безопасности ядерного топлива, внедряя новейшие достижения науки в производство ядерного топлива, обеспечение безопасности его эксплуатации, увеличение сроков топливных кампаний. Корпорация успешно расширяет бизнес в смежных с основным производством отраслях, поставляя на российский и мировой рынок широкий спектр неядерной продукции, в том числе цирконий, литий и кальций. В состав корпорации сегодня входит 15 предприятий ядерно-топливного цикла, в том числе ОАО «Приаргунское производственное горно-химическое объединение», ОАО «Забайкальский горнообогатительный комбинат», ОАО «Мальшевское рудоуправление», ЗАО «Далур» и др.

1.2.2 ОАО «Чепецкий механический завод», ЧМЗ (г.Глазов, Удмуртия)

ОАО «Чепецкий механический завод» - единственное предприятие в России, производящее циркониевую продукцию. За полвека существования завода на ОАО «ЧМЗ» созданы и отработаны технологии получения бинарных и многокомпонентных циркониевых сплавов и изделий из них, используемых не только на предприятиях атомной энергетики, но и в химической, нефтегазовой, медицинской и пищевой отраслях промышленности.



ЧМЗ также является одним из крупнейших мировых производителей кальция и занимает одну из ключевых позиций в России в технологическом цикле изготовления ядерного топлива на основе природного урана. Продукция из природного урана выпускается в виде слитков, порошка металлического урана, оксида урана и тетрафторида урана. Наряду с продукцией из природного урана

предприятие выпускает изделия из обедненного металлического урана. Его применение определяется высоким удельным весом, способностью задерживать ионизирующее излучение, особыми механическими свойствами. ОАО «ЧМЗ» обладает технологией обработки обедненного урана, позволяющей производить широкую гамму сплавов на его основе с требуемыми физическими, механическими и эксплуатационными свойствами. Продукция из обедненного урана может выпускаться в виде слитков, прутков, плит, листов и изделий любой сложной конфигурации.

Полное название: открытое акционерное общество «Чепецкий механический завод»

Место расположения: г. Глазов, Республика Удмуртия

Основан: в 1946 г. Первый директор: Белов Александр Романович

Основные направления деятельности: производство изделий из циркониевых сплавов, природного и обедненного урана, металлического кальция и его соединений

ОАО «ЧМЗ» - история и современность

ОАО Чепецкий механический завод», входящее в состав открытого акционерного общества «ТВЭЛ», - крупнейший в России производитель изделий из циркониевых сплавов, природного и обедненного урана, металлического кальция и его соединений. Название предприятия связано с именем реки (Чепца), на берегу которой в городе Глазове Удмуртской Республики уже более 50 лет действует предприятие. Завод основан 19 декабря 1946 года на базе бывшего патронного завода. Новое предприятие создавалось для производства металлического урана, остро необходимого в то время оборонной промышленности. С 1949 года ОАО «Чепецкий механический завод» занимает одну из ключевых позиций в России в технологическом цикле изготовления ядерного топлива на основе природного урана. Предприятие выпускает: - слитки металлического урана; - порошок металлического урана; - тетрафторид урана; - сплавы на основе урана. Это - высокотехнологичная промышленная продукция, качество которой



удовлетворяет самым строгим требованиям атомной энергетики. Сырьем для изготовления данной продукции являются урановые концентраты, урановые отходы, закись-окись, металлический уран.

Постоянно совершенствуя уникальные технологии, завод осуществил и осуществляет ряд программ по улучшению эксплуатационных показателей своей продукции. Наряду с продукцией из природного урана предприятие уже более 30 лет выпускает изделия из обедненного металлического урана. Он остается после извлечения специальными методами из природного урана его изотопа – урана-235, используемого в ядерном топливе. Области применения обедненного металлического урана основаны, прежде всего, на его высоком

удельном весе ($> 18 \text{ г/см}^3$), значительно более высокой, чем у других материалов (например, у свинца), способности задерживать ионизирующее излучение, на особых механических свойствах. Он используется для надежной биологической защиты там, где применяются источники ионизирующих излучений. ОАО ЧМЗ обладает современной технологией обработки обедненного урана, позволяющей производить широкую гамму сплавов на его основе с необходимыми физическими, механическими и эксплуатационными свойствами. Продукция из природного урана выпускается в виде слитков, порошка металлического урана, оксида урана и тетрафторида урана. Это высокотехнологичная промышленная продукция, качество которой удовлетворяет самым строгим требованиям атомной энергетики. Одновременно с организацией уранового производства на заводе проводились работы по получению сверхчистого металлического кальция, и уже в ноябре 1954 года была сдана в эксплуатацию первая очередь промышленного производства кальция на Чепецком механическом заводе, а в августе 1956 года была принята в эксплуатацию и вторая очередь. В 1957 году принимается решение об организации на заводе производства циркония. И уже в 1959 году на нем были получены первые слитки циркониевых сплавов. За более чем 40-летний период существования этого производства созданы уникальные технологии получения бинарных и многокомпонентных циркониевых сплавов и изделий из них, используемых не только в атомной промышленности, но и в химической, нефтегазовой, пищевой и других отраслях промышленности.



ОАО ЧМЗ – единственный в России и один из крупнейших в мире производитель изделий из циркониевых сплавов. В основу технологических процессов заложены новейшие достижения по обработке и сварке циркониевых сплавов, защите материалов от локальной и общей коррозии, стабилизации их структуры и физико-механических свойств. 11 ноября 1966 года во исполнение Постановления СМ СССР по министерству среднего машиностроения был издан приказ о строительстве на ЧМЗ прокатно-прессового производства изделий из циркониевых сплавов. А в июне 1973 года трубное производство вышло на проектную мощность. В 1966 году Указом Президиума ВС СССР ЧМЗ был награжден орденом «Трудового Красного Знамени».

ОАО «Чепецкий механический завод» занимает одну из ключевых позиций в России в технологическом цикле изготовления ядерного топлива на основе природного урана, является единственным предприятием в России, производящим циркониевую продукцию. ЧМЗ

также - один из крупнейших мировых производителей кальция. ОАО параллельно с совершенствованием существующих технологий освоило производство редкоземельной продукции, ниобия, керамики на основе диоксида циркония и др.

1.2.3 Новосибирский завод химических концентратов, НЗХК, (Новосибирск)

АО НЗХК - одно из крупнейших предприятий российского ядерного топливного цикла.

Полное название: открытое акционерное общество «Новосибирский завод химконцентратов»

Первоначальное название: Государственный союзный завод № 250.



Место расположения: г. Новосибирск.

Основан: в 1948 г. Первый директор: Михайлов Александр Михайлович.

Основное направление деятельности: выпуск ядерного топлива (на базе естественного урана) в алюминиевых оболочках для промышленных и исследовательских реакторов, производство ТВС для реакторов типа ВВЭР-1000, производство лития и его соединений, химикатов для бытового и промышленного применения, режущего инструмента

и других видов продукции и услуг

НЗХК – история и современность



25 сентября 1948 вышло постановление СовМина СССР о строительстве в Новосибирске (на площадке бывшего автозавода) Завода № 250. Деятельность предприятия была направлена на создание производства с полным технологическим циклом - от переработки природного урана до выпуска тепловыделяющих элементов для промышленных реакторов. 2 февраля 1951 произведён пуск производства закиси-оксида урана. 29 марта 1951 проведена первая восстановительная плавка. В апреле проведено 11 рафинировочных плавок и получено 88 штук блочков металлического урана. 7 июля состоялся пуск отделения получения пероксида. Пуск полного технологического цикла завершен в сентябре. Получено 62,35 кг тетрафторида урана. 2

ноября получен первый черновой металл в металлургическом цехе. 4 ноября началось изготовление алюминиевых стаканчиков. В 1953 годовой выпуск урановых изделий превысил проектную мощность. В 1954 г. выдал продукцию рудный цех. Создано литевое производство - технологический комплекс, способный перерабатывать сырье, получая максимально чистый литий и его соли. Начато производство твэлов и тепловыделяющих сборок для исследовательских реакторов. В 1967 г. в рудном цехе внедрён сорбционный метод извлечения урана из кислых пульп от вскрытия рудного сырья. Изготовлена активная зона для реактора «БИГР». В 1972 в рудном цехе внедрена экстракционная схема извлечения урана из кислых пульп химконцентрата. В 1976 организовано производство углекислого лития. Осуществлена переработка гексафторида урана в окислы на установке «Сириус». В 1979 организован цех по производству ТВС для ядерного энергетического реактора ВВЭР-1000. Изготовлена первая перегрузка для реактора ВВЭР-1000 Нововоронежской АЭС. Сегодня НЗХК обеспечивает топливом 24 реактора типа ВВЭР в России и за рубежом, на которых вырабатывается до 150 млрд. кВт/ч электроэнергии, что составляет 17% всей вырабатываемой в России. В 1983 принят в эксплуатацию корпус цеха производства лития и его водородных соединений. В феврале 1984 года выдана первая партия металлического лития. В 1986 введена в промышленную эксплуатацию технологическая цепочка изготовления твэлов «Людмила». Создан участок по сборке химических источников тока на основе лития и двуокиси марганца. В 1989 освоены технологии производства углеродминерального сорбента и пористых композиционных фильтров. В 1991 создан производство цеолитных катализаторов. В 1993 освоен выпуск геля полиэтиленоксида для технических целей. В 1995 начинается подготовка к выпуску кассет ВВЭР-440 и выпуск в промышленных объемах гидроксида лития -7. В 1997 изготовлена первая партия кассет ВВЭР-440. В декабре 1992 в рамках Парижского межгосударственного договора построено здание для хранения водородосодержащих литевых материалов в условиях безопасности (программа АИДА). В 2002 запущен в эксплуатацию автоматизированный лазерный комплекс для обработки деталей сложных форм. Начат выпуск сборок ТВС-2 и реконструкция литевого производства, а также внедрение технологической схемы использования в качестве исходного сырья карбоната лития чилийского производства. В 2003 начат выпуск сборок ТВС-А.



1.3 Машино- и приборостроительные заводы

1.3.1 «Красная Звезда» (Москва)

ФГУП «Красная Звезда» является единственным в мире производителем космических ядерных энергетических установок и обладает опытом эксплуатации 32 таких изделий.

Полное название: Федеральное государственное унитарное предприятие «Красная Звезда»

Первоначальные названия: ОКБ № 3, ОКБ № 670, ОКБ-456, Институт двигателей, МКБ «Красная Звезда» и ОКБ «Заря», НПО «Красная звезда»

Место расположения: г. Москва

Основано в 1972 г. Первый директор: Грязнов Георгий Михайлович

Основные направления деятельности - разработка технологий и производство: космических ЯЭУ, каналов контроля нейтронной мощности реакторных установок (ПИК), вспомогательного оборудования АЭС; оборудования для переработки жидких радиоактивных отходов; установок для получения питьевой воды; мобильных установок для очистки грунта от радионуклидов и тяжелых металлов; алмазного инструмента, оборудования для микроэлектроники и медицины; оборудования для ионного легирования и защиты ценных бумаг.

1.3.2 ПО «Машиностроительный завод «Молния» (Москва)

Машиностроительный завод «Молния» является первым (с 1945) серийным заводом нынешнего Росатома и на протяжении всей своей истории активно участвовало в разработке и производстве самых совершенных видов ядерных вооружений.

Полное название: Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Машиностроительный завод «Молния»

Первоначальные названия: Фитинговский завод, Государственный союзный завод № 48

Место расположения: г. Москва

Основано в 1929 г.

Начало работы предприятия: 1934 г.

Основные направления деятельности: военная техника, а также оборудование для переработки продукции агропромышленного комплекса, счетчики-расходомеры тепла и жидкости, высоковольтная техника.

1.3.3 Приборостроительный завод (г. Трехгорный, Челябинская обл.)

ФГУП «Приборостроительный завод» является одним из ведущих предприятий ядерно-оружейного комплекса Российской Федерации.

Полное название: Федеральное государственное унитарное предприятие «Приборостроительный завод»

Первоначальные названия: Завод №933 Главгорстроя СССР, Предприятие п/я 17, Предприятие п/я Г-4146

Место расположения: г. Трехгорный Челябинской обл.

Основан в 1952 г. Первый директор: Володин Константин Арсеньевич

Основное направление деятельности: полный цикл изготовления широкой номенклатуры высокотехнологичной продукции и товаров народного потребления. В процессе выполнения конверсионной программы, наметились приоритетные направления производства: аппаратура

контроля и управления для атомных станций, выпуск товаров народного потребления, медицинской техники и т.д.

1.3.4 ПО «Старт» (г. Заречный Пензенской обл.)

ПО «Старт» – это многопрофильный научно-производственный комплекс, одно из крупнейших предприятий Росатома.

Полное название: Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Старт»

Первоначальные названия: завод № 1134, Пензенский механический завод, предприятие п/я 46.

Место расположения: г. Заречный Пензенской обл.

Основано в 1954 г. Первый директор: и.о. директора Любовин Юрий Петрович (февраль 1955 г.), директор Проценко Михаил Васильевич (август 1955 г.).

Основные направления деятельности: разработка и серийный выпуск изделий обработки и передачи информации; устройств защиты информации; систем контроля и управления доступом; технических средств охраны; элементов физической защиты объектов; систем телемеханики; систем коммерческого учёта энергоносителей; преобразователей измерительных различных физических величин (давления, температуры, перемещения и др.); малогабаритных станков; приборов и инструментов для диагностики и лечения.

1.3.5 Приборный завод «Сигнал» (г. Обнинск)

Открытое акционерное общество "Приборный завод "Сигнал" - это приборостроительный завод ядерно-физического профиля. Завод успешно конкурирует с отечественными и зарубежными производителями на рынке данного вида продукции.

Полное название: Открытое акционерное общество «Приборный завод «Сигнал»

Место расположения: г. Обнинск Калужской обл.

Основан в 1968 г. Начало работы предприятия: 1971 г. Первый директор: Смоляр Ф.Н.

Основное направление деятельности: изготовление электронных систем управления и контроля работы реакторов АЭС, контроля радиационной обстановки ядерно-опасных объектов, дозиметрических приборов и газосигнализаторов различного назначения для нужд силовых министерств и ведомств. Разработка и серийный выпуск систем пожарной сигнализации широкого спектра применения, передатчиков малой и большой мощности метрового и дециметрового диапазонов аналогового и цифрового транслирования.

1.3.6 Приборный завод «Тензор» (г. Дубна)

Одно из крупнейших предприятий приборостроения, действующее в системе Росатома. Градообразующее предприятие наукограда Дубны.

Полное название: Открытое акционерное общество «Приборостроительный завод «Тензор»

Место расположения: г. Дубна Московской обл.

Начало производственной деятельности: 1973 г.

Основные виды деятельности: разработка и изготовление продукции по направлениям: Комплексные системы контроля и управления физической защитой объектов, в том числе и ответственных потребителей; Системы и приборы пожарно-охранной сигнализации и автоматического пожаротушения; Системы контроля и управления технологическими процессами, в том числе и особо важных объектов.

Основные виды производства и технологии: Микроэлектронное производство; Механо-сборочное производство; Химико-гальваническое производство; Сборочно-монтажное производство.

1.3.7 Уральский электромеханический завод, УЭМЗ (Екатеринбург)

«Уральский электромеханический завод» является одним из крупнейших многопрофильных заводов Росатома.

Полное название: Федеральное государственное унитарное предприятие «Уральский электромеханический завод»

Первоначальные названия: Завод №. 707

Место расположения: г. Екатеринбург

Основан в 1941 г.

Основные направления деятельности: выпуск изделий для оборонного комплекса, а также изделий электронного и электромеханического приборостроения, средств телекоммуникаций, промышленной электротехники, медицинской аппаратуры и инструментов, наукоёмкой продукции приборостроения, прогрессивного режущего инструмента, аппаратуры сложной бытовой техники, мебели и других товаров народного потребления.

1.3.8 «Электрохимприбор» (г. Лесной Свердловской обл.)

Комбинат «Электрохимприбор» – одно из крупнейших многопрофильных предприятий Росатома.

Полное название: Федеральное государственное унитарное предприятие «Комбинат «Электрохимприбор»

Первоначальные названия: Завод № 418

Место расположения: г. Лесной Свердловской обл.

Основан в 1947 г.

Основные направления деятельности: серийный выпуск спецтехники по государственному оборонному заказу, производство гражданской продукции для различных отраслей промышленности.

1.3.9 «Элерон» (Москва)

СНПО «Элерон» - крупнейшее в стране научно-исследовательское, проектно-конструкторское и монтажно-наладочное предприятие по созданию технических средств охраны, систем безопасности и оснащению ими объектов различного назначения.

Полное название: Федеральное государственное унитарное предприятие «Специальное научно-производственное объединение «Элерон»

Первоначальные названия: лаборатория № 36 п/я 912 (ВНИИ химической технологии), ВНИИФП

Место расположения: г. Москва

Основано в 1963 г.

Основное направление деятельности: создание технических средств охраны, систем безопасности и оснащение ими объектов различного назначения; обеспечение безопасности важных, особенно ядерно- и радиационно-опасных объектов.

В составе предприятия: ДГУП «Дедал», г. Дубна; ДГУП «Лептон», г. Пятигорск.

2. ОСНОВНЫЕ РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ПРЕДПРИЯТИЯ МИРА

Остановимся теперь на радиохимических предприятиях России и мира. Расположение их на карте мира представлено на Рис.2.

Примечание: На карте не показаны: два остановленные небольшие коммерческие предприятия в Бельгии и Германии; пилотные и исследовательские установки. 1. В 40-е и 50-е годы в г.Хэнфорде (США) функционировали первые в мире радиохимические предприятия T, B, и U. 2. Хотя отраженная в названии номинальная мощность предприятия UP2-800 составляет 800 т, его проектная мощность выше. ЭДФ подписала с «КОЖЕМА» контракт на переработку на этом предприятии 850 т ОЯТ; именно эта цифра более точно отражает мощность UP2-800. 3. В 1956-76 гг. РТ-1 действовал в качестве военного предприятия; с 1977 г. он имеет гражданское назначение.

Место	Типа	Предприятие	Мощность т/г	Даты
-------	------	-------------	-----------------	------

Челябинск/г.Озерск	Военное/коммерческое	РТ-1	440	1948
Доунри	Военное	D1204 D1206	-	1958-1958-98?
Гуаньян, Сычуань	Военное	Завод 821	-	конец 1960-х гг.
Хэнфорд	Военное	Редокс Пурекс	-	1951-66 1956-88
INEEL	Военное	Радиохимический завод в Айдахо	-	1953-92
Атомный энергетический комбинат Цзючжань	Военное	Завод 404	-	1970
Калпаккам	Коммерческое	KARP	100	1996
Красноярск/г.Железногорск	Коммерческое	RT-2	-	2005?
Красноярск/г.Железногорск	Военное	Горнохимический комбинат	-	1964
Ла Хаг	Коммерческое	UP2 UP2-800 UP3	400 850 800	1966-93 1994- 1990-
Маркуль	Военное	UP1	400	1958-97
Роккашо	Коммерческое	Роккашо-мура	800	2003?-
Саванна-Ривер Сайт	Военное	Каньон F Каньон H	-	1953-1953-
Тарапур	Коммерческое	PREFRE	100	1982-
Токай	Коммерческое	Токай-мура	100	1977-
Томск/г.Северск	Военное	Сибирский химкомбинат	-	1956?-
Тромбей	Военное	BARC	-	1964-
Уэст Вэлли	Коммерческое	-	300	1966-72
Уиндскейл	Военное	B204	-	1951-64
Уиндскейл/Селлафилд	Военное/коммерческое	B205 THORP	1500 700	1964-1994-

2.1 Соединенные Штаты Америки

В период второй мировой и «холодной» войн Соединенные Штаты выделили около 100 т плутония. Выделение плутония (или репроцессинг) велось, главным образом, в Хэнфорде, штат Вашингтон и в Саванна-Ривер-Сайт, штат Южная Каролина. Кроме того, в небольших масштабах репроцессинг осуществлялся в национальных лабораториях, например, в Лос-Аламосе, Нью-Мексико. В национальной инженерной лаборатории штата Айдахо (INEL) репроцессинг проводился в целях выделения высокообогащенного урана из продуктов деления ОЯТ военно-морских реакторов. Все указанные объекты находятся в федеральной собственности. Единственное негосударственное радиохимическое предприятие расположено в Уэст-Вэлли, штат Нью-Йорк. Оно закрыто в 1972 г., а выделенный там плутоний передан федеральному правительству.

После заключения соглашений по сокращению США пообещали, что деятельность в области репроцессинга будет прекращена. Однако выполнение этого обещания столкнулось со значительными трудностями политического характера. В 1996 г. действительно закрылись радиохимические предприятия в Хэнфорде, но в других местах репроцессинг из соображений сохранения рабочих мест, напротив, скорее набирает темпы, чем приближается к завершению. В Саванна-Ривер-Сайт находятся два последних радиохимических предприятия в США, функционирующие на базе разработанной несколько десятилетий назад технологии PUREX. Предполагалось, что построенные там в 50-е гг. огромные бетонные конструкции прекратят производство до конца 20-го столетия. Но в связи с необходимостью завершить переработку находящегося на объекте облученного топлива и других ядерных материалов, оставшихся после «холодной войны», а также из-за задержек, вызванных опасениями относительно безопасности, дата остановки заводов перенесена. Кроме того, руководство Саванна-Ривер-Сайт предлагает продлить эксплуатацию радиохимических предприятий на 30 лет путем их использования для переработки отходов с других объектов министерства энергетики и, возможно, реакторов АЭС. Радиохимический завод на INEL законсервирован; возобновление его функционирования не планируется. Однако в строй введено новое меньших размеров радиохимическое предприятие, основанное на новой технологии, пока не имеющей коммерческого применения. Эта технология, часто именуемая пиро- или электропереработкой, была разработана в рамках американской программы по созданию реакторов-размножителей, реализация которой была прекращена в 1995 г. вследствие проблем технического и экономического характера, а также из-за риска распространения ядерного оружия. Тем не менее, часть программы связанная с репроцессингом продолжается как «деятельность по обращению с отходами».

2.2 Французский репроцессинг

Франция имеет наибольший опыт в переработке оружейного и энергетического плутония, производства МОКС-топлива и его утилизации в реакторах АЭС. Остановимся на французском подходе несколько подробнее.

Во Франции производство плутония началось в рамках исследовательской программы по созданию ядерного оружия, реализация которой началась после второй мировой войны. Три реактора по производству плутония были введены в эксплуатацию в 1956 - 58 гг. в г.Маркуль. Первый полномасштабный радиохимический завод UP1 начал функционировать в 1958 г. В 1976 г. была основана компания КОЖЕМА (COGEMA), принадлежащая Комиссариату по атомной энергии. В ее ведение были переданы технологии и объекты, созданные в рамках программ по созданию ядерного оружия. КОЖЕМА отвечает за реализацию французской программы по репроцессингу и заключает контракты как с военными, так и с французской гражданской электрической компанией «Электрисите де Франс» (ЭДФ). КОЖЕМА принадлежит два крупных радиохимических предприятия на мысе Ла-Хаг (UP2 и UP3). В 1995 г. вместе они произвели 80% всего выделенного плутония в мире. Номинальная ежегодная мощность каждого предприятия составляет 800 т тяжелого металла, что эквивалентно производству выделенного плутония в размере 8000 кг в год. Эксплуатация UP2 началась в 1966 г., первоначально оно предназначалось для переработки отработанного топлива реакторов типа «Магнокс». Его номинальная мощность постоянно менялась до тех пор, пока не была установлена в размере 400 т в год. Начиная с 1976 г. на предприятии были установлены дополнительные мощности, позволяющие перерабатывать оксидное топливо легководных реакторов типа ЛВР. После 1994 г., в результате значительной модификации и расширения, предприятие действует под наименованием UP2-800, что отражает новую ежегодную номинальную мощность завода. Предприятие UP3 вступило в строй в 1990 г. В течение последних 20 лет развитие французской промышленности зависело от крупных контрактов с зарубежными поставщиками ОЯТ. Более половины перерабатываемого в Ла-Хаг отработанного топлива ЛВР — иностранного происхождения. Предприятие UP2 перерабатывало топливо зарубежных клиентов до 1990 г. После этого оно целиком переключилось на

французских поставщиков (за исключением небольшого количества немецкого МОКС-топлива, перерабатываемого в демонстрационных целях). Предприятие UP3, финансируемое иностранными инвесторами, как ожидается, перерабатывает исключительно поступающее из-за границы топливо. В настоящее время КОЖЕМА предоставляет услуги по переработке ядерного топлива для энергетических компаний Германии, Японии, Бельгии, Нидерландов и Швейцарии. СЖН, дочерняя инженерная компания КОЖЕМА, предоставила основанное на технологии заводов в Ла-Хаг ноу-хау для строительства радиохимического предприятия в Роккашо-мура в Японии.

Несмотря на декларацию политики по переработке всего извлекаемого из реакторов отработанного топлива, Франция оказалась неспособной осуществить ее на практике. В настоящее время мощности радиохимических заводов в м.Ла-Хаг целиком заполнены ЭДФ и иностранными поставщиками, что позволяет КОЖЕМА перерабатывать 850 т из примерно 1200 т ОЯТ, ежегодно нарабатываемого французскими реакторами. Не подвергнутое репроцессингу отработанное топливо направляется в хранилища. В 1996 г. впервые стало ясно, что ЭДФ более не намерена придерживаться политики переработки всего отработанного топлива. В настоящее время внутри французского ядерного истеблишмента разразился конфликт относительно определения будущей стратегии обращения с отработанным ядерным топливом. ЭДФ выразила сомнения относительно использования смесового уран-плутониевого (МОКС) топлива из-за его высокой стоимости по сравнению с урановым топливом.

В настоящее время 16 реакторов получили лицензию на использование МОКС (при 30% загрузке). К концу 1996 г. девять из них уже были загружены этим топливом. ЭДФ вынуждена расширять свою МОКС - топливную программу и запросила лицензии на использование МОКС дополнительно для 12 реакторов. Франция уже располагает очень значительными запасами плутония, которые еще более возрастут в последующие годы по причине ограниченных мощностей по производству МОКС и сохранению уровня производства самого плутония. По состоянию на декабрь 1995 г. официальные данные по французским запасам необлученного плутония в различных формах достигли 55300 кг, в том числе 27500 кг принадлежало иностранным государствам. Таким образом, Франция стоит перед лицом дальнейшего обострения обеих проблем: отработанного топлива и запасов выделенного плутония.

2.3 Великобритания

После Франции Великобритания является крупнейшей мировой державой по переработке отработанного топлива реакторов АЭС. Эта деятельность осуществляется на предприятии В205 в Уиндскейле/Селлафилде на северо-западе Англии. Гражданский репроцессинг начался в 1964 г.; его планируется продолжить до 2010 г. Начиная с 1964 г. топливо тепловых ядерных реакторов «Магнокс» и аналогичных реакторов, действующих в Японии и Италии перерабатывается в Уиндскейле/Селлафилде. К концу 1995 г. было переработано 26800 т ОЯТ, из которого выделено 59 т плутония. Переработку топлива реакторов «Магнокс» планируется продолжать до 2015 г., т.е. в течение 5 лет после закрытия последнего реактора данного типа в Великобритании. К тому времени на В205 будет выделено 90 т плутония. В 1969 г. в Уиндскейле началась переработка оксидного топлива: введен в строй завод Хед-энд (НЕР), где оксидное топливо перерабатывалось в сырье для предприятия В205. Всего до 1973 г., в комплексе НЕР/В205 было переработано 110 т топлива и выделено 400 кг плутония. В 1995 г. началась крупномасштабная переработка оксидного топлива после открытия в Меллафильде Завода по переработке тепловых оксидов (THORP) мощностью 700 т топлива в год. В течение первых десяти лет 70% производства на THORP будет обеспечено поставками топлива из-за рубежа (в том числе – с АЭС Швейцарии). До 2005 г. должны быть выполнены контракты на переработку 6600 т отработанного топлива. Британская энергетическая компания «Бритиш Энерджи» предполагает переработать 2600 т топлива; кроме того, в 1990 г. немецкие энергетические компании подписали контракты на переработку 700 т. Эти контракты обеспечат функционирование THORP до 2010 г.

Начиная с 1958 г. переработка топлива реакторов-размножителей и исследовательских реакторов типа MTR (Materials Test Reactor) осуществляется в Дунрее в Северной Шотландии. Там действуют два предприятия, находящиеся в ведении Управления по атомной энергии Соединенного Королевства: D1204 для переработки топлива реакторов MTR и D1206 — реакторов-размножителей. D1204 представляет собой небольшое предприятие, перерабатывающее топливо как британских, так и иностранных исследовательских реакторов. D1206 было открыто в 1961 г. и перерабатывает топливо на базе высокообогащенного урана с Демонстрационного реактора-размножителя, закрытого в 1977 г., и прототипа реактора-размножителя, остановленного в 1994 г. Оба этих реактора также находились в Дунрее. К концу 1995 г. там была переработана 21 т топлива, содержащая около 4,5 т плутония.

2.4 Япония

Японская политика в области ядерного топливного цикла состоит в достижении полной переработки всего отработанного топлива и потребления в качестве реакторного топлива всего выделенного плутония. В рамках этой политики государственная Корпорация по разработке энергетических реакторов и ядерного топлива (PNC создала и приступила в 1977 г. к эксплуатации Токайского радиохимического предприятия. Японские компании по производству электроэнергии также подписали контракты с корпорациями КОГЕМА и БНФЛ о переработке около 700 т отработанного топлива на предприятиях в Ла-Хаг (Франция) и Селлафилде (Великобритания). Кроме того, корпорация «Джапан ньюклар фьюэл лимитед» постороила коммерческое предприятие в Роккашо (префектура Аомори). К концу 1994 г. общее количество накопленного отработанного топлива легководных реакторов достигло 10400 т. Эта цифра увеличивается на 1000 т ежегодно. Предприятие в Токае функционирует в качестве пилотного и к концу 1995 г. переработало всего 864 т отработанного топлива. Принимая во внимание незначительную мощность предприятия в Токае, наряду с принятием решения о том, что новые контракты на переработку топлива за границей более не будут заключаться, Япония не сможет переработать все свое накопленное отработанное топливо. Мощности завода в Роккашо по переработке 800 т и по хранению 3000 т тяжелого металла сумеют поглотить лишь незначительную долю уже накопленного отработанного топлива, а также того топлива, которое будет продолжать нарабатываться из года в год. С точки зрения потребления плутония центральное правительство и энергетические компании оказались перед лицом серьезной проблемы излишков.

Амбициозная японская плутониевая программа переживает серьезные технические, экономические и политические трудности. В 1995 г. японские энергетические компании вынудили правительство по экономическим соображениям прекратить реализацию проекта по созданию использующего МОКС-топливо перспективного теплового реактора Ома. Инцидент с утечкой натриевого охладителя на реакторе-размножителе Монджу, произошедший 8 декабря 1995 г., нанес серьезный удар по всей правительственной плутониевой программе. После этого реализация японской программы по созданию быстрых реакторов была отложена.

В целях выполнения обязательств по отказу от накопления запасов плутония японское правительство планирует использовать большую часть выделенного в Европе плутония в качестве МОКС-топлива для легководных реакторов. Однако программа по использованию МОКС также может подвергнуться значительным изменениям из-за оппозиции со стороны местных властей. Политика Японии в области репроцессинга стоит перед лицом противоречия. С одной стороны, Токио испытывает трудности, связанные с недостатком мощностей по переработке отработанного топлива. С другой стороны, не решена проблема все возрастающих запасов избыточного плутония.

2.5 Индия

В течение долгого времени Индия проводила политику по созданию замкнутого топливного цикла путем переработки плутония в быстрых реакторах. Это делалось в рамках

программы по разработке энергетических реакторов типа CANDU, использующих в качестве топлива природный уран. Долгосрочной целью индийской программы является производство электроэнергии на АЭС путем использования больших запасов тория-232. В настоящее время в Индии имеется три радиохимических предприятия. Они находятся в ведении Управления атомной энергии (DAE) и имеют общую проектную мощность около 230 т. Ни одно из этих предприятий не находится под гарантиями МАГАТЭ.

Первое индийское радиохимическое предприятие начало функционировать в 1964 г. в Атомном исследовательском центре Бхабха (BARC) в Тромбее. Оно перерабатывает топливо, поступающее с исследовательских реакторов «Сайрус» и «Дхрува». Всего на небольшом предприятии BARC было выделено около 400 кг плутония. Этот плутоний использовался в индийской программе по созданию ядерного оружия. Плутоний, содержащийся в «ядерном заряде мирного назначения», который был взорван в 1974 г. в штате Раджастан, был наработан в Бхабхе. Второе радиохимическое предприятие, Объект по переработке топлива энергетических реакторов (PREFRE), было введено в эксплуатацию в Тарапуре в 1982 г. Оно предназначалось для переработки топлива реакторов CANDU. Проектная мощность этого предприятия — 100 т топлива в год. Однако его реальный уровень производства был ограничен по техническим и организационным соображениям. Кроме того, Индия предпочитает избегать накопления запасов плутония. В настоящее время в Тарапуре перерабатывается топливо, поступающее только с двух АЭС — Раджастанской и Мадрасской. К концу 1995 г. в Тарапуре было переработано 310 т ОЯТ с АЭС в Мадрасе и Раджастане, что позволило выделить 900 кг плутония. В марте 1996 г. вступило в эксплуатацию радиохимическое предприятие в Калпаккаме (KARP), расположенное недалеко от Мадраса в Центре атомных исследований им. Индиры Ганди. Согласно проекту, предприятие в Калпаккаме должно перерабатывать топливо с Мадрасской АЭС и имеет проектную мощность в 100 т топлива реакторов CANDU в год. Это соответствует выделению 350 кг плутония ежегодно.

И.Н.Бекман

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Спецкурс

Лекция 27. ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ

Содержание

- 1. ЯДЕРНЫЕ РЕАКЦИИ В ЗВЁЗДАХ**
- 2. ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ЯДЕРНОГО СИНТЕЗА**
 - 2.1 Термодинамика ядерного синтеза
 - 2.2 Реакции ядерного синтеза
 - 2.3 Термоядерные топлива
- 3. ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ В ЗЕМНЫХ УСЛОВИЯХ**
 - 3.1 Водородная бомба
 - 3.2 Термоядерный синтез в медленном реакторе
- 4. ПРИНЦИП ДЕЙСТВИЯ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА**
 - 4.1 Временные и температурные условия
 - 4.2 Магнитное удержание плазмы
 - 4.2.1 Плазма
 - 4.2.2 Плазма и УТС
 - 4.2.3 Системы с замкнутой магнитной конфигурацией
 - 4.2.4 Открытые магнитные конфигурации.
- 5. УСТАНОВКИ С МАГНИТНЫМ УДЕРЖАНИЕМ**
 - 5.1 Токамак
 - 5.2 Пинч с обращенным полем (ПОП)
 - 5.3 Стелларатор
 - 5.4 Открытая ловушка
 - 5.5 Плазменный фокус
 - 5.6 Галатейя

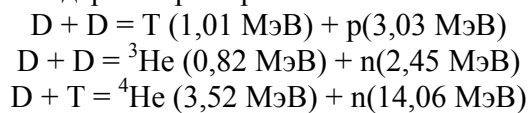
Из четырех основных источников ядерной энергии в настоящее время удалось довести до промышленной реализации только два: энергия радиоактивного распада утилизируется в источниках тока, а цепная реакция деления – в атомных реакторах. Третий (наиболее мощный) источник ядерной энергии – аннигиляция элементарных частиц пока не вышел из области фантастики. Четвертый же источник – **управляемый термоядерный синтез, УТС**, находится на повестке дня. Этот источник по своему потенциалу хотя и меньше третьего, но существенно превышает второй. Надежды на УТЯС связаны с двумя обстоятельствами: согласно современным представлениям звезды (в том числе наше Солнце) существует за счет стационарной термоядерной реакции, и неконтролируемый термоядерный процесс удалось довольно просто реализовать во взрыве водородной бомбы. Кажется, нет никаких принципиальных препятствий для поддержания управляемой реакции ядерного синтеза и на Земле. Однако, интенсивные попытки реализовать в лабораторных условиях УТЯС окончились полным провалом. Более того, оптимистические заявки некоторых ученых и инженеров, что термоядерный синтез будет поставлен на службу энергетики в 21-м веке, кажутся ничем не обоснованными.

Тем не менее, сейчас ядерный синтез рассматривается как важное технологическое решение, направленное на замену ископаемого топлива в производстве энергии. Всемирная потребность в энергии требующая незамедлительного увеличения производства электроэнергии по крайней мере в два раза, истощаемость сырья и возрастающее беспокойство по поводу глобального потепления климата стимулирует поиск новых, иногда довольно экзотических, решений.

В данной лекции мы рассмотрим особенности реакций термоядерного синтеза, существующие и проектируемые установки реализации управляемого синтеза и перспективы подобных установок для создания нового направления энергетики. Мы так же попытаемся ответить на вопрос, почему пятидесятилетние активные исследования плазмы не увенчались успехом и почему термояд не будет поставлен на службу человеку в течение ближайших десятилетий.

Термоядерные реакции – реакции слияния (синтеза) легких атомных ядер в более тяжелые, происходящие при очень высоких температурах (порядка десятков миллионов градусов и выше).

В термоядерных реакторах используется энергия, выделяющаяся при слиянии легких атомных ядер. Например:



Известны и другие термоядерные реакции, например реакции слияния ядер ${}^4\text{He}$ с ${}^7\text{Li}$ или ${}^9\text{Be}$, которые также являются экзотермическими. Реакция слияния ядер трития и дейтерия является наиболее перспективной для осуществления управляемого термоядерного синтеза, так как ее сечение даже при низких энергиях достаточно велико.

Вследствие большого сечения рассеяния при бомбардировке ядер трития ускоренными дейтонами энергетический баланс процесса термоядерного синтеза по $D - T$ реакции может быть отрицательным, т.е. на ускорение дейтонов затрачивается больше энергии, чем выделяется при синтезе. Положительный энергетический баланс возможен только в том случае, если бомбардирующие частицы после упругого столкновения будут способны вновь участвовать в реакции. Для преодоления электрического отталкивания атомные ядра должны обладать большой кинетической энергией. Эти условия могут быть созданы в высокотемпературной плазме (плазмой называют газ, в котором атомы или молекулы находятся полностью ионизированном состоянии). $D - T$ – реакция начинает протекать только при температуре около $5 \cdot 10^7$ К. Лишь при этой температуре выделяется больше энергии на единицу объема и в единицу времени, чем затрачивается.

Плазму необходимо удерживать внутри заданного объема, так как в свободном пространстве плазма моментально расширяется. Вследствие высоких температур плазму нельзя поместить в резервуар из какого-либо материала. Для удержания плазмы приходится использовать магнитное поле высокой напряженности, которое создают с помощью сверхпроводящих магнитов. Управляемый термоядерный синтез - научная проблема осуществления синтеза легких ядер с целью производства энергии. Проблема может быть решена в плазме

при температуре выше 10^8 К и выполнения Лоусона критерия ($n\tau > 10^{14}$ см⁻³с, где n - плотность высокотемпературной плазмы, τ - время удержания ее в системе). Исследования проводятся в квазистационарных системах ($\tau \geq 1$ с, $n \geq 10^{14}$ см⁻³) и импульсных системах ($\tau \approx 10^{-8}$ с, $n \geq 10^{22}$ см⁻³). В первых (токамак, стеллараторы, зеркальные ловушки и т.п.) удержание и термоизоляция плазмы осуществляются в магнитных полях различной конфигурации. В импульсных системах плазма создается при облучении твердой мишени (крупинки смеси дейтерия и трития) сфокусированным излучением мощного лазера или электронными пучками: при попадании в фокус пучка малых твердотельных мишеней происходит последовательная серия термоядерных микровзрывов.

Лоусона критерий, условие возникновения термоядерной реакции $n\tau \geq 10^{14}$ см⁻³с, где τ - время удержания высокотемпературной плазмы в системе, n – плотность ее частиц. При выполнении Лоусона критерия энергия, выделяющаяся при управляемом термоядерном синтезе, превышает энергию, вводимую в систему.

Запасы дейтерия, который можно использовать в D - T реакции, практически неограниченны. В гидросфере Земли запасено $4 \cdot 10^{13}$ т дейтерия, который может явиться основным термоядерным горючим. Извлечение ядерной энергии, содержащейся в дейтерии, обеспечило бы получение $7 \cdot 10^{24}$ квт-ч энергии (энергетическая ценность D, содержащегося в 1 л воды, эквивалентна 300 л бензина), т.е. навсегда сняло бы с человечества заботу о пополнении энергетических ресурсов на Земле. В этом смысле запасы ядерной энергии на Земле практически неисчерпаемы. Однако второй компонент наиболее энергетически выгодной D – T – реакции – тритий – в природе практически не встречается. Он должен быть получен в самом термоядерном реакторе по реакции ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ ($\Delta E = 4,8$ МэВ; содержание ${}^6\text{Li}$ в природной смеси изотопов составляет 7,42%). Однако, поскольку не каждый нейтрон D – T - реакции участвует в образовании атома трития, необходимо размножить первичные нейтроны (14,1 МэВ) с помощью (n, 2n)-реакции, например на бериллии или ниобии. Таким образом, в термоядерном реакторе сгорают D и ${}^6\text{Li}$, а в виде “шлака” образуется гелий: $\text{D} + {}^6\text{Li} = 2 {}^4\text{He}$. Поэтому количество термоядерной энергии, которое может быть вообще получено, ограничивается мировыми запасами лития, близкого по своей распространенности в земной коре к урану. В этой связи понятно, почему сейчас ведется поиск осуществления управляемого термоядерного синтеза на других компонентах (например, на смеси D – D).

Среди различных камер для удержания плазмы особенно многообещающей является камера с тороидальной конфигурацией. При этом плазму создают внутри тороидальной камеры с помощью безэлектродного кольцевого разряда. В установке «Токомак» ток, индуцированный в плазме, является как бы вторичной обмоткой трансформатора. Магнитное поле, удерживая плазму, создается как за счет тока, протекающего через обмотку вокруг камеры, так и за счет тока, индуцированного в плазме. Для получения более устойчивой плазмы используется внешнее продольное магнитное поле.

Термоядерный реактор типа ТОКОМАК (Тороидальная Камера с Магнитными Катушками) состоит из вакуумной камеры (внутренняя оболочка – первая стенка – изготавливается из бериллия), образующей канал, где циркулирует плазма, магнитов, создающих поле и систем нагрева плазмы. К этому прилагаются

вакуумные насосы, постоянно откачивающие газы из канала, система доставки топлива по мере его выгорания и дивертор – система, через которую полученная в результате термоядерной реакции энергия выводится из реактора. Тороидальная плазма находится в вакуумной оболочке. α - частицы, образующиеся в плазме в результате термоядерного синтеза и находящиеся в ней, повышают ее температуру. Нейтроны через стенку вакуумной камеры проникают в зону жидкого лития, в которой их кинетическая энергия превращается в тепло и в которой воспроизводится тритий. Литиевая оболочка (бланкет) помещена в специальную оболочку, которая защищает обмотку магнита от вылетающих нейтронов и γ -излучения. Обмотка магнита (рабочая температура 4К) охлаждается жидким гелием и находится в сверхпроводящем состоянии. Для отвода тепла расплавленный литий прокачивают через теплообменник, расположенный за обмоткой магнита. Тепловая энергия от теплообменника передается обычной электростанции. В процессе циркуляции из лития удаляют образовавшиеся тритий и гелий.

Ожидают, что управляемый термоядерный синтез удастся осуществить в международном реакторе ИТЭР на базе токамака. Потребляя 50 МВт мощности он должен в 2010 г. за счет реакции трития с дейтерием выдавать мощность 500 МВт. В настоящее время (2004) выбирается место для его строительства. Вклад России в финансирование ИТЭР – 1/6.

Полагают, что решение проблемы управляемого термоядерного синтеза обеспечит человечество энергией практически на неограниченный срок. Будущий термоядерный генератор энергии должен удовлетворять следующему основному требованию: энерговыделение в результате ядерного синтеза должно с избытком компенсировать затраты энергии из внешних источников на поддержание высокой температуры реагирующей плазмы. Проблема достижения выгодного энергетического баланса термоядерного реактора достаточно сложна ввиду наличия неустраняемых энергетических потерь.

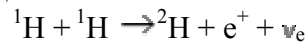
1. ЯДЕРНЫЕ РЕАКЦИИ В ЗВЁЗДАХ

Прежде чем рассматривать ядерные реакции в космосе, коротко остановимся на проблеме звездной эволюции.

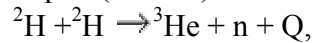
Окружающий нас мир состоит из различных химических элементов. Как образовались эти элементы в естественных условиях? В настоящее время общепризнанной является точка зрения, что элементы, из которых состоит Солнечная система, образовались в ходе звездной эволюции. С чего начинается образование звезды? Звезды конденсируются под действием гравитационных сил из гигантских газовых молекулярных облаков (термин “молекулярный” означает, что газ состоит в основном из вещества в молекулярной форме). Масса вещества, сосредоточенного в молекулярных облаках, составляет значительную часть всей массы галактик. Эти газовые облака первичного вещества состоят преимущественно из ядер водорода. Небольшую примесь составляют ядра гелия, образовавшиеся в результате первичного нуклеосинтеза в дозвездную эпоху.

Когда масса вещества звезды в результате аккреции достигает 0.1 массы Солнца, температура в центре звезды достигает 1 млн К и в жизни протозвезды начинается новый этап - реакции термоядерного синтеза. Однако эти термоядерные реакции существенно отличаются от реакций, протекающих в звездах,

находящихся в стационарном состоянии, типа Солнца. Дело в том, что протекающие на Солнце реакции синтеза:



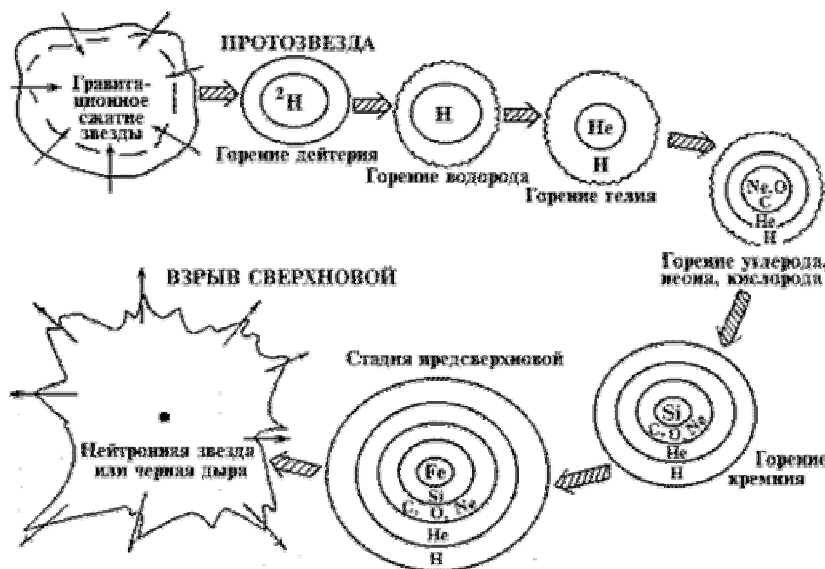
требуют более высокой температуры ~ 10 млн К. Температура же в центре протозвезды составляет всего 1 млн К. При такой температуре эффективно протекает реакция слияния дейтерия ($d \equiv {}^2\text{H}$):



где $Q=3.26$ МэВ - выделяющаяся энергия.

Дейтерий также как и ${}^4\text{He}$ образуется на дозвездной стадии эволюции Вселенной и его содержание в веществе протозвезды составляет 10^{-5} от содержания протонов. Однако даже этого небольшого количества достаточно для появления в центре протозвезды эффективного источника энергии.

Непрозрачность протозвездного вещества приводит к тому, что в звезде начинают возникать конвективные потоки газа. Нагретые пузыри газа устремляются от центра звезды к периферии. А холодное вещество с поверхности спускается к центру протозвезды и поставляет дополнительное количество дейтерия.



На следующем этапе горения дейтерий начинает перемещаться к периферии протозвезды, разогревая её внешнюю оболочку, что приводит к разбуханию протозвезды. Протозвезда с массой, равной массе Солнца, имеет радиус, в

пять раз превышающий солнечный.

Рис. 1. Основные этапы эволюции массивной звезды ($M > 25 M_{\odot}$). M_{\odot} - масса Солнца

Сжатие звездного вещества за счет гравитационных сил приводит к повышению температуры в центре звезды, что создает условия для начала ядерной реакции горения водорода (Рис.1).

Когда температура в центре звезды повышается до 10-15 млн. К, кинетические энергии сталкивающихся ядер водорода оказываются достаточными для преодоления кулоновского отталкивания и начинаются ядерные реакции горения водорода. Ядерные реакции начинаются в ограниченной центральной части звезды. Начавшиеся термоядерные реакции сразу же останавливают

дальнейшее сжатие звезды. Тепло, выделяющееся в процессе термоядерной реакции горения водорода, создает давление, которое противодействует гравитационному сжатию и не позволяет звезде коллапсировать. Происходит качественное изменение механизма выделения энергии в звезде. Если до начала ядерной реакции горения водорода нагревание звезды происходило за счет гравитационного сжатия, то теперь открывается другой механизм - энергия выделяется за счет ядерных реакций синтеза. Звезда приобретает стабильные размеры и светимость, которые для звезды с массой, близкой к солнечной, не меняются в течение миллиардов лет, пока происходит сгорание водорода. Это самая длительная стадия в звездной эволюции. Таким образом, начальный этап термоядерных реакций синтеза состоит в образовании ядер гелия из четырех ядер водорода. По мере того, как в центральной части звезды происходит горение водорода, его запасы там истощаются и происходит накопление гелия. В центре звезды формируется гелиевое ядро. Когда водород в центре звезды выгорел, энергия за счет термоядерной реакции горения водорода не выделяется и в действие вновь вступают силы гравитации. Гелиевое ядро начинает сжиматься.



Сжимаясь, ядро звезды начинает нагреваться еще больше, температура в центре звезды продолжает расти. Кинетическая энергия сталкивающихся ядер гелия увеличивается и достигает величины, достаточной для преодоления сил кулоновского отталкивания.

Рис. 2. Эволюция массивной звезды

следующий этап термоядерной реакции - горение гелия. В результате ядерных реакций горения гелия образуются ядра углерода. Затем начинаются реакции горения углерода, неона, кислорода. По мере горения элементов с большим Z температура и давление в центре звезды увеличиваются со все возрастающей скоростью, что в свою очередь увеличивает скорость ядерных реакций (**Рис.2**).

Если для массивной звезды (масса звезды ~ 25 масс Солнца) реакция горения водорода продолжается несколько миллионов лет, то горение гелия происходит в десять раз быстрее. Процесс горения кислорода длится около 6 месяцев, а горение кремния происходит за сутки. Какие элементы могут образоваться в звездах в последовательной цепочке термоядерных реакций синтеза? Ответ очевиден. Ядерные реакции синтеза более тяжелых элементов могут продолжаться до тех пор, пока возможно выделение энергии. На завершающем этапе термоядерных реакций в процессе горения кремния образуются ядра в районе железа. Это конечный этап звездного термоядерного синтеза, так как ядра в районе железа имеют максимальную удельную энергию

связи. Ядерные реакции, происходящие в звездах в условиях термодинамического равновесия, существенно зависят от массы звезды. Происходит это потому, что масса звезды определяет величину гравитационных сил сжатия, что в конечном итоге определяет максимальную температуру, достижимую в центре звезды. В **Табл. 1** приведены результаты теоретического расчета возможных ядерных реакций синтеза для звезд различной массы.

Табл. 1. Теоретический расчет возможных ядерных реакций в звездах различной массы

Масса, M_{\odot}	Возможные ядерные реакции
0.08	Нет
0.3	Горение водорода
0.7	Горение водорода и гелия
5.0	Горение водорода, гелия, углерода
25.0	Все реакции синтеза с выделением энергии

Если начальная масса звезды превышает $10M_{\odot}$, конечной стадией её эволюции является так называемый «взрыв сверхновой». Когда в массивной звезде иссякают ядерные источники энергии, гравитационные силы продолжают сжимать центральную часть звезды. Давления вырожденного электронного газа недостаточно для противодействия силам сжатия. Сжатие приводит к повышению температуры. При этом температура поднимается настолько, что начинается расщепление ядер железа, из которого состоит центральная часть (ядро) звезды, на нейтроны, протоны и α -частицы. При таких высоких температурах ($T \sim 5 \cdot 10^9$ K) происходит эффективное превращение пары протон + электрон в пару нейтрон + нейтрино. Так как сечение взаимодействия низкоэнергичных нейтрино ($E_{\nu} < 10$ МэВ) с веществом мало ($\sigma \sim 10^{-43}$ см²), то нейтрино быстро покидают центральную часть звезды, эффективно унося энергию и охлаждая ядро звезды. Распад ядер железа на более слабо связанные фрагменты также интенсивно охлаждает центральную область звезды. Следствием резкого уменьшения температуры в центральной части звезды является окончательная потеря устойчивости в звезде. За несколько секунд ядро звезды коллапсирует в сильно сжатое состояние нейтронную звезду или черную дыру. Происходит взрыв сверхновой с выделением огромной энергии. В результате образования ударной волны внешняя оболочка нагревается до температуры $\sim 10^9$ K и выбрасывается в окружающее пространство под действием давления излучения и потока нейтрино. Невидимая до этого глазом звезда мгновенно вспыхивает. Энергия, излучаемая сверхновой в видимом диапазоне, сравнима с излучением целой галактики.

В момент взрыва сверхновой температура резко повышается и во внешних слоях звезды происходят ядерные реакции так называемый взрывной нуклеосинтез. В частности, образующиеся интенсивные потоки нейтронов приводят к появлению элементов в области массовых чисел $A > 60$. Взрыв сверхновой довольно редкое событие. В нашей Галактике, насчитывающей $\sim 10^{11}$ звезд, за последние 1000 лет было замечено всего 3 вспышки сверхновых. Однако частота вспышек сверхновых и количество вещества, выбрасываемого в межзвездное пространство, вполне достаточны для объяснения интенсивности космических лучей. После взрыва сверхновой уплотнившееся ядро звезды может образовать нейтронную звезду или

черную дыру в зависимости от массы вещества, оставшегося в центральной части взорвавшейся сверхновой.

Таким образом, внутри звезды происходит переплавка водорода в более тяжелые элементы. Затем образовавшиеся элементы рассеиваются в окружающее пространство в результате взрыва сверхновых звезд или в менее катастрофических процессах, происходящих в красных гигантах. Выброшенное в межзвездное пространство вещество используется снова в процессе образования и эволюции звезд второго и последующих поколений. В процессе эволюции звезд населения I и населения II происходит образование все более тяжелых элементов.

Перейдем к рассмотрению ядерных реакций синтеза, происходящих в звездах.

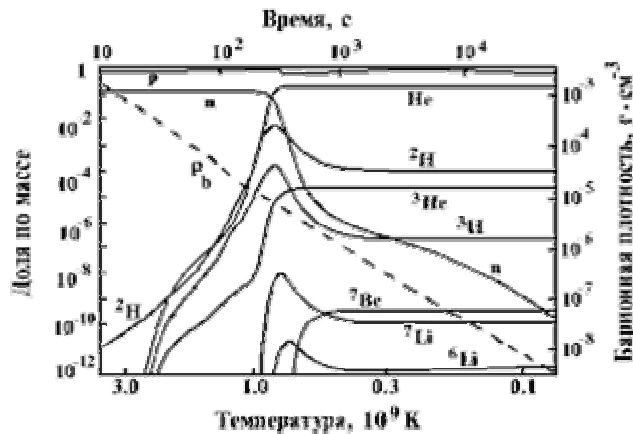
Еще в 1957 году было дано описание процесса звездной эволюции (**Рис.1**), в которых происходит образование атомных ядер. Полагают, что он состоит из следующих стадий:

1. Горение водорода, в результате этого процесса образуются ядра ${}^4\text{He}$.
2. Горение гелия. В результате реакции ${}^4\text{He} + {}^4\text{He} + {}^4\text{He} \rightarrow {}^{12}\text{C} + \gamma$ образуются ядра ${}^{12}\text{C}$.
3. α -процесс. В результате последовательного захвата α -частиц образуются ядра ${}^{16}\text{O}$, ${}^{20}\text{Ne}$, ${}^{24}\text{Mg}$, ${}^{28}\text{Si}$...
4. e -процесс. При достижении температуры $5 \cdot 10^9 \text{K}$ в звездах в условиях термодинамического равновесия протекает большое количество разнообразных реакций, в результате чего образуются атомные ядра вплоть до Fe и Ni. Ядра с $A \sim 60$ - наиболее сильно связанные атомные ядра. Поэтому на них кончается цепочка ядерных реакций синтеза, сопровождающихся выделением энергии.
5. s -процесс. Ядра тяжелее Fe образуются в реакциях последовательного захвата нейтронов. Последующий β^- -распад повышает порядковый номер образующихся атомных ядер. Интервал времени между последовательными захватами нейтронов больше периодов β^- -распада.
6. r -процесс. Если скорость последовательного захвата нейтронов гораздо больше скорости β^- -распада атомного ядра, то оно успевает захватить большое число нейтронов и лишь затем, в результате последовательной цепочки β^- -распадов, превращается в стабильное ядро. Обычно считается, что r -процессы происходят в результате взрывов Сверхновых звезд.
7. p -процесс. Некоторые стабильные нейтронодефицитные ядра (так называемые обойденные ядра) образуются в реакциях захвата протона, в реакциях (β^-, p) или в реакциях под действием нейтрино.
8. X -процесс. Легкие ядра Li, Be, B образуются в результате взаимодействия космических лучей с космической пылью. (Легкие ядра образуются также на дозвездной стадии эволюции Вселенной.)

Остановимся на некоторых этапах подробнее.

Эволюция Вселенной начинается с Большого Взрыва. В первые мгновения реализуется так называемая **дозвездная стадия образования элементов**, стадия образования легчайших элементов. Здесь особый интерес времени 100 – 1000 секунд после Большого Взрыва. В этот временной интервал остается в основном излучение (и нейтрино), находящееся в тепловом равновесии с небольшой примесью e^- , e^+ и нуклонов (протона и нейтрона). Образование электрон -

позитронных пар прекращается при температуре $T < 10^{10}$ К, так как энергии фотонов становятся ниже порога образования e^+e^- - пар (~ 1 МэВ). На этом этапе на каждый нейтрон приходится 5 протонов. Но что нейтрон - частица нестабильная. Период полураспада нейтрона составляет ~ 10 мин. Нейтроны распадаются на протон, электрон и антинейтрино. Однако не этот определяет дальнейшую судьбу нейтронов. В связи с тем, что плотность нейтронов и протонов велика, они начнут активно вступать во взаимодействие, образуя легчайшие ядра d, He, Li. Сначала нейтрон реагирует с протоном с образованием ядер дейтерия. Энергия связи дейтрона всего 2.23 МэВ. Поэтому, легко образуясь, ядра дейтерия также легко распадаются под действием фотонов на протон и нейтрон. Наиболее эффективно



ядерные реакции с образованием легких ядер начинают происходить, когда температура упадет до 10^9 К. В результате ядерных реакций образуются d, ^3He и ^4He . Динамика изменения количества ядер легчайших элементов при остывании материи в первые моменты после Большого взрыва представлена на **Рис.3**.

Рис. 3. Изменение выхода ядер и барионной плотности (штриховая линия) во время расширения в модели Большого Взрыва.

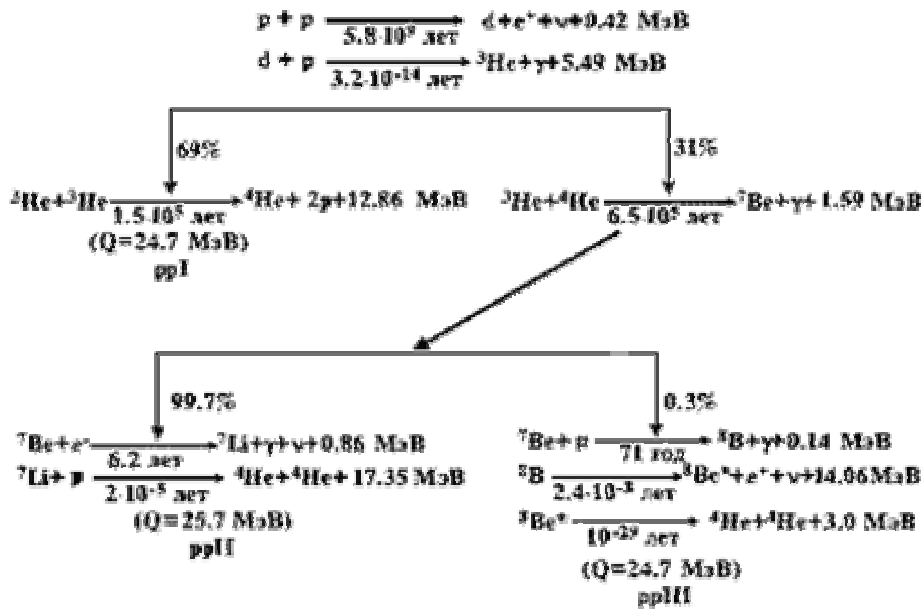
Пока время синтеза дейтерия существенно меньше времени жизни свободного нейтрона концентрация нейтронов не меняется и составляет 15% от полного числа нуклонов. Так как стабильных ядер с $A = 5$ и 6 не существует, ядерные реакции завершаются в основном с образованием d и ^4He (**Рис. 3**). Выход ^7Be , ^6Li и ^7Li составляет лишь $\sim 10^{-9} - 10^{-12}$ от суммарного выхода изотопов по массе. Практически все нейтроны исчезают, образуя ядра ^4He . При плотности вещества $10^{-3} - 10^{-4}$ г/см³ вероятность того, что нейтрон и протон не провзаимодействуют за время первичного нуклеосинтеза составляет менее 10^{-4} . Так как в начале на один нейтрон приходилось 5 протонов, соотношение между числом ядер ^4He и p должно быть $\sim 1/10$, что и наблюдается в распространенности элементов в современную эпоху.

При температурах менее 10^7K начинаются реакции **горения водорода**. Возможны две различные последовательности реакций преобразования 4-х ядер водорода в ядро ^4He , которые могут обеспечить достаточное выделение энергии для поддержания светимости звезды:

- протон - протонная цепочка (pp - цепочка), в которой водород превращается непосредственно в гелий;
- углеродно - азотно - кислородный цикл (CNO - цикл), в котором в качестве катализатора участвуют ядра C, N и O.

Какая из этих двух реакций играет более существенную роль, зависит от температуры звезды. В звездах, имеющих массу, сравнимую с массой Солнца, и меньше, доминирует протон - протонная цепочка. В более массивных звездах,

имеющих более высокую температуру, основным источником энергии является CNO - цикл. При этом, естественно, необходимо, чтобы в составе звездного вещества присутствовали ядра С, N и О. По современным представлениям температура внутренних слоев Солнца составляет $1.5 \cdot 10^7$ К и доминирующую роль



в выделении энергии играет протон - протонная цепочка.

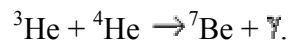
Рис. 4. Протон - протонная цепочка ядерных реакций на Солнце.

Протон - протонная цепочка представлена на Рис. 4. Под каждой

стрелкой приведено либо время t протекания данной реакции в условиях Солнца, либо период полураспада $T_{1/2}$ ядра. Для каждой реакции приведено энергосодержание (энергия реакции Q). Первая реакция в цепочке - взаимодействие двух ядер водорода с образованием дейтрона, позитрона и нейтрино. Эта реакция происходит в результате слабого взаимодействия и является определяющей в скорости всей pp-цепочки ($t = 5.8 \cdot 10^9$ лет). На втором этапе в результате взаимодействия образовавшегося дейтрона с водородом происходит образование изотопа ${}^3\text{He}$ с испусканием γ - кванта. Далее может реализоваться одна из двух возможностей. С вероятностью 69% происходит реакция:



и с вероятностью 31% - реакция с участием дозвездного ${}^4\text{He}$



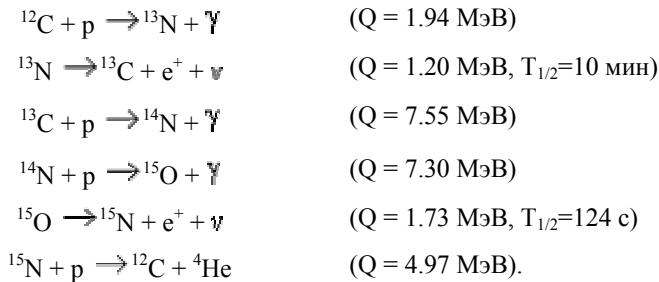
Образовавшееся ядро ${}^7\text{Be}$ в 99.7% случаев вступает в реакцию с электроном (ppII - цепочка) и в 0.3% случаев - с протоном (ppIII - цепочка). Существенным является наличие в ppIII - цепочке реакции:



дающей поток высокоэнергичных нейтрино, доступный для регистрации. Полная энергия (суммарная энергия реакции Q), выделяющаяся в результате синтеза изотопа ${}^4\text{He}$ из 4 протонов, составляет 24.7 МэВ - для цепочек ppI, ppIII и 25.7 МэВ для цепочки ppII. Образующиеся при синтезе позитроны аннигилируют, увеличивая энергосодержание для всех цепочек до 26.7 МэВ.

CNO - цикл. Особенность CNO-цикла состоит в том, что он, начинаясь с ядра углерода, сводится к последовательному добавлению 4 - х протонов с

образованием в конце CNO - цикла ядра ${}^4\text{He}$. Последовательность реакций имеет вид



Основное время эволюции звезды связано с горением водорода. При плотностях, характерных для звездных недр, горение водорода происходит при температуре $(1-3) \cdot 10^7 \text{ К}$. При этих температурах требуется $10^6 - 10^{10}$ лет для того, чтобы значительная часть водорода в центре звезды переработалась в гелий.

Когда температура в центральной части звезды, содержащей гелий, достигает 10^8 К , включается новая ядерная реакция - горение гелия. В это время плотность центрального ядра составляет $(10^4 - 10^5) \text{ г/см}^3$. Особенность реакций горения гелия заключается в том, что основная реакция ${}^4\text{He} + {}^4\text{He} \rightarrow {}^8\text{Be} + \gamma$ приводит к образованию неустойчивого ядра ${}^8\text{Be}$, время жизни которого $\sim 10^{-16} \text{ с}$. Другие же реакции с участием двух ядер гелия происходят с поглощением энергии. Однако из-за высокой плотности ядер ${}^4\text{He}$ оказывается, что прежде чем ядро ${}^8\text{Be}$ снова распадется на две α -частицы, оно успевает провзаимодействовать с еще одним ядром ${}^4\text{He}$ (так называемый "тройной" α -процесс) с образованием изотопа ${}^{12}\text{C}$ в возбужденном состоянии:

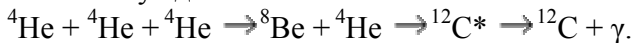


Рис. 5. Эволюция звезды с массой, равной пяти массам Солнца

На скорость реакции ${}^8\text{Be} + {}^4\text{He} \rightarrow {}^{12}\text{C} + \gamma$ существенно влияет то, что энергия Q реакции ${}^8\text{Be}({}^4\text{He}, \gamma){}^{12}\text{C}$, равная 7.37

МэВ, располагается вблизи второго возбужденного состояния ядра ${}^{12}\text{C}$ с энергией 7.65 МэВ. То есть реакция имеет резонансный характер, что существенно увеличивает её скорость. На **Рис. 5** показано, как меняется температура поверхности и светимость звезды с $M = 5M_{\odot}$ на этапах горения водорода в

центральной части, образования красного гиганта и горения гелия в центральной части. На графике нанесены интервалы времени, необходимые для перемещения от одной точки диаграммы к другой.

Лекция 27 (Продолжение)

В ходе дальнейшей эволюции звезды возможны ядерные реакции **горения кремния**. Характерные условия горения кремния - температура $(3 - 5) \cdot 10^9$ К, плотность $10^5 - 10^6$ г/см³. С началом горения кремния происходит изменение процесса горения.

Кулоновский барьер слишком велик для эффективного образования ядер ⁵⁶Ni непосредственно в реакции:

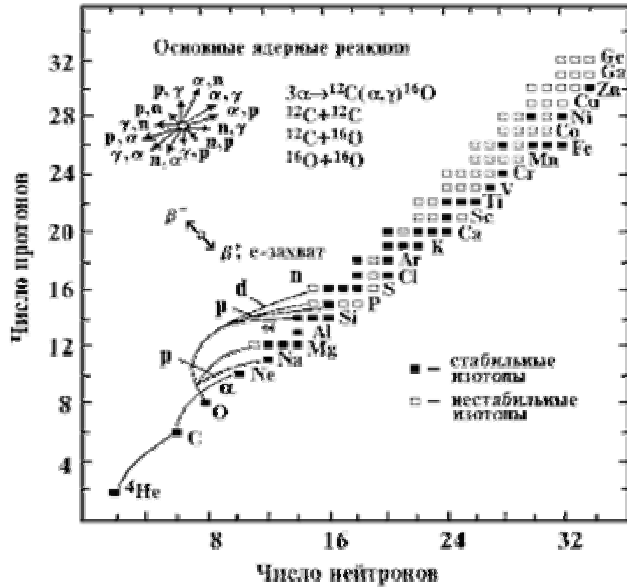
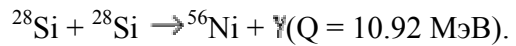


Рис. 6. Ядерные реакции, приводящие к синтезу элементов от гелия до германия.

Но на этой стадии звездной эволюции массивных звезд существенную роль начинают играть многочисленные реакции с участием нейтронов, протонов, α -частиц и γ -квантов. Эти реакции приводят к

образованию элементов в районе железного максимума на основе исходных ядер ²⁸Si. На **Рис. 6** приведена совокупность ядерных реакций, приводящих к синтезу элементов от гелия до германия. Для детальных расчетов распространенности элементов в звездах, прошедших стадии горения углерода, кислорода, кремния с образованием элементов группы железа, необходимы дальнейшие лабораторные

исследования большой совокупности ядерных реакций, приведенных в левом верхнем углу **Рис. 6**, начиная с низких энергий порядка нескольких сотен кэВ.

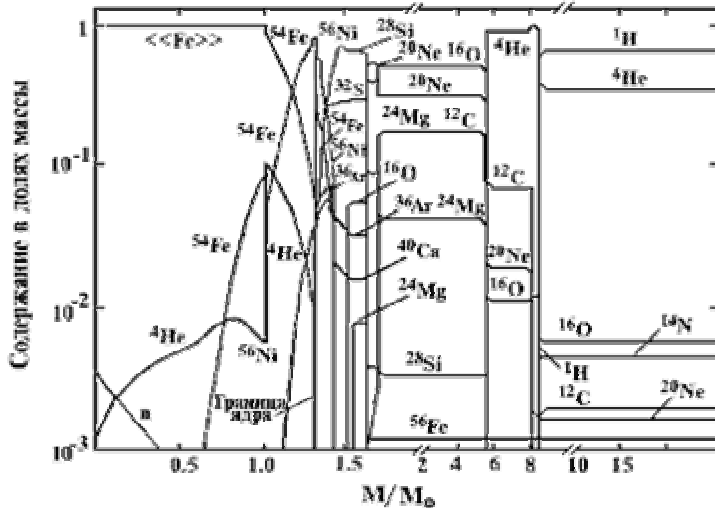
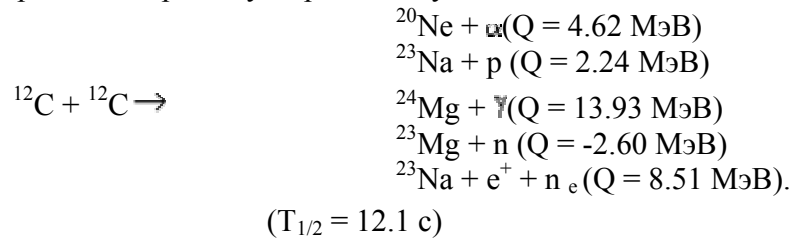


Рис. 7. Содержание элементов в звезде с массой $25M_{\odot}$ в зависимости от массы внутренней области.

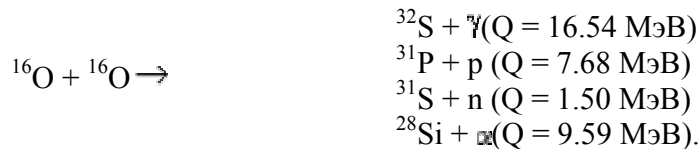
На стадии горения кремния звезда достигает максимального размера, т.к. при истощении в центре звезды последовательно запасов водорода, гелия, кислорода, кремния, ядро звезды сжимается, плотность в центре звезды последовательно увеличивается, а термоядерные реакции синтеза перемещаются на периферию звезды, приводя к расширению её оболочки. Если на начальной стадии звезды она имела однородный состав и в основном состояла из

водорода и гелия, то теперь она имеет слоистый состав. В центре звезды содержатся тяжелые элементы группы железа, никеля, а на периферии расположены более легкие элементы. Внешняя оболочка состоит из водорода. На **Рис. 7** представлено содержание различных элементов в звезде с массой $25M_{\odot}$ в зависимости от массы внутренней области.

Горение углерода начинается при температуре около $8 \cdot 10^8$ К и плотности $\sim 10^5$ г/см³. Основные реакции горения углерода следующие:



Следующая стадия - **горение кислорода** - начинается при температуре $T = 2 \cdot 10^9$ К. Основные реакции:



Характерные особенности реакций горения углерода и кислорода следующие:

1. Большое число различных каналов реакции.
2. Протоны, нейтроны, γ -кванты, образующиеся в конечном состоянии, быстро вступают в новые реакции, что значительно расширяет число возможных реакций и изотопов.
3. Основным продуктом горения углерода и кислорода является ядро ^{28}Si . В этом случае удельная энергия связи имеет максимум.
4. Резкое увеличение нейтринной светимости звезды при переходе от реакций горения углерода к реакциям горения кислорода. При изменении температуры в центре звезды от $0.5 \cdot 10^9$ К до $2.5 \cdot 10^9$ К нейтринная светимость для массивной звезды возрастает на шесть порядков.

Коротко остановимся теперь на ядерных реакциях, приводящих к образованию элементов тяжелее железа. Распространенность элементов, расположенных в области за железом, относительно слабо зависит от массового числа A . Это свидетельствует об изменении механизма образования этих элементов. Образование этих элементов в результате взаимодействия заряженных частиц сильно подавлено из-за кулоновского барьера. Фактор, который также необходимо принять во внимание, состоит в том, что большинство тяжелых элементов являются β^- -радиоактивными.

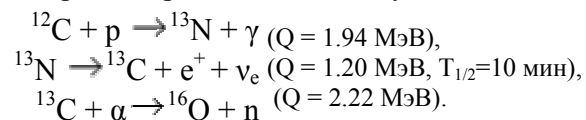
По современным представлениям тяжелые элементы образуются в реакциях захвата нейтронов. Обычно различают быстрый (r) и медленный (s) процессы захвата нейтронов (от английских слов *rapid* и *slow*). Эти два механизма различаются отношением скорости захвата нейтронов (реакция (n, γ)) к скорости β^- -распада. При условии $\tau(\beta)/\tau(n, \gamma) \ll 1$ в цепочку процессов образования тяжелых элементов будут вовлечены только стабильные и β^- -радиоактивные ядра с большими периодами полураспада. То есть образование элементов будет

происходить вдоль долины β -стабильности. Нейтроны добавляются к ядрам последовательно. При этом могут образоваться только сравнительно устойчивые ядра. Ядра с малыми периодами полураспада исчезают раньше, чем они успевают захватить следующий нейтрон. Поэтому образование тяжелых элементов заканчивается свинцом и висмутом.

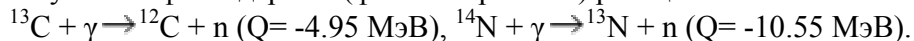
s-процесс. Для того, чтобы в звездах эффективно протекал s-процесс необходимы определенные условия.

1. Температура вещества T должна быть больше 10^8 К для того, чтобы могли происходить ядерные реакции с образованием нейтронов.
2. Плотность нейтронов должна превышать 10^{10} см⁻³.
3. Условия 1 и 2 должны существовать в звезде в течение достаточно продолжительного времени (больше 10^3 лет), чтобы путем последовательного захвата нейтронов могли образовываться тяжелые ядра.
4. Продукты s-процесса должны эффективно выноситься во внешнюю оболочку звезды и попадать в межзвездную среду без дальнейших ядерных реакций.

Основная проблема при описании s - процесса - источник нейтронов. Обычно в качестве источника нейтронов рассматривают две реакции - $^{13}\text{C}(\alpha, n)^{16}\text{O}$ и $^{22}\text{Ne}(\alpha, n)^{25}\text{Mg}$. Для протекания первой реакции требуются условия, при которых происходит совместное горение водорода и гелия. В качестве механизма, создающего такие условия, рассматривается соприкосновение конвективной оболочки, в которой происходит горение гелия, с богатой водородом внешней оболочкой. Образование нейтронов происходит в следующей цепочке реакций:



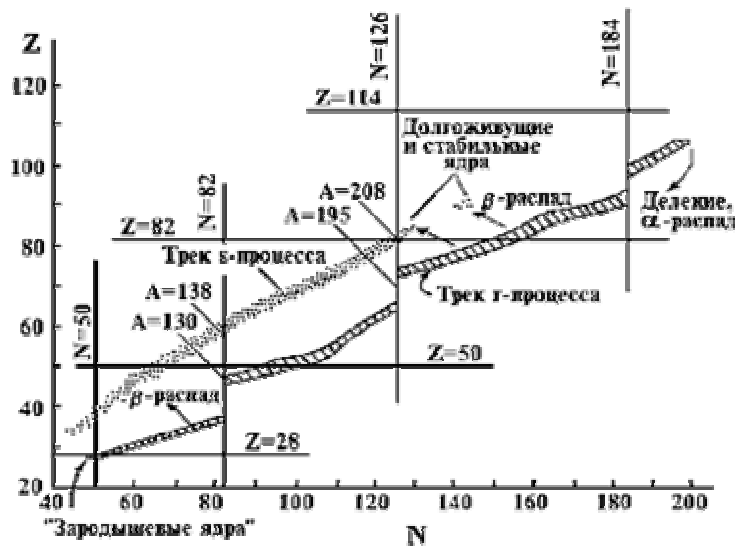
Реакция $^{13}\text{C} + \alpha \rightarrow ^{16}\text{O} + \text{n}$ эффективно происходит при температуре $>10^8$ К. Образование нейтронов в реакции $^{22}\text{Ne} + \alpha \rightarrow ^{25}\text{Mg} + \text{n}$ ($Q = -0.48$ МэВ) зависит от присутствия ^{14}N в зоне горения гелия (последовательный захват двух α -частиц и β^+ -распад образовавшегося ядра ^{22}Na превращает ядро ^{14}N в ^{22}Ne). Для этого необходимо, чтобы в первоначальном веществе звезды, в которой происходит горение гелия, уже присутствовал изотоп ^{14}N . Источником ядер ^{14}N является CNO-цикл. Дополнительным источником нейтронов с плотностью $10^9 - 10^{11}$ н/см³ при $T \sim 10^8$ К могут быть фотоядерные (фотонейтронные) реакции:



Роль фотонейтронных реакций возрастает с увеличением температуры. Подходящие условия для образования ядер в s - процессе существуют в красных гигантах. За счет s-процесса можно объяснить образование всех элементов вплоть до $Z = 83$. Ядра с $Z = 84-89$ не имеют стабильных изотопов и являются радиоактивными. Поэтому в s-процессе преодолеть эту область Z невозможно. В то же время в природе существуют ядра с $Z = 90$ (торий) и $Z = 92$ (изотопы урана ^{235}U и ^{238}U). Для объяснения существования этих ядер необходимо предположить их образование в результате быстрого захвата нейтронов нестабильными ядрами в результате r - процесса.

r-процесс. В настоящее время общепризнано, что многие ядра тяжелее железа, включая все ядра тяжелее ^{209}Bi , образуются в r-процессе путем быстрого последовательного захвата большого количества нейтронов. Главное условие - скорость захвата нейтронов должна быть больше скорости β -распада. Основной механизм захвата нейтронов - реакция (n, γ) . Захват нейтронов происходит до тех пор, пока скорость реакции (n, γ) не станет меньше скорости распада изотопа. Образующееся ядро распадается затем в результате β^- -распада и вновь начинается последовательный захват нейтронов. Линия, вдоль которой происходит образование ядер в r-процессе, смещена от дорожки стабильности (трека s-процесса) в направлении нейтроно избыточных изотопов (**Рис. 8**).

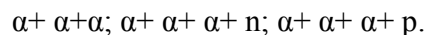
Один из аргументов в подтверждение r-процесса в звездах - наличие двойных максимумов, коррелирующих с магическими числами нейтронов $N = 50, 82$ и 126 . Максимумы при $A = 90, 138$ и 208 характеризуют ядра, образующиеся в s-процессе. Максимумы, расположенные при меньших значениях $A = 80, 130$ и 195 характеризуют ядра, образующиеся в r-процессе. r-Процесс прекращается, если уменьшаются требуемые концентрации нейтронов или если в последовательной цепочке ядер образуется ядро, распадающееся в результате α -распада или деления. Считается, что высокие концентрации нейтронов,



необходимые для r-процесса, образуются при вспышках сверхновых звезд.

Рис. 8. Треки, вдоль которых идет захват нейтронов в s- и r-процессах. r-Процесс рассчитан для следующих начальных условий: $T = 1.8 \cdot 10^9$ К и $\rho_n = 10^{28}$ нейтронов/см³. Точками отмечена полоса стабильности.

Центральная часть звезды содержит большое количество нейтронов и α -частиц, образующихся при фоторасщеплении железа $^{56}\text{Fe} \rightarrow 13\alpha + 4n$ на заключительной стадии эволюции. В центре звезды создаются условия для взрывного синтеза элементов. В связи с тем, что плотность вещества сравнима с плотностью ядерной материи, существенную роль будут играть многочастичные ядерные реакции слияния нескольких α -частиц и нуклонов типа:



При этом легко преодолевается область нестабильных ядер с $A = 5$ и 8 . В результате этих многочастичных реакций в условиях высокой плотности возникают ядра в районе железного пика, на которых и будет происходить r-процесс.

В условиях небольшой звезды, типа нашего Солнца, главную роль играют два цикла: водородный и углеродно-азотный. Водородный цикл состоит из четырёх реакций (Табл. 2).

Табл.2. Водородный цикл ядерных реакций на Солнце

Реакция	Выделяемая энергия, МэВ	Среднее время реакции
$p+p \rightarrow d+e^++\nu$	0,4	$1,4 \cdot 10^{10}$ лет
$e^++e^- \rightarrow 2\gamma$	1	10^{-19} с
$p+d \rightarrow {}^3\text{He}+\gamma$	5,5	5,7 с
${}^3\text{He}+{}^3\text{He} \rightarrow {}^4\text{He}+2p$	12,85	10^6 лет

Сначала два протона, соединяясь, образуют ядро дейтерия или, как его ещё называют, дейтон d. При этом образуется также позитрон e^+ и нейтрино ν . Нейтрино улетает прочь, унося с собой 0,257 МэВ энергии, а позитрон аннигилирует с ближайшим электроном, превращаясь в два гамма-кванта. При этом выделяется ещё 1 МэВ энергии. Гамма-квант поглощается окружающим веществом, так что эта энергия остаётся на Солнце. Образовавшийся в первой реакции дейтон d, соединяясь с протоном, образует ядро гелия ${}^3\text{He}$. При этом выделяется ещё 5,5 МэВ энергии. Наконец, два ядра ${}^3\text{He}$, образовавшихся на предыдущем этапе, соединяются в ядро ${}^4\text{He}$, при этом снова рождаются два протона и выделяется 12,85 МэВ энергии. Замкнутый цикл получается, если каждая из первых трёх реакций происходит дважды. Всего в таком замкнутом цикле выделяется 26,7 МэВ энергии, из них примерно 0,5 МэВ уходит с нейтрино.

В углеродно-азотном цикле ядро углерода ${}^{12}\text{C}$ служит как бы катализатором. Соединение четырёх протонов в ядро гелия происходит в результате цикла из шести реакций (Табл. 3).

Табл. 3. Углеродно-азотный цикл ядерных реакций на Солнце

Реакция	Выделяемая энергия, МэВ	Среднее время реакции
$p+{}^{12}\text{C} \rightarrow {}^{13}\text{N}+\gamma$	1,95	$1,3 \cdot 10^7$ лет
${}^{13}\text{N} \rightarrow {}^{13}\text{C}+e^++\nu$	1,57	7 мин
$p+{}^{13}\text{C} \rightarrow {}^{14}\text{N}+\gamma$	7,54	$2,7 \cdot 10^8$ лет
$p+{}^{14}\text{N} \rightarrow {}^{15}\text{O}+\gamma$	7,35	$363 \cdot 10^8$ лет
${}^{15}\text{O} \rightarrow {}^{15}\text{N}+e^++\nu$	1,73	82 с
$p+{}^{15}\text{N} \rightarrow {}^{12}\text{C}+{}^4\text{He}$	4,96	$1,1 \cdot 10^5$ лет

В результате этого цикла реакций снова получается ядро ${}^{12}\text{C}$, а из четырёх протонов образуется ${}^4\text{He}$. При этом выделяется 25,03 МэВ энергии и 1,7 МэВ уносится нейтрино. Обратим теперь внимание на третий столбец таблицы. Там приведено среднее время реакции, рассчитанное для условий в недрах Солнца - температуры около 15 миллионов градусов плотности водорода 10^5 кг/м³. Время $1,4 \cdot 10^{10}$ лет велико даже в космических масштабах. За время жизни Солнца в реакции образования дейтерия успела поучаствовать лишь малая часть имеющегося на Солнце водорода.

Как видно из приведённых таблиц, многие ядерные реакции, входящие в циклы, требуют больших времен (заведомо выше времени жизни Солнца). В результате выделение ядерной энергии на Солнце происходит довольно медленно - около 200 Вт в объёме $0,1 \text{ м}^3$ или 2000 Вт/м^3 . Почему же тогда Солнце такое горячее? Только благодаря своим грандиозным размерам.

Очевидно, что прямое воспроизведение солнечных условий и солнечного цикла реакций на Земле для использования в качестве источника смысла не имеет. Нужно создать такие условия или выбрать такие реакции, чтобы скорость была бы существенно выше.

2. ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ЯДЕРНОГО СИНТЕЗА

2.1 Термодинамика ядерного синтеза

То, что ядерные реакции синтеза могут давать высокий энергетический выигрыш понятно не только из астрономических данных. Достаточно взглянуть на график зависимости энергии связи от массового числа, А. График имеет максимум при $A \approx 60$. Очевидно, что выделением энергии будут сопровождаться реакции синтеза легких ядер и реакции деления тяжелых ядер. Причем характер графика показывает, что синтез может дать немного больший энергетический выход, чем реакция деления.

Простейшее ядро - ядро атома водорода, состоит из одного протона. Энергию, которая заключена в этом ядре, легко подсчитать по формуле Эйнштейна $E=mc^2$. Масса протона $m_p=1,76 \cdot 10^{-27}$ кг, скорость света $c=3 \cdot 10^8$ м/с. Отсюда получаем $E=1,5 \cdot 10^{-10}$ Дж или 938 МэВ. Это очень большая энергия. При нормальных условиях в одном кубическом метре водорода содержится $5,4 \cdot 10^{25}$ протонов, так что полная энергия, которую содержит 1 м³ водорода равна $8,1 \cdot 10^{15}$ Дж или $2,25 \cdot 10^9$ кВт*ч. Это число можно сравнить разве что с выработкой электроэнергии в нашей стране за день. К сожалению, полностью извлечь энергию, содержащуюся в атомных ядрах, можно только одним способом - соединив их с ядрами из антиматерии. При столкновении протона p с антипротоном \bar{p} происходит их взаимоуничтожение, а выделяемая при этом энергия полностью переходит в энергию γ -квантов: $p + \bar{p} \rightarrow \gamma + \gamma$. Гамма-кванты можно поглотить в толстом слое вещества и выделившееся тепло использовать для производства электроэнергии. Увы! У нас нет больших количеств антипротонов. Придется пока подождать с практической реализацией данного способа получения энергии.

Возможно выделение энергии в реакции слияния легких ядер: $M(Z_1, A_1) + M(Z_2, A_2) = M(Z, A) + \Delta E/c^2$. Подобный процесс называется синтезом. Для получения энергии методом ядерного синтеза пригодны любые ядра от водорода до железа. Обычно в реакциях синтеза образуется несколько ядер. В результате освобождается энергия в форме кинетической энергии продуктов синтеза.

Если бы удалось объединить тяжёлые изотопы водорода - тритий и дейтерий - в реакции ${}^2_1H + {}^3_1H \rightarrow {}^4_2He + {}^1_0n$, то выделилось бы 17,6 МэВ энергии. Приращение массы покоя частиц, участвующих в реакции $\Delta Mc^2 = -\Delta E$, $\Delta E=17,6$ МэВ. Около 80% выделяющейся энергии уносят нейтроны, а остальные - α -частицы с энергией 3,6 МэВ. При равных весовых количествах реагирующих веществ в реакции синтеза дейтерия и трития выделяется в четыре раза больше энергии, чем при делении ядра атома урана.

Трудности осуществления реакции синтеза процесса связаны с тем, что силы электростатического отталкивания между положительно заряженными ядрами препятствуют их сближению. Для сближения изотопов водорода на расстояние $r \sim 10^{-12}$ см необходимо затратить энергию $ke^2/r \sim 0,15$ МэВ, что существенно меньше энергии, получаемой в результате синтеза. Поэтому эта реакция энергетически выгодна, хотя провести ее не просто. В нормальных условиях кинетическая энергия ядер легких атомов слишком мала для того, чтобы, преодолев электростатическое отталкивание, они могли сблизиться и вступить в ядерную реакцию. Однако отталкивание можно преодолеть «грубой» силой, например, сталкивая ядра, обладающие высокой относительной скоростью.

Средняя энергия связи нуклона в ядре $E_{св}/A$ растёт с ростом от A до $A \approx 50 - 60$. Поэтому, когда образуется среднее или лёгкое ядро при слиянии более лёгких ядер, должна освобождаться энергия, поскольку в новом ядре нуклоны сильнее связаны, чем в исходных ядрах. Особенно велико должно быть выделение энергии при синтезе лёгких ядер, так как величина $E_{св}/A$ при малых A растёт очень быстро. Так, при образовании ядра гелия из ядер дейтерия и трития,

выделяется энергия: $28,3 - (8,5 + 2,2) = 17,6$ МэВ. В расчёте на один нуклон, участвующий в реакции, получается $\frac{17,6}{5} \approx 3,5$ МэВ. Таким образом, при полном преобразовании 1 кг смеси дейтерия и

третия в гелий выделяется в 4 раза больше энергии, чем при полном распаде 1 кг урана.

Как показал Г.Гамов, вероятность реакции между двумя сближающимися легкими ядрами

пропорциональна $e^{-\frac{KZ_1Z_2}{\sqrt{W}}}$, где Z_1 и Z_2 – числа протонов во взаимодействующих ядрах, W – энергия их относительного сближения, а K – постоянный множитель. Энергия, необходимая для осуществления реакции, зависит от числа протонов в каждом ядре. Если оно больше трех, то эта энергия слишком велика и реакция практически неосуществима. Таким образом, с возрастанием Z_1 и Z_2 вероятность реакции уменьшается.

Вероятность того, что два ядра вступают во взаимодействие, характеризуется «сечением реакции», измеряемом в барнах ($1 \text{ б} = 10^{-24} \text{ см}^2$). Сечение реакции – это площадь эффективного поперечного сечения ядра, в которое должно «попасть» другое ядро, чтобы произошло их взаимодействие. Сечение реакции дейтерия с тритием достигает максимальной величины (5 б), когда взаимодействующие частицы имеют энергию относительного сближения порядка 200 кэВ. При энергии 20 кэВ сечение становится меньше 0,1 б.

Из миллиона попадающих на мишень ускоренных частиц не более одной вступает в ядерное взаимодействие. Остальные рассеивают свою энергию на электронах атомов мишени и замедляются до скоростей, при которых реакция становится невозможной. Следовательно, способ бомбардировки твердой мишени ускоренными ядрами для УТС непригоден, так как получаемая при этом энергия намного меньше затраченной.

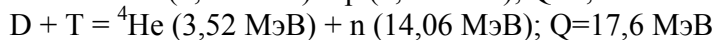
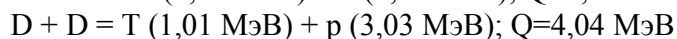
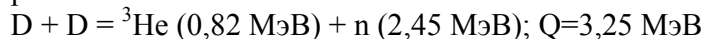
При нагреве смеси реагирующих ядер до очень высоких температур кинетическая энергия теплового движения ядер становится достаточно высокой для осуществления реакции ядерного синтеза, получивших название термоядерных реакций.

Термоядерные реакции – реакции слияния (синтеза) легких атомных ядер в более тяжелые, происходящие при очень высоких температурах (порядка десятков миллионов градусов и выше).

Ядерный синтез, термоядерный синтез - реакция слияния легких атомных ядер в более тяжелые ядра, происходящая при сверхвысокой температуре и сопровождающаяся выделением огромных количеств энергии. Ядерный синтез – это реакция, обратная делению атомов: в последней энергия выделяется за счет расщепления тяжелых ядер на более легкие.

2.2 Реакции ядерного синтеза

В термоядерных реакторах используется энергия, выделяющаяся при слиянии легких атомных ядер. Например:



Известны и другие термоядерные реакции, например реакции слияния ядер протия с тритием или с дейтерием ${}^4\text{He}$ с ${}^7\text{Li}$ или ${}^9\text{Be}$, которые также являются экзотермическими (Табл.4). Реакция слияния ядер трития и дейтерия является наиболее перспективной для осуществления управляемого термоядерного синтеза, так как ее сечение даже при низких энергиях достаточно велико.

Табл.4 Энергетические характеристики термоядерных реакций.

Реакция*	Энерго-выделение, МэВ	$\sigma_{\text{макс}}$, барн (в области энергии <1 МэВ)	Энергия налетающей частицы, МэВ, отвечающая $\sigma_{\text{макс}}$
$p + p \rightarrow D + e^+ + \nu$	2,2	10^{-23}	-
$p + D \rightarrow \text{He}^3 + \gamma$	5,5	10^{-6}	-
$D + D \rightarrow T + p$	4,0	0,16 (при 2 МэВ)	2,0
$D + D \rightarrow \text{He}^3 + p$	3,3	0,09	1,0
$D + T \rightarrow \text{He}^3 + n$	17,6	5	0,10

$D + T \rightarrow He^4 + n$	17,6	5	0,15
$T + T \rightarrow He^4 + n$	11,3	0,10	1,0
$D + He^3 \rightarrow He^4 + p$	18,3	0,80	0,45
$n + Li^6 \rightarrow He^4 + T$	4,8	закон $\sigma \sim 1/v$	-
$p + Li^7 \rightarrow 2He^4$	17,3	10^{-3}	0,25
$D + Li^6 \rightarrow D + 2He^4$	22,4	0,026	0,60

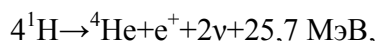
*Во всех приведенных реакциях налетающей частицей является первая слева.

Вследствие большого сечения рассеяния при бомбардировке ядер трития ускоренными дейтонами энергетический баланс процесса термоядерного синтеза по D – T реакции может быть отрицательным, т.е. на ускорение дейтонов затрачивается больше энергии, чем выделяется при синтезе. Положительный энергетический баланс возможен только в том случае, если бомбардирующие частицы после упругого столкновения будут способны вновь участвовать в реакции. Для преодоления электрического отталкивания атомные ядра должны обладать большой кинетической энергией. Эти условия могут быть созданы в высокотемпературной плазме (плазмой называют газ, в котором атомы или молекулы находятся полностью ионизированном состоянии). D – T – реакция начинает протекать только при температуре около $5 \cdot 10^7$ К. Лишь при этой температуре выделяется больше энергии на единицу объема и в единицу времени, чем затрачивается.

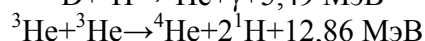
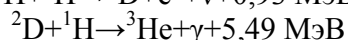
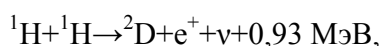
2.3 Термоядерные топлива

Реакции с участием протонов, играющие основную роль в процессах ядерного синтеза на Солнце и других гомогенных звездах, в земных условиях не представляют практического интереса, поскольку имеют слишком малое сечение.

H-H – реакция. Казалось бы, самой перспективной является следующая реакция ядерного синтеза:



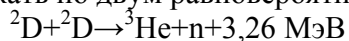
в которой реагирует обычный водород (протий), а образуется α -частица, позитроны и выделяется тепло. И хотя на один атом гелия тут тепла выделяется в 7,5 раз меньше, чем на один атом урана при делении его ядра, но масса атома гелия в 59 раз меньше массы атома урана. Поэтому "калорийность" водородного "топлива" в пересчете на килограмм вещества почти в 8 раз выше, чем уранового. Да и запасов водорода в природе столько, что если бы удалось этот процесс в земных условиях в управляемом режиме, то энергетическая проблема была бы навсегда решена. Увы! Подобной реакции в природе не существует. Она написана как сумма трех последовательных ядерных реакций:

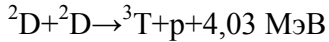


Эту группу реакций называют водородным циклом и предполагают, что по такой цепочке реакций происходит превращение водорода в гелий в недрах большинства звезд, в том числе и Солнца. Первую из этих ядерных реакций в земных условиях никто никогда не наблюдал, даже на ускорителях со встречными пучками протонов. Но поскольку в природном водороде всегда имеются примеси дейтерия 2D , то такая реакция в звездах все-таки идет. Других путей для появления дейтерия в природе теоретики не видят.

D-D – реакция. В любом природном соединении водорода на 6800 атомов протия 1H приходится один атом дейтерия 2D (это 0,015%.) Дейтерий считается надеждой человечества в решении энергетической проблемы. Ведь технология выделения тяжелой (дейтериевой) воды из обычной достаточно хорошо отработана, а потому добыча дейтерия - не проблема, хоть и дорогое удовольствие. Его запасы в водах мирового океана практически безграничны.

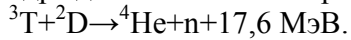
D-D – реакцию можно считать практически осуществимой на Земле. Эта реакция может протекать по двум равновероятным каналам:





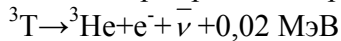
в результате которой начнется энерговыделение.

Во второй из этих реакций получается, правда, тритий, ${}^3\text{T}$, а не гелий, но и тритий пригодится: его ядра довольно активно реагируют с ядрами дейтерия:



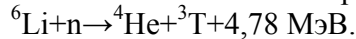
Оказалось, что последнюю реакцию наиболее легко зажечь в земных условиях (требуется нагреть смесь дейтерия с тритием "всего" до 100 миллионов градусов). Поэтому она и была осуществлена еще в начале 50-х годов в водородной бомбе. Чтобы создать необходимую температуру, "запалом" для водородной бомбы служит атомная бомба. Но маломощную атомную бомбу, которая не разворотила бы всё термоядерное устройство, придумать пока не удастся из-за наличия у нее критической массы. Поэтому при проектировании установок, в которых хотят осуществить реакцию для управляемого термоядерного синтеза с целью получения тепла и выработки с его помощью электроэнергии, обходятся без атомной бомбы, а стараются разогреть дейтерий-тритиевую плазму до термоядерных температур электрическими разрядами. Пока, как известно, из этого ничего не получается. Если с нагревом до требуемых температур уже имеется какой-то прогресс, то с удержанием плазмы в реакторе пока встает проблема за проблемой.

D-T- реакция. Реакция синтеза дейтерия и трития обладает относительно большим сечением и обеспечивает удельную теплотворную способность $3.5\cdot 10^{11}$ Дж/г. Если осуществлять термоядерный синтез по D-T- реакции, то нужен тритий. А природных запасов его не существует, так как ядра трития со временем распадаются по реакции



с периодом полураспада всего 12,6 лет.

Тритий можно нарабатывать, облучая литий-6 потоками нейтронов от ядерного реактора:



При этом не только образуется тритий, но и выделяется энергия.

В будущем предполагают получать необходимые потоки нейтронов уже не от ядерных реакторов с ураном, а от термоядерных, то есть производить тритий там же, где он будет использоваться. Если окружить термоядерную камеру слоем ${}^6\text{Li}$ (в природном литии его содержится 7%), то можно осуществить полное воспроизводство расходуемого трития. И хотя на практике часть нейтронов неизбежно теряется, их потерю легко восполнить, вводя в оболочку такой элемент, как бериллий, ядро которого, при попадании в него одного быстрого нейтрона, испускает два.

Таким образом, сырьем для термоядерных реакторов становится литий. Вся энергетика Земли, переведенная на электроэнергию от термоядерных электростанций, потребует до десяти тысяч тонн лития в год. Мировые запасы лития составляют $7.3\cdot 10^6$ т, но в относительно богатых рудах разведанных месторождений составляют не более одного миллиона тонн (распространенность лития примерно равна распространенности урана). Значит, легкодоступного лития хватит лишь на 200 лет. Но литий нужен еще и для производства аккумуляторов, для металлургии, керамическим производствам. Поэтому запасов лития хватит не более чем на 100 лет. Запасы дейтерия в морской воде практически неисчерпаемы, но выделять его оттуда – дело дорогое.

D- ${}^3\text{He}$ -реакция. Реакция



может быть использована для создания малорадиоактивного термоядерного реактора. В D- ${}^3\text{He}$ - реакции основную энергию несут заряженные продукты реакции, а нейтроны возникают лишь в D-D и в D-T реакциях при выгорании рождающегося в D-D реакциях трития. Важно, что можно уменьшить в 50 раз его выход. В результате биологическая опасность термоядерного реактора может быть снижена на четыре-пять порядков величины по сравнению с ядерными реакторами

деления, отпадет необходимость промышленной обработки радиоактивных материалов и их транспортировки, качественно упрощается захоронение радиоактивных отходов.

Правда, для осуществления этой экологически чистой реакции нужны температуры в 8 раз большие, чем для D-T – реакции, но это не слишком серьезная проблема. Проблема в том, где взять необходимый гелий-3. На Земле и обыкновенного ${}^4\text{He}$ не так уж много, а изотопа ${}^3\text{He}$ в нем содержится всего лишь $1,3 \cdot 10^{-4} \%$! Считается, что в разведанных недрах Земли его содержится не более 300 кг. Сейчас во всем мире для исследовательских целей накоплено всего несколько десятков килограммов гелия-3. Большие запасы ${}^3\text{He}$ имеются на Луне. В образцах лунного грунта обнаружено от 7 до 36 г ${}^3\text{He}$ на тонну грунта (в поверхностном слое лунного реголита содержание гелия-3 на три-четыре порядка превышает содержание гелия на Земле). Это больше, чем содержание золота в богатых его месторождениях на Земле. В будущем на Луне будут организованы поселки для добычи гелия-3 и отправки его космическими контейнерами на Землю. В принципе, современный уровень ракетной техники это позволяет. Показано, что полет одного аппарата типа "Шаттл" обеспечит полугодовое потребление электроэнергии на Земле.

Для преодоления кулоновского расталкивания сливающихся ядер необходимо нагревать плазму до температур -100 млн. градусов для D-T реакции и - 500 млн. для D- ${}^3\text{He}$ реакции. Такие высокие температуры снижают перспективы D- ${}^3\text{He}$. Скорее всего, на практике сначала будет реализована D-T – реакция, а уже потом, когда речь пойдет об использовании УТС в энергетике, перейдут на D- ${}^3\text{He}$ – реакцию. Поскольку на одну реакцию синтеза D-T приходится около 10^5 обычных столкновений ядер, проблема термоядерного синтеза состоит в решении двух задач: нагрева вещества до необходимых температур и его удержания на время, достаточное для "сжигания" заметной части термоядерного топлива. Это время определяется критерием Лоусона.

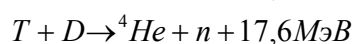
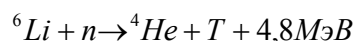
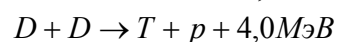
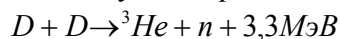
3. ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ В ЗЕМНЫХ УСЛОВИЯХ

В настоящее время в земных условиях реакция термоядерного синтеза осуществляется двумя способами:

- 1) Взрыв водородной бомбы;
- 2) Облучение дейтеридом лития тепловыми нейтронами.

3.1 Водородная бомба

Водородная бомба состоит из взрывателя, обеспечивающего температуру до нескольких миллионов градусов (обычно используется атомная бомба), и дейтеридом лития-6. При высокой температуре с этими ядрами происходят следующие реакции:



Высокая температура при взрыве атомной бомбы сохраняется только в течении нескольких миллионных долей секунды. Поэтому исходные вещества должны иметь максимальную плотность. Скорость выделения энергии при этих условиях очень велика 10^{17} Дж за 10^{-5} с или 10^{23} Вт.

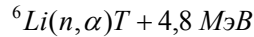
Для практического использования в качестве источника энергии термоядерное оружие не годится. Ведь мощность самых крупных из существующих сейчас электростанций не превышает 10^{10} Вт. Скорость реакций в промышленном термоядерном реакторе должна быть существенно больше, чем на Солнце, и столь же существенно меньше, чем в водородной бомбе.

3.2 Термоядерный синтез в медленном реакторе

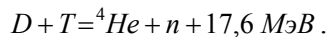
Взрыв водородной бомбы (или другого типа термоядерного процесса) – неуправляемый термоядерный синтез, что делает его непригодным для энергетических целей. Между тем в лабораторных условиях управляемый термоядерный синтез осуществить достаточно просто. Для этого достаточно опустить в канал любого медленно реактора, работающего на реакции деления

урана, ампулу с дейтеридом лития. При этом никаких высоких температур не потребуется – интересующий процесс пойдет и при комнатной температуре. То, что в ампуле идет ядерная реакция между дейтерием и тритием, мы немедленно обнаружим по появлению высокоэнергетических нейтронов (энергия нейтронов 14 МэВ).

Действительно, если используемый литий обогащен стабильным изотопом ${}^6\text{Li}$ (можно использовать и природный литий, поскольку в нем содержится 7% ${}^6\text{Li}$), то под действием тепловых нейтронов атомного реактора пойдет следующая ядерная реакция:



В результате этой реакции, возникают «горячие» атомы трития. Энергии атома отдачи трития (порядка 3 МэВ) вполне достаточно для протекания реакции взаимодействия трития с находящимся в дейтериде лития дейтерием:



Сейчас рассматриваются перспективы этого процесса с точки зрения использования его в реакции деления (гибридные реакторы) или для уничтожения некоторых опасных актинидов.

Для энергетических же целей этот метод не годится: затраты энергии на процесс превышают выделяющуюся энергию. Поэтому приходится искать другие варианты осуществления управляемого термоядерного синтеза, варианты, обеспечивающие большой энергетический выигрыш.

4. ПРИНЦИП ДЕЙСТВИЯ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Реакция слияния легких ядер, цель которой – получение полезной энергии, называется управляемым термоядерным синтезом. Осуществляется он при температурах порядка сотен миллионов кельвинов. Такой процесс реализован пока только в лабораториях.

4.1 Временные и температурные условия

Управляемый термоядерный синтез - научная проблема осуществления синтеза легких ядер с целью производства энергии. Проблема может быть решена в плазме при температуре выше 10^8 К и выполнения Лоусона критерия ($n\tau > 10^{14} \text{ с/см}^3$, где n - плотность высокотемпературной плазмы, τ - время удержания ее в системе).

Лоусона критерий (1957 г.), условие возникновения термоядерной реакции $n\tau \geq 10^{14} \text{ см}^{-3}\text{с}$, где τ - время удержания высокотемпературной плазмы в системе, n – плотность ее частиц. При выполнении Лоусона критерия энергия, выделяющаяся при управляемом термоядерном синтезе, превышает энергию, вводимую в систему.

Получение полезной термоядерной энергии возможно лишь при выполнении двух условий. Во-первых, предназначенная для синтеза смесь должна быть нагрета до температуры, при которой кинетическая энергия ядер обеспечивает высокую вероятность их слияния при столкновении. Во-вторых, реагирующая смесь должна быть очень хорошо термоизолирована (т.е. высокая температура должна поддерживаться достаточно долго, чтобы произошло необходимое число реакций и выделившаяся за счет этого энергия превышала энергию, затраченную на нагрев топлива).

В количественной форме это условие выражается следующим образом. Чтобы нагреть термоядерную смесь, одному кубическому сантиметру ее объема надо сообщить энергию $E_1 = knT$, где k – численный коэффициент, n – плотность смеси (количество ядер в 1 см^3), T – требуемая температура. Для поддержания реакции сообщенная термоядерной смеси энергия должна сохраняться в течение времени τ . Чтобы реактор был энергетически выгоден, нужно, чтобы за это время в нем выделилось термоядерной энергии больше, чем было потрачено на нагрев. Выделившаяся энергия (также на 1 см^3) выражается следующим образом:

$$E_2 = n^2 R f(T) \tau,$$

где $f(T)$ – коэффициент, зависящий от температуры смеси и ее состава, R – энергия, выделяющаяся в одном элементарном акте синтеза. Тогда условие энергетической рентабельности $E_2 > E_1$ примет вид

$$n^2 > (k/R)[T/f(T)]$$

или

$$n\tau > (k/R)[T/f(T)].$$

Последнее неравенство, известное под названием критерия Лоусона, представляет собой количественное выражение требований к совершенству термоизоляции. Правая часть – «число Лоусона» – зависит только от температуры и состава смеси, и чем оно больше, тем жестче требования к термоизоляции, т.е. тем труднее создать реактор. В области приемлемых температур число Лоусона для чистого дейтерия составляет 10^{16} с/см³, а для равнокомпонентной DT-смеси – $2 \cdot 10^{14}$ с/см³. Таким образом, DT-смесь является более предпочтительным термоядерным топливом.

В соответствии с критерием Лоусона, определяющим энергетически выгодную величину произведения плотности на время удержания, в термоядерном реакторе следует использовать по возможности большие n либо τ . Поэтому исследования УТС разошлись по двум разным направлениям: в первом исследователи пытались с помощью магнитного поля в течение достаточно длительного времени удерживать относительно разреженную плазму; во втором – с помощью лазеров на короткое время создать плазму с очень высокой плотностью.

Термоядерные исследования развивались (и развиваются) по двум направлениям. В первом, получившем название **магнитного удержания**, плазму помещают в магнитное поле. В идеальном случае магнитное удержание позволяет осуществить стационарное выделение термоядерной мощности – наиболее привлекательный режим энергетических реакторов. Во втором направлении – **инерционном удержании** – порцию термоядерного топлива импульсно нагревают до температур 30-50 млн. градусов, и ос-частицы начинающихся реакций синтеза увеличивают нагрев плазмы, если выполняется условие их торможения в топливе: $n\tau > 0.3$ г/см³ (n – плотность топлива, τ – размер). Численно это условие совпадает с критерием Лоусона. Выделение энергии носит взрывообразный характер и происходит за время, меньшее времени теплового разлета вещества, определяемого его инерцией. Взрыв термоядерной бомбы доказал принципиальную осуществимость инерционного удержания плазмы. Для энергетики важно определить наименьшую массу топлива, чтобы рассматривать схемы реакторов с повторяющимися взрывами. Уже в начале исследований было ясно, что мощность импульсных источников энергии, обеспечивающих сжатие и последующий микровзрыв, должна быть очень большой ($>10^{14}$ Вт). Это обстоятельство, а также подобие физики микровзрыва и взрыва бомбы обусловили более поздний старт исследований по инерционному удержанию плазмы.

4.2 Магнитное удержание плазмы

Во время реакции синтеза плотность горячего реагента должна оставаться на уровне, который обеспечивал бы достаточно высокий выход полезной энергии на единицу объема при давлении, которое в состоянии выдержать камера с плазмой. Например, для смеси дейтерий – тритий при температуре 10^8 К выход определяется выражением

$$E = 2,5 \cdot 10^{-28} n^2 \text{ Вт/см}^3.$$

Если принять E равным 100 Вт/см³ (что примерно соответствует энергии, выделяемой топливными элементами в ядерных реакторах деления), то плотность n должна составлять 10^{15} ядер/см³, а соответствующее давление nT – 3 МПа. Время удержания при этом, согласно критерию Лоусона, должно быть не менее $0,1$ с. Для дейтерий-дейтериевой плазмы при температуре 10^9 К

$$E = 8 \cdot 10^{-30} n^2 \text{ Вт/см}^3.$$

В этом случае при $E = 100$ Вт/см³, $n = 3 \cdot 10^{15}$ ядер/см³ и давлении примерно 100 МПа требуемое время удержания составит более 1 с. Заметим, что указанные плотности составляют лишь $0,0001$ от плотности атмосферного воздуха, так что камера реактора должна откачиваться до высокого вакуума.

Приведенные выше оценки времени удержания, температуры и плотности являются типичными минимальными параметрами, необходимыми для работы термоядерного реактора,

причем легче они достигаются в случае дейтерий-третиевой смеси. Что касается термоядерных реакций, протекающих при взрыве водородной бомбы и в недрах звезд, то следует иметь в виду, что в силу совершенно иных условий в первом случае они протекают очень быстро, а во втором – крайне медленно по сравнению с процессами в термоядерном реакторе.

4.2.1 Плазма

Термоядерные реакции протекают при высоких температурах. Настолько высоких, что любое вещество переходит в четвертое состояние – состояние плазмы. Не вдаваясь сейчас в подробности получения плазмы, коротко остановимся на ее свойствах.

Плазма (от греч. - вылепленное, оформленное), частично или полностью ионизованный газ, в котором плотности положительных и отрицательных зарядов практически одинаковы.

Термин плазма в физике введён в 1923 американским учёными И. Ленгмюром и Л. Тонксом, проводившими зондовые измерения параметров низкотемпературной газоразрядной плазмы. Кинетика плазмы рассматривалась в работах Л. Д. Ландау в 1936 и 1946 и А. А. Власова в 1938. В 1942 Х. Альфвен предложил уравнения магнитной гидродинамики для объяснения ряда явлений в космической плазме. В 1950 И. Е. Тамм и А. Д. Сахаров, а также американский физик Л. Спизер предложили идею магнитной термоизоляции плазмы для осуществления УТС. В 50-70-е гг. 20 в. изучение плазмы стимулировалось различными практическими применениями плазмы, развитием астрофизики и космофизики и физики верхней атмосферы Земли - особенно в связи с полётами космических летательных аппаратов, а также интенсификацией исследований по проблеме УТС.

При достаточно сильном нагревании любое вещество испаряется, превращаясь в газ. Если увеличивать температуру и дальше, резко усилится процесс термической ионизации, т. е. молекулы газа начнут распадаться на составляющие их атомы, которые затем превращаются в ионы и свободные электроны. При температурах более миллиона градусов газ, состоящий из легких элементов, полностью ионизуется, т.е. каждый его атом утрачивает все свои электроны. Ионизация газа, кроме того, может быть вызвана его взаимодействием с электромагнитным излучением (фотоионизация) или бомбардировкой газа заряженными частицами. Свободные заряженные частицы - особенно электроны - легко перемещаются под действием электрического поля. Поэтому в состоянии равновесия пространственные заряды входящих в состав плазмы отрицательных электронов и положительных ионов должны компенсировать друг друга так, чтобы полное поле внутри плазмы было равно нулю. Отсюда вытекает необходимость практически точного равенства плотностей электронов и ионов в плазме - её "квазинейтральности". Нарушение квазинейтральности в объёме, занимаемом плазмой, ведёт к немедленному появлению сильных электрических полей пространственных зарядов, тут же восстанавливающих квазинейтральность. Степенью ионизации плазмы называется отношение числа ионизованных атомов к полному их числу в единице объёма плазмы. В зависимости от величины α говорят о слабо, сильно и полностью ионизованной плазме.

Средние энергии различных типов частиц, составляющих плазмы, могут отличаться одна от другой. В таком случае плазму нельзя охарактеризовать одним значением температуры и различают электронную температуру T_e , ионную температуру T_i , (или ионные температуры, если в плазме имеются ионы нескольких сортов) и температуру нейтральных атомов T_a (нейтральной компоненты). Подобная плазма называется неизотермической, в то время как плазма, для которой температуры всех компонент равны, называется изотермической. Применительно к плазме несколько необычный смысл (по сравнению с другими разделами физики) вкладывается в понятия "низкотемпературная" и "высокотемпературная". Низкотемпературной принято считать плазму с $T_i = 10^5$ К, а высокотемпературной - плазмой с $T_i = 10^6 - 10^8$ К и более. Это условное деление связано как с возможностью для плазмы достигать чрезвычайно больших температур, так и с особой важностью высокотемпературной плазмы в связи с проблемой осуществления УТС.

В состоянии плазмы находится подавляющая часть вещества Вселенной - звёзды, звёздные атмосферы, туманности галактические и межзвёздная среда. Около Земли плазма существует в

космосе в виде солнечного ветра, заполняет магнитосферу Земли (образуя радиационные пояса Земли) и ионосферу. Процессами в околоземной плазме обусловлены магнитные бури, полярные сияния. Отражение радиоволн от ионосферной плазмы обеспечивает возможность дальней радиосвязи на Земле. В лабораторных условиях и промышленных применениях плазмы образуется в электрическом разряде в газах (дуговом разряде, искровом разряде, тлеющем разряде и пр.), в процессах горения и взрыва, используется в плазменных ускорителях, магнитогидродинамических генераторах и во многих др. устройствах. Высокотемпературную плазму получают в установках для исследования возможных путей осуществления УТС. Многими характерными для плазмы свойствами обладают совокупности электронов проводимости и дырок в полупроводниках и электронов проводимости (нейтрализуемых неподвижными положительными ионами) в металлах, которые поэтому называются плазмой твёрдых тел. Её отличительная особенность - возможность существования при сверхнизких для "газовой" плазмы температурах - комнатной и ниже, вплоть до абсолютного нуля температуры.

Возможные значения плотности плазмы n (число электронов или ионов в см^3) расположены в очень широком диапазоне: от $n \sim 10^{-6}$ в межгалактическом пространстве и $n \sim 10$ в солнечном ветре до $n \sim 10^{22}$ для твёрдых тел и ещё больших значений в центральных областях звёзд.

В резком отличии свойств плазмы от свойств нейтральных газов определяющую роль играют два фактора. Во-первых, взаимодействие частиц плазмы между собой характеризуется кулоновскими силами притяжения и отталкивания, убывающими с расстоянием гораздо медленнее (т. е. значительно более "дальнодействующими"), чем силы взаимодействия нейтральных частиц. По этой причине взаимодействие частиц в плазме является, строго говоря, не "парным", а "коллективным" - одновременно взаимодействует друг с другом большое число частиц. Во-вторых, электрические и магнитные поля очень сильно действуют на плазму (в то время как они весьма слабо действуют на нейтральные газы), вызывая появление в плазме объёмных зарядов и токов и обуславливая целый ряд специфических свойств плазмы. Эти отличия позволяют рассматривать плазму как особое, четвёртое состояние вещества.

Плазма называется идеальной, если потенциальная энергия взаимодействия частиц мала по сравнению с их тепловой энергией. (Плазма молнии относится к слабонеидеальной). Помимо хаотического теплового движения, частицы плазмы могут участвовать в упорядоченных "коллективных процессах", из которых наиболее характерны продольные колебания пространственного заряда, называемые ленгмюровскими волнами. Их угловая частота называется плазменной частотой. Многочисленность и разнообразие коллективных процессов, отличающие плазмы от нейтрального газа, обусловлены "дальностью" кулоновского взаимодействия частиц плазмы, благодаря чему плазму можно рассматривать как упругую среду, в которой легко возбуждаются и распространяются различные шумы, колебания и волны.

В магнитном поле с индукцией B на частицы плазмы действует Лоренца сила; в результате этого заряженные частицы плазмы вращаются с циклотронными частотами по ларморовским спиралям (кружкам). В таком взаимодействии проявляется диамагнетизм плазмы: создаваемые электронами и ионами круговые токи уменьшают внешнее магнитное поле; при этом электроны вращаются по часовой стрелке, а ионы - против неё. В неоднородном поле на круговые токи действует сила, стремящаяся вытолкнуть частицу плазмы из области сильного поля в область более слабого поля, что является важнейшей причиной неустойчивости плазмы в неоднородных полях.

Если в плазме не возбуждены какие-либо интенсивные колебания и неустойчивости, то именно столкновения частиц определяют её так называемые диссипативные свойства - электропроводность, вязкость, теплопроводность и диффузию. Плазма очень хорошо проводит электрический ток, очень велика и теплопроводность плазмы. Плазму можно нагревать, пропуская через нее электрический ток. В полностью ионизованной плазме электропроводность не зависит от плотности плазмы и пропорциональна $T^{3/2}$; при высоких температурах плазму можно рассматривать как идеальный проводник. Если такая плазма движется в магнитном поле, то эдс

при обходе любого замкнутого контура, движущегося вместе с плазмой, равна нулю, что по закону Фарадея для индукции электромагнитной приводит к постоянству магнитного потока, пронизывающего контур. Эта "приклеенность", или "вмороженность", магнитного поля также относится к важнейшим свойствам плазмы. Ею обусловлена, в частности, возможность самовозбуждения (генерации) магнитного поля за счёт увеличения длины магнитных силовых линий при хаотическом турбулентном движении среды. Например, в космических туманностях часто видна волокнистая структура, свидетельствующая о наличии возбуждённого таким образом магнитного поля.

В разреженной плазме, где можно пренебречь столкновениями, заряженная частица летит вдоль магнитной силовой линии, быстро вращаясь по ларморовской спирали. При наличии возмущающей силы частица также медленно "дрейфует" в направлении, перпендикулярном как магнитному полю, так и направлению этой силы. Например, в электрическом поле, направленном под углом к магнитному, происходит "электрический дрейф". Если же электрическое поле отсутствует, но магнитное поле неоднородно, то имеет место "центробежный дрейф" в направлении бинормали к силовой линии, а в продольном направлении диамагнитная сила тормозит частицу, приближающуюся к области более сильного магнитного поля. При этом остаются неизменными полная энергия частицы и её магнитный момент. Таково, например, движение в магнитном поле Земли космических частиц, которые отражаются от полярных областей, где поле сильнее, и вместе с тем дрейфуют вокруг Земли (ионы - на запад, электроны - на восток). Поле Земли является магнитной ловушкой: оно удерживает захваченные им частицы в радиационных поясах. Аналогичными свойствами удержания плазмы обладают зеркальные магнитные ловушки, применяемые в исследованиях по УТС.

При описании плазмы с помощью уравнений магнитной гидродинамики она рассматривается как сплошная среда, в которой могут протекать токи. Взаимодействие этих токов с магнитным полем создаёт объёмные электродинамические силы, которые должны уравновешивать газодинамическое давление плазмы, аналогичное давлению в нейтральном газе. В состоянии равновесия магнитные силовые линии и линии тока должны проходить по поверхностям постоянного давления. Если поле не проникает в плазму (модель "идеального" проводника), то такой поверхностью является сама граница плазмы, и на ней газодинамическое давление должно равно внешнему магнитному давлению.

Простейший пример такого равновесия – **Z-пинч**, возникающий при разряде между двумя электродами. Равновесие зет-пинча неустойчиво - на нём легко образуются желобки, идущие вдоль магнитного поля. При последующем развитии они превращаются в тонкие перетяжки и могут приводить к обрыву тока. В мощных разрядах с токами 10^6 а в дейтериевой плазме такой процесс сопровождается некоторым числом ядерных реакций и испусканием нейтронов, а также жёстких рентгеновских лучей, что впервые было обнаружено в 1952 Л. А. Арцимовичем и М. А. Леонтовичем. Если внутри пинча создать продольное магнитное поле, то, двигаясь из-за "вмороженности" вместе с плазмой, оно своим давлением будет препятствовать развитию перетяжек. Желобки и в этом случае могут возникать вдоль винтовых силовых линий полного магнитного поля, складывающегося из продольного поля и поперечного поля, которое создаётся самим током плазмы. Это имеет место, например, в так называемом равновесном тороидальном пинче. Однако, если отношение напряженностей параллельного к перпендикулярному полю больше отношения большого и малого радиуса тора шаг винтовых силовых линий полного поля оказывается больше длины замкнутого плазменного шнура и желобковая неустойчивость не развивается. Такие системы, называются **токамаками**, используются для исследований по проблеме УТС.

При наличии магнитного поля в однородной плазме возможны волны шести типов: три высокочастотные и три низкочастотные. Если температура или плотность плазмы в магнитном поле неоднородны, то возможны ещё так называемые "дрейфовые" волны. При больших амплитудах возможны "бесстолкновительные" ударные волны (наблюдаемые на границе

магнитосферы), уединённые волны (солитоны), а также ряд др. "нелинейных" волн и, наконец, сильноразвитая турбулентность движения плазмы. В неравновесной плазме при определённых условиях возможна "раскачка неустойчивостей", т. е. нарастание какого-либо из перечисленных типов волн до некоторого уровня насыщения. Возможны и более сложные случаи индуцированного возбуждения волн одного типа за счёт энергии волн другого типа.

Спектр излучения низкотемпературной (например, газоразрядной) плазмы состоит из отдельных спектральных линий. В газосветных трубках, применяемых, в частности, для целей рекламы и освещения (лампы "дневного света"), наряду с ионизацией происходит и обратный процесс - рекомбинация ионов и электронов, дающая так называемое рекомбинационное излучение со спектром в виде широких полос. Для высокотемпературной плазмы со значительной степенью ионизации характерно тормозное излучение с непрерывным спектром, возникающее при столкновениях электронов с ионами. В магнитном поле ларморовское вращение электронов плазмы приводит к появлению магнитотормозного излучения на гармониках циклотронной частоты, особенно существенного при больших (релятивистских) энергиях электронов. Важную роль в космической плазме играет вынужденное излучение типа обратного Комптона эффекта. Им, а также магнито-тормозным механизмом обусловлено излучение некоторых космических туманностей, например Крабовидной. Корпускулярным излучением плазмы называются быстрые частицы, вылетающие из неравновесной плазмы в результате развития различных типов неустойчивостей. В первую очередь в плазме раскачиваются какие-либо характерные колебания, энергия которых затем передаётся небольшой группе "резонансных" частиц. Этим механизмом объясняется ускорение не очень энергичных космических частиц в атмосфере Солнца и в туманностях, образующихся при вспышках сверхновых звёзд типа пульсара в Крабовидной туманности.

Высокотемпературная плазма ($T \sim 10^8$ К) из дейтерия и трития - основной объект исследований по УТС. Такая плазма создаётся путём нагрева и быстрого сжатия плазмы током (используется также высокочастотный подогрев) либо путём инъекции высокоэнергичных нейтральных атомов в магнитное поле, где они ионизируются, либо облучением мишени мощными лазерами или релятивистскими электронными пучками. Низкотемпературная плазма ($T \sim 10^3$ К) находит применение в газоразрядных источниках света и в газовых лазерах, в термоэлектронных преобразователях тепловой энергии в электрическую и в магнитогидродинамических (МГД) генераторах, где струя плазмы тормозится в канале с поперечным магнитным полем, что приводит к появлению между верхним и нижним электродами электрического поля; напряжение с электродов подаётся во внешнюю цепь. Если "обратить" МГД-генератор, пропуская через плазму, в магнитном поле ток из внешнего источника, образуется плазменный двигатель, весьма перспективный для длительных космических полётов. Плазматроны, создающие струи плотной низкотемпературной плазмы, широко применяются в различных областях техники. В частности, с их помощью режут и сваривают металлы, наносят покрытия, бурят скважины. В плазмохимии низкотемпературную плазму используют для получения некоторых химических соединений, например галогенидов инертных газов. Высокие температуры плазмы приводят к высокой скорости протекания химических реакций - как прямых реакций синтеза, так и обратных реакций разложения. Если производить синтез "на пролёте" плазменной струи, расширяя и тем самым быстро охлаждая её на следующем участке (такая операция называется "закалкой"), то можно затруднить обратные реакции разложения и существенно повысить выход требуемого продукта.

4.2.2 Плазма и УТС

Чтобы удержать плазму, например, при температуре 10^8 К, её нужно надёжно термоизолировать. В принципе изолировать плазму от стенок камеры можно, поместив её в сильное магнитное поле. Это обеспечивается силами, которые возникают при взаимодействии токов с магнитным полем в плазме.

Под действием магнитного поля ионы и электроны движутся по спиралям вдоль его силовых линий. Переход с одной силовой линии на другую возможен при столкновениях частиц и

при наложении поперечного электрического поля. В отсутствие электрических полей высокотемпературная разреженная плазма, в которой столкновения происходят редко, будет лишь медленно диффундировать поперек магнитных силовых линий. Если силовые линии магнитного поля замкнуть, придав им форму петли, то частицы плазмы будут двигаться вдоль этих линий, удерживаясь в области петли. Кроме такой замкнутой магнитной конфигурации для удержания плазмы были предложены и открытые системы (с силовыми линиями поля, выходящими из торцов камеры наружу), в которых частицы остаются внутри камеры благодаря ограничивающим движению частиц магнитным «пробкам». Магнитные пробки создаются у торцов камеры, где в результате постепенного увеличения напряженности поля образуется сужающийся пучок силовых линий.

На практике осуществить магнитное удержание плазмы достаточно большой плотности оказалось далеко не просто: в ней часто возникают магнитогидродинамические и кинетические неустойчивости.

Магнитогидродинамические неустойчивости связаны с изгибами и изломами магнитных силовых линий. В этом случае плазма может начать перемещаться поперек магнитного поля в виде сгустков, за несколько миллионных долей секунды уйдет из зоны удержания и отдаст тепло стенкам камеры. Такие неустойчивости можно подавить, придав магнитному полю определенную конфигурацию.

Кинетические неустойчивости очень многообразны и изучены они менее детально. Среди них есть такие, которые срывают упорядоченные процессы, как, например, протекание через плазму постоянного электрического тока или потока частиц. Другие кинетические неустойчивости вызывают более высокую скорость поперечной диффузии плазмы в магнитном поле, чем предсказываемая теорией столкновений для спокойной плазмы.

4.2.3 Системы с замкнутой магнитной конфигурацией

Если к ионизованному проводящему газу приложить сильное электрическое поле, то в нем возникнет разрядный ток, одновременно с которым появится окружающее его магнитное поле. Взаимодействие магнитного поля с током приведет к появлению действующих на заряженные частицы газа сжимающих сил. Если ток протекает вдоль оси проводящего плазменного шнура, то возникающие радиальные силы подобно резиновым жгутам сжимают шнур, отодвигая границу плазмы от стенок содержащей ее камеры. Это явление, теоретически предсказанное У.Беннеттом в 1934 и впервые экспериментально продемонстрированное А.Уэром в 1951, названо **пинч-эффектом**.

Известно, что один из наиболее существенных механизмов силового действия тока на проводник (например, металл) связан со взаимодействием тока с порождаемым им магнитным полем (пинч-эффект). Механизм образования упругих напряжений при пинч-эффекте состоит в следующем. Электрический ток в проводнике приводит к возникновению в нем магнитного поля, которое действует с силой Лоренца на вызвавший это поле дрейфующий электронный газ. Независимо от направления тока такая сила самодействия всегда направлена к центру проводника перпендикулярно направлению тока. В результате электронный газ сжимается к центру проводника, образуя отрицательный объемный электрический заряд, а у поверхности проводника, где концентрация электронов понижается, формируется положительный заряд (при этом полный заряд проводника остается равным нулю). Вследствие такой поляризации в проводнике образуется поперечное к току электрическое поле (поле Холла), которое, действуя с силой Кулона на ионную решетку, приводит к ее упругому сжатию с образованием механических напряжений.

***Пинч – эффект** (англ. "ципок", "толчок) - сжатие сильноточного газового разряда в результате взаимодействия тока разряда с собственным или внешним магнитным полем. В плазменных установках под пинч-эффектом понимают сжатие плазмы под действием протекающего в нем тока.*

Суть эффекта заключается в том, что во время прохождения линейного заряда вокруг него возникают электрические кольцевые токи, обладающие периодическим сжимающим действием. Они как бы "прищипывают" ствол проводника (например, молнии), разрывая его на множество

"бусинок-четок". Силы тут большие. Известно, что иногда после ударов молнии в громоотвод, сделанный из металлической трубы, можно видеть, как эта труба превращается в более тонкий, но сплошной металлический стержень. Поэтому пинч-эффект используется в технологических процессах, в частности для направленной деформации металлов.

Пинч-эффект проявляется при достаточно больших силах тока. В простейшей форме это явление наблюдается при исследовании электрических разрядов с большой силой тока в прямых разрядных трубках. Ток, текущий по такому газообразному проводнику (ионизированному газу) окружает себя кольцевыми силовыми линиями магнитного поля. Взаимодействие тока с его собственным магнитным полем создает силу, сжимающую разрядный столб. В результате такого сжатия разряд сжимается в узкий шнур (Рис. 9).

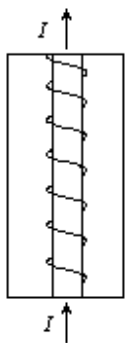


Рис. 9 Сужение плазмы в плазменный шнур

Пинч-эффект появляется в токовом канале, например в цилиндре, заполненном проводящей средой. Электрическое поле приложено к противоположным концам цилиндра и действует по его оси. Силовые линии магнитного поля имеют вид концентрических окружностей, плоскости которых перпендикулярны к оси цилиндра. Сила направлена к оси цилиндра и стремится сжать проводящую среду. Пинч-эффект имеет место в твердотельной плазме (при равной концентрации носителей заряда противоположных знаков) и в низкотемпературной плазме.

Метод пинча применяется для удержания плазмы; примечательной его особенностью является то, что газ нагревается до высоких температур самим электрическим током (омический нагрев). Принципиальная простота метода обусловила его использование в первых же попытках удержания горячей плазмы. Помимо диффузии плазмы в радиальном направлении, наблюдается еще продольный дрейф и выход ее через торцы плазменного шнура. Потери через торцы можно устранить, если придать камере с плазмой форму бублика (тора). В этом случае получается **тороидальный пинч**.

Для простого пинча серьезной проблемой являются присущие ему магнитогидродинамические неустойчивости. Дело в том, что при пинч-эффекте появляется не только поперечное сжатие шнура плазмы магнитным полем, но и возникает ряд новых эффектов. Например, взаимодействие стягивает одноименные токи в сгустки, разрывая плазму, а из-за разделения зарядов возникают плазменные колебания.

Если у плазменного шнура возникает небольшой изгиб, то плотность силовых линий магнитного поля с внутренней стороны изгиба увеличивается (Рис. 10). Магнитные силовые линии, которые ведут себя подобно сопротивляющимся сжатию жгутам, начнут быстро «выпучиваться», так что изгиб будет увеличиваться вплоть до разрушения всей структуры плазменного шнура. В результате плазма вступит в контакт со стенками камеры и охладится.



Рис.10 Неустойчивый плазменный шнур. Силовые линии магнитного поля сгущаются с вогнутой стороны, усиливая изгиб.

Чтобы исключить это губительное явление, до пропускания основного аксиального тока в камере создают продольное магнитное поле, которое вместе с приложенным позднее круговым полем «выпрямляет» зарождающийся изгиб плазменного шнура (Рис. 11). Принцип стабилизации плазменного шнура аксиальным полем положен в основу двух перспективных проектов термоядерных реакторов – токамака и пинча с обращенным магнитным полем.

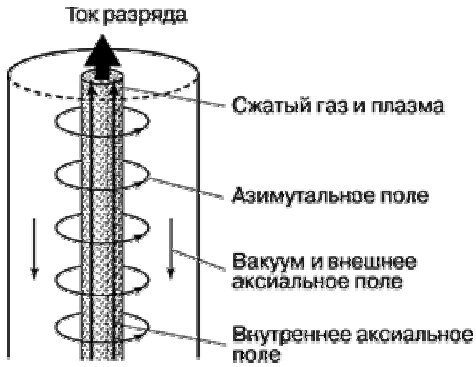
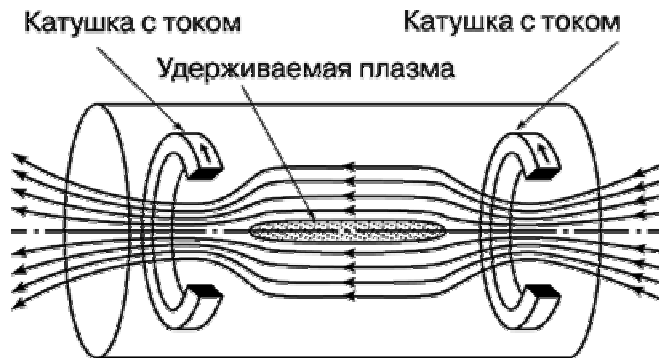


Рис.11. Схема стабилизации плазменного шнура магнитным полем (Плазменный шнур можно защитить от неустойчивости изгиба аксиальными полями, создаваемыми внутри и снаружи токонесящего шнура).

4.2.4 Открытые магнитные конфигурации.

В системах открытой конфигурации проблема удержания плазмы в продольном направлении решается путем создания магнитного поля, силовые линии которого вблизи торцов камеры имеют вид сужающегося пучка. Заряженные частицы движутся по винтовым линиям вдоль силовой линии поля и отражаются от областей с более высокой напряженностью (где плотность силовых линий больше). Такие конфигурации (**Рис. 12**) называются ловушками с магнитными пробками, или магнитными зеркалами. Магнитное поле создается двумя параллельными катушками, в которых протекают сильные одинаково направленные токи. В пространстве между катушками силовые линии образуют «бочку», в



которой и располагается удерживаемая плазма. Однако экспериментально установлено, что такие системы вряд ли в состоянии удержать плазму той степени плотности, которая необходима для работы реактора.

Рис.12 Классическая магнитная ловушка плазмы с катушками, которые создают поле, отражающее частицы к центру камеры реактора и таким образом удерживающее плазму в ограниченном пространстве.

5. УСТАНОВКИ С МАГНИТНЫМ УДЕРЖАНИЕМ

Одной из первых и самых простых попыток реализовать идею магнитного удержания является **Z-пинч** - плазменный шнур между двумя электродами, ток в котором создает азимутальное магнитное поле, призванное сжимать и удерживать плазму.

Z-пинч («зет-пинч») - сжатие, возникающее при разряде между двумя электродами.

В 1958 г. были опубликованы результаты расчета нестационарного режима сжатия цилиндрического плазменного шнура с током, включенного в электрическую цепь, в одномерной модели. В последующие годы выполнены более глубокие исследования Z-пинча. В частности, была решена задача о сжатии шнура в одномерной двухтемпературной модели. Развитием идеи Z-пинча явились замкнутые тороидальные установки **токамак** и **стелларатор**: шнур, изогнутый в тор, избавлен от прямого контакта горячей плазмы с электродами, а хорошо изученные неустойчивости пинча преодолеваются усложнением структуры поля с помощью дополнительных внешних токов, окружающих тор. Расчеты МГД-равновесия и устойчивости плазмы в токамаках и стеллараторах, которые внесли существенный вклад в предсказание операционных пределов экспериментальных установок, стали основой для интеграции технических и плазменно-физических моделей термоядерного реактора (**Рис. 13**).

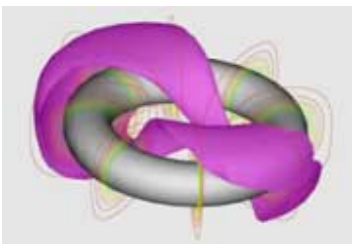
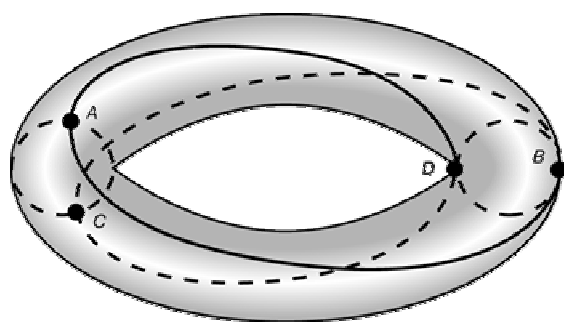


Рис. 13. Магнитные поверхности в равновесной плазменной конфигурации

Магнитные методы удержания плазмы в установках УТС используются в России, США, Японии и ряде европейских стран. Главное внимание уделяется установкам тороидального типа, таким, как токамак и пинч с

обращенным магнитным полем, появившимся в результате развития более простых пинчей со стабилизирующим продольным магнитным полем.

Для удержания плазмы при помощи тороидального магнитного поля необходимо создать условия, при которых плазма не смещалась бы к стенкам тора. Это достигается «скручиванием» силовых линий магнитного поля (т.н. «вращательным преобразованием»). Такое скручивание осуществляется двумя способами. В первом способе через плазму пропускается ток, приводящий к конфигурации устойчивого пинча. Возникает конфигурация, известная под названием токамак (аббревиатура выражения «ТОроидальная КАмера с МАгнитными КАтушками»).



14) был разработан под руководством Л.А.Арцимовича в Институте атомной энергии им. И.В.Курчатова в Москве.

Рис.14 Тороидальное поле стелларатора или токамака. Частицы, многократно обегая пространство внутри тора вдоль магнитной силовой линии, описывают тороидальную поверхность и тем самым не позволяют скапливаться электрическим зарядам. Типичная траектория частицы – ADCBA.

Во втором способе для обеспечения равновесия удерживаемой плазмы применяются специальные винтовые обмотки вокруг тороидальной плазменной камеры. Токи в этих обмотках создают сложное магнитное поле, приводящее к закручиванию силовых линий суммарного поля внутри тора. Такая установка, называемая **стелларатором**, была разработана в Принстонском университете (США) Л.Спитцером.

5.1 Токамак

В установках типа токамак плазму создают внутри тороидальной камеры с помощью безэлектродного кольцевого разряда. С этой целью в плазменном сгустке создают электрический ток, и при этом, как у всякого тока, у него появлялось собственное магнитное поле - сгусток плазмы как бы сам становится магнитом. Теперь с помощью внешнего магнитного поля определенной конфигурации можно подвесить плазменное облако в центре камеры, не позволяя ему соприкоснуться со стенками.

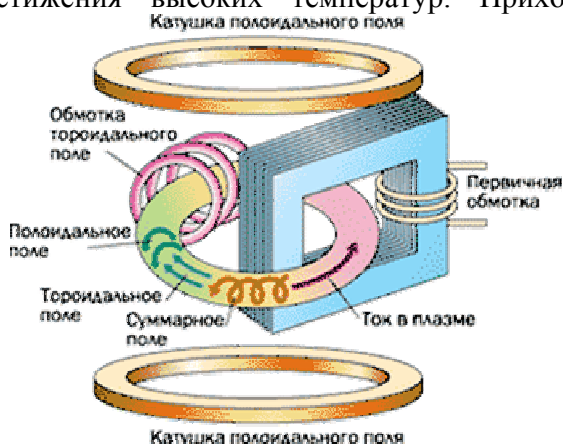
В токамаке, в сущности, заложен принцип трансформатора. Разреженная смесь дейтерия и трития (смесь должна быть сильно разреженной, чтобы исключить большие давления при миллионной температуре) помещается в тороидальную трубку. Трубка в свою очередь помещается в сильное магнитное поле. В трубке создается сильное вихревое электрическое поле (как в мощном понижающем трансформаторе), которое вызывает в газе ток порядка миллиона ампер. Магнитное поле, удерживающее плазму, создается как за счет тока, протекающего через обмотку вокруг камеры, так и за счет тока, индуцированного в плазме. Для получения более устойчивой плазмы используется внешнее продольное магнитное поле.

Вакуумная камера в форме тора заполнена смесью изотопов водорода и свободных электронов. Она охватывает стальной сердечник, играя роль вторичной обмотки трансформатора (**Рис.15**). На первичную обмотку подается переменное напряжение, индуцирующее в камере электрический ток - движение электронов. Сталкиваясь с атомами, электроны высокой энергии ионизируют их - сила тока возрастает. В камере возникает плазма. На камеру надеты обмотки тороидального поля, которое сжимает плазму в шнур. Поле катушек удерживает плазменный шнур в центре камеры, не давая ему коснуться стенок.

Камера в токамаке - тороидальная, то есть по форме напоминает бублик (**Рис.16**). Из камеры откачивают воздух, чтобы посторонние атомы не вмешивались в процесс, а затем в нее вводят дейтерий-тритиевую смесь. Снаружи расположены катушки, подключенные к переменному электрическому напряжению. Подобно первичной обмотке трансформатора, они создают

кольцевой ток в водородной плазме. В газе всегда есть свободные ионы и электроны, которые начинают двигаться в камере по кругу, как в короткозамкнутой вторичной трансформаторной обмотке. Этот ток нагревает газ, количество ионизированных атомов растет, одновременно увеличивается сила тока и повышается температура плазмы. А значит, количество водородных ядер, слившихся в ядро гелия и выделивших энергию, становится все больше.

Основной нагрев идет за счет джоулева тепловыделения. Сильно нагреваются прежде всего электроны плазмы, менее - ионы. Передача энергии от электронов к ионам идет медленно (из-за малости потока энергии). В этом состоит главное препятствие на пути решения проблемы достижения высоких температур. Приходится ухищряться и применять дополнительные

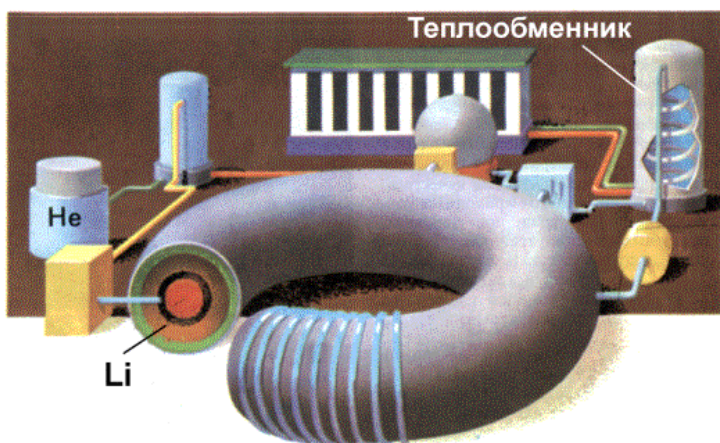


источники нагрева плазмы (высокочастотные поля, инжекцию предварительно разогнанных на ускорителях частиц, диссипацию магнитоакустических волн). Самая мощная подобная установка создана в России (Т-10). В ней достигнуты температуры ионов 15-20 млн. градусов. Это заметно меньше, чем температура, необходимая для поддержания термоядерной реакции.

Рис.15. Принципиальная схема токамака.

Теплоизоляция плазменного шнура и его удержание в токамаках достигается за счет внешнего и собственного магнитных полей. Магнитное поле сжимает плазменный шнур и отрывает его от стенки камеры. Этим достигается идеальная теплоизоляция. К сожалению, такая простая схема не привела к успеху. Плазменный шнур очень неустойчив и "живет" очень короткое время из-за разного рода пульсаций турбулентного типа. Он быстро распадается и вываливается на стенки камеры.

Оказалось, что к неустойчивости приводит комбинация нескольких сложных физических процессов. Здесь были различные виды колебаний и волн в плазме, возникающие в ней местные магнитные поля, блуждающие температурные неоднородности и масса других неожиданностей. Устойчивость плазмы можно повысить путем уменьшения кольцевого тока в плазме и использования для дополнительного нагрева мощных излучатели радиоволн сверхвысокой частоты - **гиротронов**.



На установке Т-10 время удержания плазмы составляет 0,06 с. Однако для реакции существенно не само время удержания плазмы, а произведение его на плотность плазмы ($n\tau$).

Рис.16. Реактор токамака.

Для того чтобы КПД установки был больше единицы, нужно выполнить условие $n\tau > 10^{20}$ м.см⁻³. В установке Т-10 $n\tau = 0,06 \cdot 10^{20}$ м/см³, что недостаточно. Можно возлагать надежды на вновь стоящую

установку Т-15, основным элементом которой является токамак с радиусом тороида равным 15 м. Обнадеживающим обстоятельством является то, что время удержания растет с увеличением размеров установки по закону $\tau \sim R^2$.

Полученные в России обнадеживающие результаты стимулировали создание токамаков во многих лабораториях мира, а их конфигурация стала предметом интенсивного исследования.

Омический нагрев плазмы в токамаке недостаточен для осуществления реакции термоядерного синтеза. Это связано с тем, что при нагреве плазмы сильно уменьшается ее электрическое сопротивление, и в результате резко снижается выделение тепла при прохождении тока. Увеличивать ток в токамаке выше некоторого предела нельзя, поскольку плазменный шнур может потерять устойчивость и переброситься на стенки камеры. Поэтому для нагрева плазмы используют различные дополнительные методы. Наиболее эффективные из них – инжекция пучков нейтральных атомов с высокой энергией и микроволновое облучение. В первом случае ускоренные до энергий 50–200 кэВ ионы нейтрализуются (чтобы избежать «отражения» их назад магнитным полем при введении в камеру) и инжектируются в плазму. Здесь они снова ионизируются и в процессе столкновений отдают плазме свою энергию. Во втором случае используется микроволновое излучение, частота которого равна ионной циклотронной частоте (частота вращения ионов в магнитном поле). На этой частоте плотная плазма ведет себя как абсолютно черное тело, т.е. полностью поглощает падающую энергию. На токамаке JET стран Европейского союза методом инжекции нейтральных частиц была получена плазма с ионной температурой 280 млн. кельвинов и временем удержания 0,85 с. На дейтериево-тритиевой плазме получена термоядерная мощность, достигающая 2 МВт. Длительность поддержания реакции ограничивается появлением примесей вследствие распыления стенок камеры: примеси проникают в плазму и, ионизуясь, существенно увеличивают энергетические потери за счет излучения. Сейчас работы по программе JET сосредоточены на исследованиях возможности контроля примесей и их удаления т.н. «магнитным дивертором».

Большие токамаки созданы также в США – TFTR, в России – T15 и в Японии – JT60. Исследования, выполненные на этих и других установках, заложили основу для дальнейшего этапа работ в области управляемого термоядерного синтеза: на 2010 г. намечается запуск большого реактора для технических испытаний. Предполагается, что это будет совместная работа США, России, стран Европейского союза и Японии.

Термоядерный реактор типа ТОКОМАК состоит из вакуумной камеры (внутренняя оболочка – первая стенка – изготавливается из бериллия), образующей канал, где циркулирует плазма, магнитов, создающих поле и систем нагрева плазмы. К этому прилагаются вакуумные насосы, постоянно откачивающие газы из канала, система доставки топлива по мере его выгорания и дивертор – система, через которую полученная в результате термоядерной реакции энергия выводится из реактора. Тороидальная плазма находится в вакуумной оболочке. α - частицы, образующиеся в плазме в результате термоядерного синтеза и находящиеся в ней, повышают ее температуру. Нейтроны через стенку вакуумной камеры проникают в зону жидкого лития, в которой их кинетическая энергия превращается в тепло и в которой воспроизводится тритий. Литиевая оболочка (бланкет) помещена в специальную оболочку, которая защищает обмотку магнита от вылетающих нейтронов и γ -излучения. Обмотка магнита (рабочая температура 4К) охлаждается жидким гелием и находится в сверхпроводящем состоянии. Для отвода тепла литий прокачивают через теплообменник, расположенный за обмоткой магнита. Тепловая энергия от теплообменника передается обычной электростанции. В процессе циркуляции из лития циркуляции из лития удаляют образовавшиеся тритий и гелий.

Создание термоядерного реактора натолкнулось на ряд технологических трудностей.

1. При работе термоядерного реактора необходимо пополнять количество топлива (D+T) в реакторе и удалять ^4He из плазмы. Вследствие этого отдается предпочтение пульсирующему термоядерному реактору, несмотря на то, что его энергетический баланс не является наилучшим: в каждом цикле следует вводить новую газовую смесь, нагревать и удерживать ее до тех пор, пока значительная часть D и T (10-20%) не вступит в реакцию слияния ядер. При этом должна быть изменена конфигурация магнитного поля.

2. Необходимость создания магнитных полей высокой напряженности (около 100 кЭ).
3. Металлы, из которых изготавливают вакуумную камеру, должны быть устойчивыми при температуре около 1000⁰С. При больших плотностях потока нейтронов в результате протекания (n,α)- и (n,p) – реакций в этих материалах образуются пузырьки газов, возникают дефекты в кристаллической решетке; материалы становятся хрупкими и непрочными. Вследствие высокой температуры дефекты быстро распространяются во всем объеме материала. Особенно опасна бомбардировка высокоэнергетическими альфа-частицами: атомы гелия не растворимы в металлах, выделяются из кристаллической решетки и образуют газовые пузырьки. Давление в пузырьках растет, пузырьки «взрываются» (блистеринг), атомы металла попадают в вакуумную камеру и гасят плазму (проблема первой стенки).

5.2 Пинч с обращенным полем (ПОП)

Конфигурация ПОП отличается от токамака тем, что в ней направление тороидального поля вне плазмы противоположно его направлению внутри плазменного шнура. Дж.Тейлор показал, что такая система находится в состоянии с минимальной энергией и хорошо защищена от наиболее грубых крупноразмерных магнитогидродинамических неустойчивостей. От более мелких, локальных неустойчивостей ее в значительной мере защищает т.н. «магнитный шир» – изменение направления силовых линий суммарного магнитного поля при движении по радиусу шнура. Эксперименты на установке «Зета» в Англии показали, что в плазме может спонтанно возникать обращенная конфигурация поля, и когда это происходит, плазма сильнее нагревается и проявляет повышенную устойчивость. Достоинством конфигурации ПОП является то, что в ней отношение объемных плотностей энергии плазмы и магнитного поля больше, чем в токамаке. Это отношение должно быть как можно больше, чтобы уменьшить тороидальное поле, а следовательно, снизить стоимость создающих его катушек и всей несущей конструкции. Слабая сторона ПОП состоит в том, что термоизоляция у этих систем хуже, чем у токамаков, и не решена проблема поддержания обращенного поля.

5.3 Стелларатор

Здесь, как и в ТОКАМАКе, плазма тоже подвешена в магнитном поле, но тока в ней нет. Греют плазму в основном мощным радиоизлучением, а держат ее только сложной формы магнитные поля, созданные внешними катушками. В стеллараторе на замкнутое тороидальное магнитное поле налагается поле, создаваемое специальной винтовой обмоткой, навитой на корпус камеры. Суммарное магнитное поле предотвращает дрейф плазмы в направлении от центра и подавляет отдельные виды магнитогидродинамических неустойчивостей. Сама плазма может создаваться и нагреваться любым из способов, применяемых в токамаке.

Главным преимуществом стелларатора является то, что примененный в нем способ удержания не связан с наличием тока в плазме (как в токамаках или в установках на основе пинч-эффекта), и потому стелларатор может работать в стационарном режиме. Кроме того, винтовая обмотка может оказывать «диверторное» действие, т.е. очищать плазму от примесей и удалять продукты реакции.

Удержание плазмы в стеллараторах всесторонне исследуется на установках Европейского союза, России, Японии и США. На стеллараторе «Вендельштейн VII» в Германии удалось поддерживать не несущую тока плазму с температурой более $5 \cdot 10^6$ К, нагревая ее путем инъекции высокоэнергетичного атомарного пучка.

Последние теоретические и экспериментальные исследования показали, что в большинстве описанных установок, и особенно в замкнутых тороидальных системах, время удержания плазмы можно увеличить, увеличивая ее радиальные размеры и удерживающее магнитное поле. Например, для токамака подсчитано, что критерий Лоусона будет выполняться (и даже с некоторым запасом) при напряженности магнитного поля 50 - 100 кГс и малом радиусе тороидальной камеры 2 м. Таковы параметры установки на 1000 МВт электроэнергии.

При создании столь крупных установок с магнитным удержанием плазмы возникают совершенно новые технологические проблемы. Чтобы создать магнитное поле порядка 50 кГс в объеме нескольких кубических метров с помощью охлаждаемых водой медных катушек, потребуется источник электроэнергии мощностью в несколько сотен мегаватт. Поэтому очевидно, что обмотки катушек необходимо делать из сверхпроводящих материалов, таких, как сплавы ниобия с титаном или с оловом. Сопротивление этих материалов электрическому току в сверхпроводящем состоянии равно нулю, и, следовательно, на поддержание магнитного поля будет расходоваться минимальное количество электроэнергии.

5.4 Открытая ловушка

В установке типа открытой ловушки (пробкотрон) в цилиндрическую вакуумную камеру, запертую магнитными пробками, точно выбрав направление, впрыскивают атомы, которые тормозятся в водородном газе и превращают его в горячую плазму. Удерживают ее магнитные поля сложной конфигурации.

5.5 Плазменный фокус

В вакуумной камере между двумя электродами создается мощный импульс тока, который быстро нагревает плазму и дает всплеск ядерного синтеза. Плазма, как и в предыдущих случаях, связана с магнитным полем, но синтез идет в импульсах микросекундной длительности.

5.6 Галатhea

Традиционные магнитные ловушки, перечисленные выше, имеют одно общее свойство: плазма и магнитное поле в них "перемешаны". Это приводит к нескольким неприятным явлениям, одно из которых - неустойчивость плазменного шнура. Заряженные частицы плазмы движутся в поле по спиралям, образуя круговые токи. Собственные магнитные поля токов направлены противоположно полям внешним, и при их взаимодействии возникает сила, выталкивающая плазму из поля.

В устройствах, называемых галатheaми, магнитное поле образует своего рода "корку", или "забор", который отбрасывает вылетающую частицу внутрь плазменного шнура. Для этого внутри плазменного объема нужно подвесить сверхпроводящие кольца, по которым циркулирует электрический ток. Один из вариантов такого "магнитотермоядерного реактора" был предложен А.Д.Сахаровым в 1950 году.

* * *

Таким образом, ядерные реакции синтеза (в основном – между изотопами водорода) сопровождаются большим выделением энергии. Эти процессы были реализованы в термоядерном оружии. Кажется они перспективными и для получения энергии в мирных целях, например, для выработки электроэнергии. Поэтому созданию методов управляемого термоядерного синтеза уделяли и уделяют много внимания во всех развитых странах. При этом основные усилия направлены на создание установок для поддержания высокотемпературной плазмы в вакуумных камерах. К сожалению, это направление пока не привело к успеху.

Полагают, что решение проблемы управляемого термоядерного синтеза обеспечит человечество энергией практически на неограниченный срок. Будущий термоядерный генератор энергии должен удовлетворять следующему основному требованию: энерговыделение в результате ядерного синтеза должно с избытком компенсировать затраты энергии из внешних источников на поддержание высокой температуры реагирующей плазмы. Проблема достижения выгодного энергетического баланса термоядерного реактора достаточно сложна ввиду наличия неустраиваемых энергетических потерь.

И.Н.Бекман

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Лекция 28. УСТАНОВКИ ДЛЯ ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА

Содержание

1. РАЗВИТИЕ РАБОТ ПО УПРАВЛЯЕМОМУ ТЕРМОЯДЕРНОМУ СИНТЕЗУ

2. РЕАКТОРНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ

2.1 Реакторы с магнитным удержанием плазмы

2.1.1 JET

2.1.2 MAST

2.1.3 ИТЭР

2.1.4 Низкоаспектные (сферические) токамаки

2.1.5 Материаловедческий токамак, КТМ

2.2 Импульсные системы

2.2.1 Инерциальное удержание

2.2.2 Лазерный термояд

2.2.3 Пучковый термоядерный синтез

2.2.4 Рентгеновский термоядерный синтез

2.2.5 Взрывная дейтериевая энергетика

2.2.6 Холодный термоядерный синтез

2.3 Тупиковые пути ядерного синтеза

3. БЕЗОПАСНОСТЬ УСТАНОВОК УТС

4. ПЕРСПЕКТИВЫ ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В последнее время интерес к управляемому термоядерному синтезу резко возрос. Дело в том, что к 2050, как ожидают, органическая энергетика столкнется с серьезным кризисом, связанным не столько с тем, что газовая компонента будет исчерпана, сколько с тем, что выбросы в атмосферу углекислого газа, которые сегодня составляют 5.5 Гт в год, вырастут в два, а то и в три раза. В результате радикально изменится тепловой поток, падающий на Землю. Он будет составлять 1.5% того потока солнечной энергии, что падает на Землю сегодня. Это - критическая величина. Так что в середине нынешнего века нам придется отказаться от органического топлива или заметно уменьшить его потребление. В то же время термоядерная энергетика, по-видимому, обладает неограниченным ресурсом, потому что запас лития и дейтерия в воде фактически неограниченный, она безопасна, и термоядерные электростанции могут быть размещены в любом месте на Земле, хотя бы потому, что не надо подвозить топливо.

Один классик сказал, что энергетика - это физика плюс экономика. И вот экономика сейчас такова, что где-то в середине текущего столетия термояд будет востребован. По выражению Л.А. Арцимовича, термояд заработает тогда, когда он нужен будет людям.

В данной лекции мы коротко остановимся на развитии работ по управляемому термоядерному синтезу, рассмотрим особенности проектируемых установок (научного, энергетического и материаловедческого назначения) и обсудим перспективы использования термояда для энергетических целей.

1. РАЗВИТИЕ РАБОТ ПО УПРАВЛЯЕМОМУ ТЕРМОЯДЕРНОМУ СИНТЕЗУ

Впервые о возможности создания сверхмощного оружия на основе реакции взаимодействия дейтерия и трития заявили Ю.Б.Харитон и профессора МИФИ И.И.Гуревич, Я.Б.Зельдович и И.Я.Померанчук в докладной записке, направленной в 1946 г. правительству СССР. Быстрая реализация водородной бомбы в начале 50-х гг. создала иллюзию столь же быстрого успеха управляемого термоядерного синтеза с целью получения энергии – практически неисчерпаемого, экологически чистого источника.

В мае 1951 г. вышло постановление ЦК ВКП(б) и Совмина СССР об организации работ по управляемому термоядерному синтезу. Первые успешные испытания атомного, а затем и термоядерного оружия вдохновили первых исследователей этой проблемы. Попытки овладения термоядом предпринимались в основном на установках плазменного типа (например, в таких квазистационарных системах, как токамаки), что не привело к успеху.

В июле 1950 г., когда в СССР шла напряженная работа по созданию и совершенствованию ядерного оружия - атомной и водородной бомб, в ЦК ВКП(б) поступило письмо от сержанта Олега Александровича Лаврентьева (ныне доктор физико-математических наук, работает в Харьковском физико-техническом институте), служившего на Сахалине и не имевшего к тому времени законченного школьного образования. В письме содержалось описание двух идей: возможной схемы конструкции водородной бомбы и способа электростатического удержания горячей плазмы для осуществления реакции синтеза дейтерия и трития - тяжелых изотопов водорода с целью создания источника энергии. Академик А.Д.Сахаров, рецензировавший эти предложения, отметил как оригинальность подхода автора (в письме речь шла об электрических, а не о магнитных способах удержания плазмы), так и принципиальные трудности их реализации. Заслуга О.А.Лаврентьева, ставшего впоследствии известным ученым, заключалась в том, что он первым в СССР обратил внимание на проблему удержания горячей плазмы для энергетического реактора на основе реакций синтеза. Анализ его предложения стимулировал академика А.Д.Сахарова и его учителя академика И.Е.Тамма, работавших в то время над созданием водородного оружия, на рассмотрение концепции магнитной термоизоляции и удержания плазмы в тороидальной геометрии. Впоследствии идея Сахарова-Тамма была претворена в жизнь в Институте атомной энергии (Москва) под руководством Л.А.Арцимовича, долгие годы возглавлявшего советскую термоядерную программу.

Чтобы не доводить дело до взрыва, термоядерная реакция должна протекать в малых дозах – в разреженной и очень нагретой дейтерий-тритиевой плазме. Высокая температура (в десять раз выше температуры центра Солнца) нужна для того, чтобы ядра дейтерия и трития сближались на расстояние действия ядерных сил, преодолевая кулоновское отталкивание. Плотность плазмы 10^{14} атом/см³ (10^{-5} от плотности газа при нормальном давлении) ограничена возможностью ее удержания магнитным полем, препятствующим тепловому разлету. Генеральным направлением УТС стало предложение И.Е.Тамма и А.Д.Сахарова (1952 г.) о магнитном удержании плазмы. Плазма – сгусток заряженных частиц (ядер и электронов) – должна быть заключена в магнитную ловушку, где она может

нагреваться до нужной температуры, будучи изолированной от стенок реактора. Еще одно условие УТС – сохранение высокой температуры дейтерия и трития достаточно долго (не меньше 1 с), чтобы энерговыделение за счет реакций синтеза превысило затраты энергии на создание и разогрев плазмы.

Удержание плазмы в тороидальной камере с продольным магнитным полем требует введения дополнительного азимутального магнитного поля для компенсации тороидального дрейфа частиц. Один из способов его создания – возбуждение тока в плазме в тороидальном направлении. Магнитные силовые линии суммарного поля должны образовать систему вложенных магнитных поверхностей, препятствующих радиальному выбросу плазмы. Для возбуждения тока предложили использовать переменный магнитный поток в металлическом сердечнике, окруженном плазменным тороидальным витком. В результате ловушка становилась нестационарной, а сама установка напоминала трансформатор.

Необходимость возбуждения продольного тока в плазме привлекла внимание физиков к другому классу магнитных ловушек, обеспечивающих **самосжатый цилиндрический разряд в плазме (Z-пинч, см. Л.18)**. Первые эксперименты, в которых было зарегистрировано излучение нейтронов D-D реакции, вызвали эйфорию. Но вскоре выяснилось, что причина появления нейтронов заключается не в нагреве плазмы, а в развитии неустойчивостей и образовании пучка ускоренных ионов, реагирующих с плазменной мишенью. В таких условиях не приходилось ждать существенного выхода энергии в реакции синтеза ядер. Попытки стабилизировать пинч продольным магнитным полем возродили интерес к тороидальным системам. В 1954 г. в Институте атомной энергии под руководством И.Н.Головина и Н.А.Явлинского был построен первый в мире токамак ТМП.

Исследования по УТС в условиях секретности развивались и в других странах. В США основной была установка стелларатор, предложенная Л. Спитцером, в Англии – тороидальный пинч со слабым магнитным полем. В Институте атомной энергии академик Г.И.Будкер, а в США Р.Пост независимо предложили прямолинейную открытую магнитную ловушку с нарастающим к торцам магнитным полем для удержания плазмы в ее центральной области. Под руководством И.Н.Головина была сооружена первая крупная установка такого типа, названная "Огра". В дальнейшем исследования ловушек продолжались как в Институте атомной энергии, так в Институте ядерной физики в Новосибирске.

Начальный этап работ характеризовался обилием идей и типов ловушек (пинчи, удержание высокочастотными полями, плазменные ускорители, способы нагрева плазмы и т.д.) Разнообразие направлений было связано не только с творческой активностью физиков, но и с громадными трудностями реализации условий термоядерных реакций. Слишком малым оказался уровень знаний – потребовалось развить теорию горячей плазмы, удерживаемой магнитными полями, накопить экспериментальный и конструкторский опыт. Параметры плазмы (плотность, температура, чистота и время удержания) в установках росли очень медленно. Постоянно выявлялись новые неустойчивости, приводящие к выбросу плазмы из ловушек, повышенному переносу как частиц, так и энергии на стенки камеры. Поиски решений не внесли кардинального изменения в развитие УТС, но дали уникальный набор новых технологий. Два примера: разработка плазменных

ракетных двигателей и модификация поверхностных слоев материалов плазменными и ионными потоками.

Большой заслугой советской программы было создание теоретической школы физики горячей плазмы, во главе которой стоял академик М.А.Леонтович. Представители этой школы внесли фундаментальный вклад в создание теоретической физики плазмы. Среди них прежде всего следует отметить академиков Б.Б.Кадамцева, В.Д.Шафранова и Е.П.Велихова. Б.Б.Кадамцев после смерти Л.А.Арцимовича возглавил термоядерную лабораторию Института атомной энергии им. И.В.Курчатова, а Е.П.Велихов с 1973 г. - руководитель программы УТС в стране. Уже к концу 1950-х годов были сформулированы основные принципы магнитного удержания плазмы, создана теория равновесия и устойчивости плазменного шнура с током в магнитном поле, доказана возможность подавления желобковой неустойчивости. Многие важнейшие теоретические достижения ассоциируются во всем мире с именами их авторов - теоретиков школы Леонтовича.

К числу таких достижений относятся уравнения Грэда-Шафранова (условие равновесия плазмы в токамаке), критерий Крускала-Шафранова (устойчивость токовой плазмы в магнитном поле), уравнения переноса Брагинского, формула Трубникова (циклотронные потери из замагниченной плазмы), потенциалы Розенблюта-Трубникова (для столкновительного члена кинетического уравнения), "неоклассическая" диффузия Галеева-Сагдеева. Вышли классические монографии А.Б.Михайловского по теории плазменных неустойчивостей. В 1970-х годах развитие получила физика нелинейных явлений, весьма распространенных в плазменных процессах. Здесь следует отметить квазилинейную теорию турбулентности Веденова-Велихова-Сагдеева, уравнения Кадамцева-Петвиашвили. Совершенствовалась теория плазмы в токамаках, в которой появились редуцированные уравнения Кадамцева-Погуце, критерий Погуце-Юрченко (устойчивости баллонных мод). В физике плазмы стали активно использоваться вычислительные методы. Лидирующая роль в их разработке принадлежала Институту прикладной математики АН СССР.

Наряду с теоретиками, достигли успеха и экспериментаторы, в основном благодаря тому, что осознали важность процессов взаимодействия плазмы со стенкой камеры и снизили уровень поступающих примесей, а также поняли, насколько необходимо создание качественной магнитной конфигурации. Большинство крупных термоядерных установок проектировались и изготавливались в НИИ электрофизической аппаратуры им. Д.В.Ефремова (директор академик В.А.Глухих).

К 1968 г. при омическом нагреве плазмы на токамаке Т-3А температуры электронов и ионов достигли 20 млн. и 4 млн. градусов соответственно - результат, в несколько раз превосходивший мировой уровень. Ученые других стран отнеслись к нему с недоверием. Л.А.Арцимович предложил руководителям Калэмской лаборатории физики плазмы (Англия) провести в Институте атомной энергии совместный эксперимент по измерению параметров плазмы с использованием английской диагностической аппаратуры, аналогов которой тогда у нас не было. Совместный эксперимент однозначно подтвердил рекордные параметры плазмы,

сняв сомнения западных ученых в достоверности этих выдающихся для своего времени результатов.

В исследованиях токамака наступил новый этап: он стал доминирующей установкой термоядерных программ ведущих стран. К 2000 г. в мире было построено более ста токамаков разного масштаба. В 1975 г. в Институте атомной энергии им. И.В.Курчатова начал работать крупнейший токамак Т-10.

Расширение фронта исследований привело к открытию новых физических явлений и способов управления формой и положением плазменного шнура, были найдены разнообразные режимы разрядов, предложены новые технические усовершенствования. Были введены методы дополнительного нагрева высокочастотными полями на электронном, ионном и нижнегибридном циклотронных резонансах, а также путем инжекции пучков нейтральных атомов. Оказалось, что дополнительный нагрев может сопровождаться генерацией токов увлечения, что в перспективе делает токамак стационарной ловушкой. В ИАЭ был построен токамак Т-7 со сверхпроводящей магнитной системой, немецкие физики использовали дивертор, предназначенный для удаления продуктов реакции и примесей, и впервые обнаружили режим улучшенного удержания (Н-мода) в результате формирования транспортного барьера на краю плазменного шнура. Б.Б. Кадомцев, выполнивший анализ коэффициентов переносов, пришел к заключению о возможности создания на базе токамака термоядерного реактора.

1978 г. США, страны ЕЭС и Япония поддержали инициативу СССР и приступили к проектированию токамака-реактора ИНТОР, которое было завершено в середине 1982 г. В 1986 г. М.С.Горбачев, Ф.Миттеран и Р.Рейган договорились приступить к проектированию Международного термоядерного экспериментального реактора (ИТЭР). Примечательно, что перевод этого слова с латыни означает "путь". Участниками проекта были страны Европейского сообщества, Япония, Россия и США, создавшие дирекцию проекта и команду, в которую вошли ученые, инженеры и конструкторы из стран-участниц. Работа шла в трех международных центрах, расположенных в Сан-Диего (США), Гархинге (ФРГ) и Наке (Япония). Деятельность центральной команды контролировалась Советом ИТЭРа (председатель академик Е.П.Велихов). В странах-участницах созданы объединения научно-инженерных организаций, руководимых национальными дирекциями. Российскую дирекцию возглавляет О.Г.Филатов (НИИ электрофизической аппаратуры). К работе привлечены двести российских организаций. Зачтенный вклад нашей страны в проект составил 17%, что ставит Россию в равные условия с партнерами.

В 1997 г., после завершения технического проекта реактора ИТЭР с термоядерной мощностью 1.5 ГВт, стороны решили изменить проект, чтобы сократить его стоимость с 8 до 4 млрд. долл. В 1999 г. США вышли из проекта по причинам внутреннего характера (в основном из-за падения цен на нефть, что сделало нерентабельными такие дорогостоящие проекты, как ИТЭР). 19.02.2003 США вернулись в проект ИТЭР. Приняты в проект также Китай, Канада и Казахстан. В июле 2001 г. проект был завершён. Условием начала переговоров о сооружении ИТЭРа должно было стать предложение одной из стран-участниц площадки для размещения реактора. Такое событие произошло в июне 2001 г., когда правительство Канады предложило площадку вблизи Торонто. Свои

площадки предложили Япония - в Рокашо и Европейский союз - в Кадараше (Франция) и в Ванделосе (Испания). Ожидалось, что переговоры о сооружении ИТЭРа завершатся в середине 2003 г., но и в 2004 г. место строительства не было выбрано.

Создатели реактора ИТЭР преследуют следующие цели:

- достичь выделения 500 МВт термоядерной мощности при 50 МВт электрической мощности, затрачиваемой на поддержание плазмы (коэффициент усиления 10) в режиме индукционного возбуждения тока в течение 400 с;
- предпринять усилия по осуществлению режима с неиндукционным поддержанием тока в течение 3000 с при коэффициенте усиления 5;
- продемонстрировать существенные для реактора технологии;
- начать испытания материалов будущих энергетических реакторов.

Успех ИТЭРа позволит исследовать физику термоядерного горения плазмы, при котором ее нагрев продуктами реакции (α -частицами) является доминирующим. Не исключается также термоядерное горение, при котором температура плазмы (100 млн. К) будет поддерживаться только за счет термоядерной реакции.

ИТЭР - это последняя ступень перед строительством демонстрационной термоядерной станции ДЕМО. В то же время ИТЭР является исследовательской установкой, оснащенной избыточными для будущего реактора возможностями управления, нагрева, радиального распределения тока и т.д. Значительную часть его стоимости составляет исследовательский диагностический комплекс.

Стремление к стационарному режиму реактора требовало поиска возможностей постоянного поддержания тока. Другими словами, в реакторетокмаке следовало отказаться от индукционного (трансформаторного) возбуждения тока. Результатом многочисленных теоретических и экспериментальных исследований стало решение, основанное на дополнительном нагреве, приводящем к увлечению тока, что впервые было продемонстрировано с использованием гиротронов на токамаке Т-10. Последний рекорд - постоянный режим в течение 4.5 минут - реализован на крупном французском токамаке Тор-Супра в 2002 г. Длительность процесса была ограничена только работой источников питания. Электронно-циклотронное поглощение излучения гиротронов, сопровождаемое генерацией тока в локальных областях, - мощный инструмент подавления такой опасной неустойчивости, как неоклассический тиринг моды, ограничивающий время удержания в токамаке. Другим способом решения проблемы этой неустойчивости может быть подбор профилей параметров, при котором она не возникает.

В физической базе ИТЭРа, основанной на опыте десятков токамаков ведущих лабораторий мира, собраны результаты по удержанию плазмы, переходу в режимы улучшенного удержания, поведению плазмы в поверхностном слое, увлечению тока, нагреву электронов и ионов и т.д. Были разработаны коды для расчета многих процессов. Сегодня есть уверенность в том, что цели, сформулированные в проекте ИТЭР, будут достигнуты.

В настоящее время в России рамках программы магнитного УТС ведутся работы, ориентированные на ИТЭР, а также на другие направления, называемые теперь альтернативными. Основная часть средств выделяется на обеспечение

участия в ИТЭР, что ставит другие работы в тяжелое положение. Из-за недостатка средств остановлены крупнейшие токамаки мирового уровня: сверхпроводящий токамак T-15 и токамак с сильным полем ТСП. Сейчас разрабатывается проект модернизации установки T-15. Планируется отказаться от сверхпроводящей, дорогой в эксплуатации магнитной системы, ввести вытянутое сечение плазмы, дивертор, средства управления плазменным шнуром. Установка T-15M моделирует ИТЭР в масштабе 0.25.

В 1999 г. в Физико-техническом институте им. А.Ф.Иоффе РАН осуществлен пуск **сферического токамака** «Глобус-М». Этот токамак с геометрией плазмы, близкой к сферической, значительно расширяет возможности физических исследований. В нем обеспечивается устойчивость плазмы при малом поле и большом относительном давлении плазмы (0.25-0.3), что недостижимо в обычных токамаках. Он позволит провести первые в России исследования дивертора при тепловых нагрузках до 1 МВт/м³. Физика сферических токамаков очень интересна, однако перспектива их использования в качестве реактора вызывает много споров.

Основной конкурент токамака - стелларатор, представляет собой тороидальную ловушку, в которой плазма удерживается магнитными полями сложной конфигурации, подавляющими тороидальный дрейф. Отсутствие продольного тока устраняет ряд опасных магнитно-гидродинамических неустойчивостей, типичных для токамака. В этом состоит главное достоинство стелларатора. В свое время Принстонская лаборатория не смогла преодолеть технические и физические проблемы стелларатора и переключилась на токамаки. Последующие работы немецких физиков показали, что у стелларатора есть перспективы, хотя реактор на его принципе будет значительно больше токамака. Крупнейший стелларатор (LHD) построен в Японии, а сооружение еще большего (W7-X) будет завершено в 2011 г. в Германии.

Появившиеся в разные годы предложения по тороидальным ловушкам с левитирующими витками изучаются под руководством профессора А.И.Морозова в Московском институте радиотехники, электроники и автоматики. Новая комбинация открытых ловушек, использующих принципы псевдосимметрии, исследуется в Институте атомной энергии. В далекой перспективе это направление может представить интерес для синтеза D-³He.

Современные открытые магнитные системы исследуются под руководством академика Э.П.Круглякова в Институте ядерной физики им. Г.И.Будкера СО РАН на установках многопробочной ГОЛ-3, газодинамической ГДЛ и амбиполярной АМБАЛ-М, наиболее простых в инженерном отношении для реакторов, но сложных в отношении удержания. В последнее время достигнут прогресс в понимании физики удержания и нагрева плазмы. Так, на установке ГОЛ-3 благодаря подавлению продольной теплопроводности плазма с плотностью 10¹⁵ см⁻³ нагрета до температур электронов 20 млн. и ионов 10 млн. градусов. Относительное давление плазмы достигло 0.4 во всех ловушках без признаков магнитно-гидродинамической неустойчивости.

Усилия теоретиков, работающих в области магнитного удержания плазмы, нацелены на создание интегрированных теоретических моделей, самосогласованно описывающих многообразие физических процессов, которые происходят в

термоядерной плазме. В теории равновесия основное внимание уделяется учету возможного вращения плазмы в токамаке и трехмерных эффектов, связанных с расщеплением магнитных поверхностей и образованием магнитных островов. Достигнуты впечатляющие результаты по оптимизации трехмерных стеллараторных конфигураций, демонстрирующие возможность существенного снижения неоклассической диффузии. В теории устойчивости, наряду с исследованиями по неоклассическим тиринг модам, большое значение придается нелинейному развитию магнитно-гидродинамических и дрейфовых неустойчивостей и описанию самосогласованного турбулентного состояния плазмы.

Появление лазеров с большой мощностью и острой фокусировкой излучения открыло путь к нагреву термоядерной мишени. В 1964 г. академики Н.Г.Басов и О.Н.Крохин опубликовали идею прямого нагрева сферической мишени лазерным излучением. Следующее существенное предложение высказал Э.Теллер в 1973 г. Он полагал, что лазерное излучение, сконцентрированное на мишени, приводит к испарению ее внешнего слоя и сжатию под действием импульса отдачи оставшегося вещества. Высокие плотности вещества в конечном состоянии достигаются при профилированном импульсе излучения и безударном сжатии холодного вещества. Анализ предложения выявил сильное влияние неустойчивостей как на начальной стадии сжатия горючего, так и на заключительной. Если на первых порах теория предсказывала зажигание термоядерной мишени при энергии 10^3 - 10^4 Дж, то в последующие годы эта энергия превысила 1 МДж для мишеней с коэффициентом усиления больше 1.

Энергия зажигания термоядерной мишени сильно зависит от характера ее облучения. Рассматриваются две схемы: прямое и не прямое облучение. В первом случае излучение лазера (в дальнейшем источник энергии для облучения мишени назвали драйвером) однородно фокусируется на мишень, однако на практике этого трудно добиться. При не прямом облучении энергия драйвера выделяется на внутренних стенках полости, окружающей мишень, и нагревает их. Возникающее излучение обеспечивает равномерное воздействие на мишень.

Последующие эксперименты показали, что неустойчивости сжатия ограничивают критический параметр для поджига мишени - отношение начального радиуса к конечному - величиной 10 - 20. Но даже при таком коэффициенте сжатия неоднородность выделения энергии не должна превышать 1%. Поэтому при не прямом облучении мишени в полости - хольрауме - однородность достигается гораздо проще благодаря лучистой теплопроводности. Непрямое облучение требует в несколько раз большей энергии для поджига, что служит платой за однородность. Работоспособность принципа не прямого облучения впервые была подтверждена модельными экспериментами, проводившимися в 1976. Коническая мишень облучалась сфокусированными пучками релятивистских электронов.

Сегодня лазер - неоспоримый лидер в работах по инерционному удержанию. Это преимущество обусловлено возможностью фокусировки излучения на удаленную мишень. Серьезным техническим недостатком лазерного драйвера для реактора является низкая эффективность преобразования первичной электрической энергии в лазерное излучение ($\sim 10^{-3}$). Новые типы лазеров, изменение способов накачки активной среды вселяют надежду.

В мире строятся три крупные лазерные установки, способные по энергетике обеспечить термоядерную вспышку. В США и Франции - это установки с энергией выходного импульса < 2 МДж, в России - установка "Искра-6" с энергией 0.3 МДж. Время предполагаемого ввода в строй этих лазеров – 2010 г. Вполне возможно, что наряду с демонстрацией вспышки они позволят проверить идеи быстрого поджига термоядерного горения в предварительно сжатой мишени с помощью дополнительного лазера с малой энергией, но ультракоротким импульсом 10^{-15} с. Успех этой схемы может привести к существенному снижению требований к величине энергии основного импульса.

Идея использования интенсивных пучков тяжелых ионов для поджига термоядерной мишени представляет собой пример взаимного проникновения различных областей физики. Современные ускорители, создававшиеся для исследований по ядерной физике и физике высоких энергий, эффективно и надежно работают в частотном (до 10 Гц) режиме. В будущем энергосодержание пучков может быть доведено до нескольких мегаджоулей, а их высокое качество обещает хорошую фокусировку на мишени. Как и в лазерах, не исключен, но крайне маловероятен режим прямого облучения мишени. Более реалистично не прямое облучение мишени, при котором энергия пучка преобразуется в рентгеновское излучение в полости, содержащей мишень. Пока достигнутые параметры пучков далеки от необходимых. Уникальное качество тяжелых ионов с энергией 50-500 МэВ/нуклон - большой пробег в веществе. С одной стороны, это усложняет конструкцию драйвера для облучения сферических мишеней, с другой - открывает интересные возможности для опытов с цилиндрическими мишенями. В настоящее время работы по инерционному термоядерному синтезу на пучках тяжелых ионов и по физике высокой плотности энергии в веществе проводятся в Европейском Союзе, Японии, США и России.

Ряд актуальных задач, связанных как с физикой ускорителей, так и с физикой взаимодействия пучков тяжелых ионов с ионизованной материей, может быть решен на экспериментальной установке, в которой энергия тяжелоионного пучка выделяется в виде импульса мощностью 1 ТВт. Сейчас в Институте теоретической и экспериментальной физики ведется модернизация ускорительно-накопительного комплекса. Построенный в 1979-1990 гг., он включает тяжелоионный инжектор, синхротрон, кольцо УК, в которых можно обеспечить режим инжекции, ускорения и накопления тяжелых ионов в достаточном количестве. Система быстрого вывода пучка ионов и фокусирующая линия дают возможность осуществлять эксперименты при выходной мощности 1 ТВт и интенсивности облучения 120 ТВт/см².

К концу 1960-х годов в СССР окончательно сложилась школа мощной импульсной техники, поэтому идея использования импульсных генераторов мощностью $> 10^{14}$ Вт для поджига термоядерной мишени была подкреплена эффективной научно-технической базой. В отличие от лазеров и ускорителей тяжелых ионов импульсные генераторы характеризуются простой технологией и высоким уровнем энергии на выходе. В то же время не ясно, как можно решить проблему передачи энергии на мишень и как перейти от типичной длительности импульса 100 нс к требуемой 5 нс. Первоначально развивалась идея концентрации энергии импульса с помощью релятивистских электронных пучков, но преодолеть

трудности, связанные с фокусировкой излучения, сокращением длительности импульса и предпрогревом мишени тормозным излучением, не удалось. В дальнейшем в США основным направлением стала генерация и транспортировка на мишень пучка легких ионов, а в СССР - ускорение лайнеров или Z-пинчей для последующего преобразования их энергии в мягкое рентгеновское излучение. Перед каждым из подходов стояли трудноразрешимые проблемы. В случае легких ионов требовалось сократить длительность импульса и обеспечить необходимую для фокусировки высокую яркость пучка, а в лайнерном варианте - сократить длительность импульса излучения и добиться эффективного поглощения его энергии в поверхностном слое мишени.

В СССР исследования начались на многомодульной установке "Ангара-5-1", построенной в 1984 г. в филиале Института атомной энергии (теперь ТРИНИТИ) в Троицке. Реализована схема двухоболочечного лайнера, в которой ускоренная внешняя оболочка, соударяясь с внутренней, передает ей энергию, а внутренняя ее переизлучает на мишень, расположенную на оси. Сжатие легких цилиндрических оболочек (лайнеров) происходит при протекании через них электрического тока силой в несколько миллионов ампер. При соответствующем выборе веществ для первой и второй оболочек первая играет роль экрана: она удерживает на некоторое время излучение во внутренней полости и обеспечивает в результате абляцию внешней оболочки мишени. В экспериментах 1989-1992 гг. была получена энергия импульса мягкого рентгеновского излучения 40 кДж за время 5 нс, что позволило не только проводить эксперименты по инерционному удержанию, но и исследовать теплофизические свойства веществ при экстремальных плотностях энергии.

Успех с лайнерами на установке "Ангара-5-1" был неожиданным для американских ученых, чья программа легких ионов находилась под угрозой закрытия из-за отсутствия прогресса на протяжении 15 лет. Сотрудники национальных лабораторий США Ливермор, Лос-Аламос и Сандиа решили проверить результаты, участвуя в совместном эксперименте на "Ангаре-5-1" в 1993 г. Итоги эксперимента убедили их в перспективности подхода. Программу США по легким ионам закрыли и начали исследования лайнеров - Z-пинчей.

Обладая более мощной установкой с током 20 МА, специалисты Сандиа достигли рекордного уровня энергии излучения 2 МДж при длительности импульса излучения 5-6 нс. Важно, что результаты на установках разного масштаба соответствовали скейлингу, согласно которому при токе 50 МА ожидаемый уровень энергии излучения >10 МДж, что обеспечит поджиг термоядерной мишени с коэффициентом усиления много большим 1. В США обсуждается вопрос о создании такой установки, в России рассматривается возможность использования существующего в ТРИНИТИ уникального индуктивного накопителя с энергозапасом 900 МДж для создания генератора "Байкал" с длительностью импульса 100-200 нс и током 50 МА.

По-видимому, лабораторная демонстрация поджига мишени с коэффициентом усиления больше 1 в принципе может быть осуществлена любым из трех вышеописанных драйверов. Получение результата можно ожидать в течение 10 лет. Гораздо сложнее разработка термоядерной электрической станции с инерционным удержанием. При энергии драйвера для поджига 5 МДж, коэффициенте усиления поджига термоядерной мишени 100 для достижения

тепловой мощности 2 ГВт в вакуумной камере нужно повторять два раза в секунду взрывы, эквивалентные 100 кг взрывчатки.

Инженерные проблемы таких схем очень сложны, поэтому при анализе термоядерной энергетики пока рассматриваются только реакторы с магнитным удержанием плазмы.

2. Реакторная технология

Термоядерный реактор – устройство для получения энергии за счет реакций синтеза легких атомных ядер, происходящих в плазме при очень высоких температурах (выше 10^8K). Основное требование, которому должен удовлетворять термоядерный реактор, заключается в том, чтобы энерговыделение в результате термоядерных реакций с избытком компенсировало затраты энергии от внешних источников на поддержание реакции.

Различают два типа термоядерных реакторов. К первому относятся реакторы, которым энергия от внешних источников необходима только для зажигания термоядерной реакции. Далее реакция поддерживается за счет энергии, выделяющейся в плазме при термоядерной реакции, например, в дейтерий – тритиевой смеси на поддержание высокой температуры расходуется энергия α -частиц, образующихся в ходе реакции. В смеси дейтерия с ^3He энергия всех продуктов реакций, т.е. α -частиц и протонов, расходуется на поддержание необходимой температуры плазмы. В стационарном режиме работы термоядерного реактора энергия, которую несут заряженные продукты реакции, компенсирует энергетические потери из плазмы, обусловленные в основном теплопроводностью плазмы и излучением. Такие реакторы называются реакторами с зажиганием самоподдерживающейся термоядерной реакции. Примеры: токамак, стеллатор.

К другому типу термоядерных реакторов относятся реакторы, в которых для поддержания горения реакций недостаточно энергии, выделяющейся в плазме в виде заряженных продуктов реакций, а необходима энергия от внешних источников. Такие реакторы принято называть реакторами с поддержанием горения термоядерных реакций. Это происходит в тех термоядерных реакторах, где велики энергетические потери, например, открытая магнитная ловушка, токамак, работающий в режиме по плотности и температуре плазмы ниже кривой зажигания термоядерной реакции.

Эти два типа реакторов включают все возможные типы термоядерных реакторов, которые могут быть построены на основе систем с магнитным удержанием плазмы (токамак, стеллатор, открытая магнитная ловушка и др.) или систем с инерциальным удержанием плазмы.

Таким образом, установки для УТС бывают двух типов: квазистационарные системы ($\tau \geq 1\text{ с}$, $n \geq 10^{14}\text{ см}^{-3}$) и импульсные системы ($\tau \approx 10^{-8}\text{ с}$, $n \geq 10^{22}\text{ см}^{-3}$). В первых (токамак, стеллараторы, зеркальные ловушки и т.п.) удержание и термоизоляция плазмы осуществляются в магнитных полях различной конфигурации. В импульсных системах плазма создается при облучении твердой мишени (крупинки смеси дейтерия и трития) сфокусированным излучением мощного лазера или электронными или ионными пучками: при попадании в фокус пучка малых твердотельных мишеней происходит последовательная серия термоядерных микровзрывов. Такой реактор работает только в режиме коротких импульсов, в отличие от реактора с магнитным удержанием плазмы, который может работать в квазистационарном и даже стационарном режимах.

Термоядерный реактор характеризуется коэффициентом усиления мощности (добротностью) Q , равным отношению тепловой мощности реактора к мощности затрат на ее производство. Тепловая мощность реактора складывается из мощности, выделяемой при термоядерной реакции в плазме, мощности, которая вводится в плазму для поддержания температуры горения термояда или поддержания стационарного тока в плазме в случае токамака, и мощности, выделяющейся в blankets и в радиационной защите – специальной оболочке, окружающей плазму, в которой утилизируется энергия термоядерных нейтронов и которая служит защитой сверхпроводящих магнитных катушек от нейтронного т радиоактивного излучений.

В настоящее время самые высокие параметры плазмы получены на крупных установках «Токамак-15» (Россия), TFTR (США), JET, MAST (Европа, Англия), JT-60 (Япония), которые являются чисто исследовательскими и не используют дейтерий-третиевую смесь (по причине радиоактивности трития). Их цель – проверка теории, описывающей поведение высокотемпературной плазмы, на основе которой делаются расчеты более крупных промышленных установок. Можно считать, что плазма сейчас ведет себя вполне предсказуемым образом и исследования уже достигли границы энергетически выгодного UTC ($Q = 1$). В некоторых случаях эта граница по отдельным параметрам даже пройдена: получена температура 400 млн град., в 4 раза больше минимально необходимой (JT-60), энергетический выход $Q = 1,25$ (JT-60U), мощность реактора в течение 1 с составляла 10 МВт (TFTR) и 16 МВт (JET).

2.1 Реакторы с магнитным удержанием плазмы

Разработка термоядерных реакторов с магнитным удержанием более продвинута, чем систем с инерционным удержанием.

Подобный реактор обычно имеет следующие узлы. Вакуумную камеру в виде полого тороида или сферы. Стенки камеры обычно выполнены из стали или другого конструкционного материала, способного обеспечить в камере поддержание высокого вакуума, радиационно и термически стойкого. Поскольку стенка камеры подвергается мощной бомбардировке ионами и нейтральными частицами, облучению быстрыми нейтронами и гамма квантами, и, иногда сгустками плазмы, то для противостояния этим неблагоприятным факторам внутренняя стенка камеры покрывается специальными материалами (проблема 1-ой стенки, см. ниже). Центральный соленоид электрическое поле которого осуществляет пробой газа, регулирует нарастание тока и поддерживает его вместе со специальной системой дополнительного нагрева плазмы. **Blanket** (одеяло)– неотъемлемая часть термоядерного реактора на дейтерий-третиевом топливе, т.к. в blankets воспроизводится сгоревший в плазме тритий (проблема 2-ой стенки).

Blanket термоядерного реактора – одна из основных частей термоядерного реактора – специальная оболочка, окружающая плазму, в которой происходят термоядерные реакции, и которая служит для утилизации энергии термоядерных нейтронов.

Blanket со всех сторон охватывает кольцо плазмы, и родившиеся при синтезе основные носители энергии - 14-МэВ- ные нейтроны - отдают ее blankets, сильно нагревая его. В blankets находятся теплообменники, по которым пропускают воду. Полученный пар вращает паровую турбину, а она - ротор генератора (если реактор функционирует в составе термоядерной электростанции).

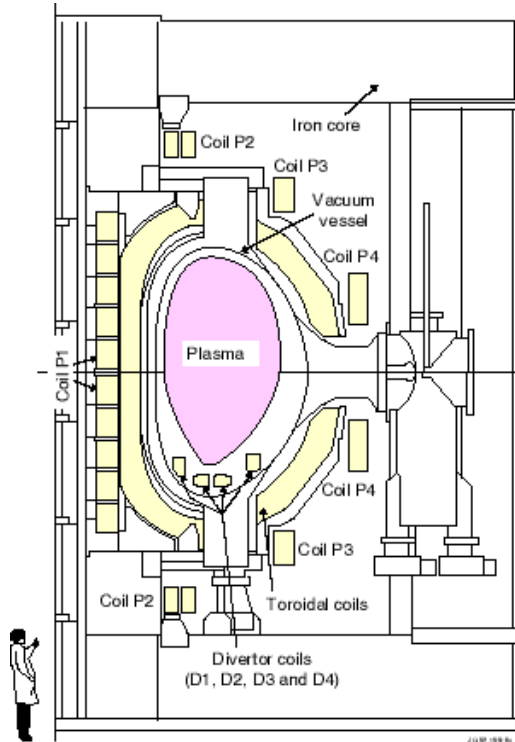
Термоядерный реактор на DT-топливе в зависимости от материала blankets может быть «чистым» или гибридным. Blanket «чистого» термоядерного реактора содержит Li, в нем под действием термоядерных нейтронов получается тритий: ${}^6\text{Li} + n \rightarrow \text{T} + 4,8 \text{ МэВ}$ и происходит усиление термоядерной реакции с 17,6 МэВ до 22,4 МэВ. В blankets гибридного термоядерного реактора не только производится тритий, но и имеются зоны, в которые помещается отвалный ${}^{238}\text{U}$ для получения ${}^{239}\text{Pu}$. Одновременно в blankets выделяется энергия равная 140 МэВ на один термоядерный нейтрон. Таким образом, в гибридном термоядерном реакторе можно получать примерно в шесть раз больше энергии на один исходный акт синтеза, чем в чистом термоядерном реакторе, но наличие делящихся радиоактивных веществ создает радиационную установку, близкую той, которая существует в ядерных реакторах деления. В термоядерном реакторе с топливом на смеси D с ${}^3\text{He}$ blanket отсутствует, т.к. нет необходимости воспроизводить тритий: $\text{D} + {}^3\text{He} \rightarrow {}^4\text{He} (3,6 \text{ МэВ}) + \text{p} (14,7 \text{ МэВ})$, и вся энергия выделяется в виде заряженных продуктов реакции.

Радиационная защита (литий-берриллиевый blanket) предназначена для поглощения энергии нейтронов и радиоактивного излучения и уменьшения потоков тепла и излучений на сверхпроводящую магнитную систему до приемлемого для стационарной работы уровня. Катушки тороидального магнитного поля служат для создания тороидального магнитного поля и изготавливаются сверхпроводящими с использованием сверхпроводника Nb_3Sn и медной матрицы, работающих при температуре жидкого гелия (4,2K). Катушки полоидального поля являются также сверхпроводящими и вместе с магнитным полем тока плазмы создают равновесную конфигурацию полоидального магнитного поля (сечение плазмы переводится с круговой в D-образную форму) с одно или двухнулевым полоидальным **дивертором**, служащим для отвода тепла из плазмы в виде потока заряженных частиц и для откачки нейтрализованных на диверторных пластинах продуктов реакции: гелия и протия.

Управление примесями в термоядерном реакторе осуществляется специальным устройством, называемым дивертором. Для целей УТС требуется очень чистая плазма на основе изотопов водорода. Чтобы ограничить примесь других ионов в плазме используется сложная диверторная конфигурация, создаваемая катушками полоидального магнитного поля. Эти катушки необходимы даже для плазмы круглого сечения: с их помощью создается вертикальная компонента магнитного поля, которая при взаимодействии с основным током плазмы не позволяет плазменному витку выбраться на стенку по направлению большого радиуса. В диверторной конфигурации витки полоидального поля расположены так, чтобы сечение плазмы было вытянуто в вертикальном направлении. При этом замкнутые магнитные поверхности сохраняются только внутри сепаратрисы, снаружи ее силовые линии уходят внутрь диверторных камер, где происходит нейтрализация потоков плазмы, вытекающих из основного объема. В диверторных камерах удается смягчить нагрузку от плазмы на диверторные пластины за счет дополнительного охлаждения плазмы при атомарных взаимодействиях.

В термоядерном реакторе с D- ${}^3\text{He}$ топливом диверторные пластины могут служить одним из элементов системы прямого преобразования энергии

заряженных продуктов реакции в электроэнергию. Криостат служит для охлаждения сверхпроводящих катушек до температуры жидкого гелия или более высокой температуры при использовании более совершенных высокотемпературных сверхпроводников. Вакуумная камера и средства откачки предназначены для получения высокого вакуума в рабочей камере реактора, в которой создается плазма, и во всех вспомогательных объемах, включая криостат.



2.1.1 JET

Наиболее мощный современный ТОКАМАК JET (Joint European Torus - Объединенный Европейский Тор), был создан в городе Абингдон недалеко от Оксфорда (Англия), в Научном Центре Кулхэм (Culham Science Centre).

Рис.1 Поперечное сечение Токамака JET, демонстрирующее тороидальную, полоидальную и диверторную катушки.

Его функционирование и совершенствование финансирует международная организация EURATOM. Огромный, высотой в десять метров, ТОКАМАК JET вырабатывает плазму и сохраняет ей жизнь около одной секунды. Но и этот гигант — не термоядерный реактор, а всего лишь прибор для производства плазмы, позволяющий исследовать ее свойства.

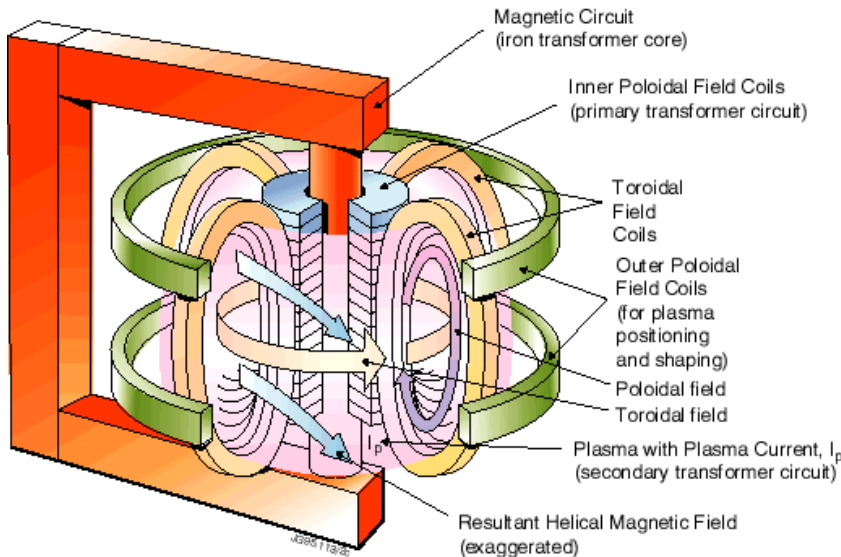


Схема Токамака JET представлена на **Рис.1**.

Рис.2 демонстрирует конфигурацию магнитного поля в Токамаке JET.

Рис.2 Конфигурация магнитного поля в токамаке JET

Вакуумная камера, в которой создается плазма, имеет вид полого круглого бублика, сечение которого имеет D-образную форму. Главный радиус плазмы 2.96 м, минимальный радиус плазмы 2.10 м (вертикальный) и 1.25 м (горизонтальный). Вес стальной оболочки

бублика 2800 тонн. JET работает в импульсном режиме: импульсы следуют с частотой один импульс за 20 мин, длительность прямоугольного импульса – 20 сек. Мощность катушки возбуждения тороида – 380 МВат, напряженность магнитного поля на оси плазмы – 3,45 Т. Величина плазменного тока: 3,2 МА (для круглой плазмы), 4,8 А для D-образной плазмы. Количество газа, вводимого в камеру для импульса, - менее 0,1 грамма. Достижимая тепловая мощность 25МВат.

2.1.2 MAST

В конце 1999 г. в Англии начал работать Токамак MAST (Mega-Amp Spherical Tokamak - супермощный сферический токамак), разработанный в Научном Центре Кулхэм (Culham Science Centre). Этот реактор относится к новому типу термоядерных реакторов, так называемым низкоаспектным токамакам (аспект – отношение внешнего к внутреннему радиусов бублика). В нем отношение радиусов тора таково, что камера для плазмы имеет почти сферическую форму. Эксперимент финансируется Департаментом Торговли и Промышленности Великобритании и Евроатомом, как часть европейской программы изучения ядерного синтеза. Непосредственное руководство осуществляет Управление Атомной Энергии Великобритании (United Kingdom Atomic Energy Authority, УКАЕА). В создании этого сферического токамака принимали участие российские ученые. В 2001 г. на этой установке была достигнута температура, близкая к температуре Солнца.

2.1.3 ИТЭР

В настоящее время самым «продвинутым», доведенным до инженерного решения, является крупный проект ИТЭР (International Thermonuclear Experimental Reactor - Международный Термоядерный Экспериментальный Реактор), уже более 10 лет разрабатываемый «большой четверкой» (США, Европой, Россией и Японией) на базе токамака. Потребляя 50 МВт мощности он должен за счет реакции трития с дейтерием выдавать мощность 500 МВт. ИТЭР – это очередной шаг в развитии УТС и весьма сложное, дорогое предприятие. Даже в новом, «урезанном» варианте его стоимость составляет 4 млрд долларов!

Все физические задачи, связанные с поведением плазмы в магнитном поле (ее разогрев, подавление неустойчивостей, приводящих к охлаждению), – считаются решенными на предыдущих установках, но множество инженерно-технических вопросов (радиационная стойкость материалов, выбор оптимальных режимов, переход к непрерывному горению) еще ждут своего решения. Размеры установки, ее уникальное приборное оснащение так велики, а ожидаемые результаты настолько ответственны, что до сих пор не принято окончательного решения о создании ИТЭР. Не достигнуто согласия о сроках и месте строительства, о составе консорциума.

В основу международного реактора ИТЭР положена установка типа Токамак. Хотя теория и численное моделирование процессов предсказывают или объясняют ряд основных явлений, сегодня нет возможности полностью рассчитать токамак, поскольку, как отмечалось в Л.18, плазма токамака подвержена большому количеству неустойчивостей, турбулентна по своей природе. Поэтому ИТЭР проектировался в основном на базе экспериментальных данных и гарантий, что на нем будут достигнуты планируемые результаты нет.

Более того, проект по ходу дела постоянно модернизируется.

Современные физические исследования позволяют глубже понять явления переносов и устойчивости, что постепенно учитывается в проекте. Так, к моменту, когда началось проектирование ИТЭРа, в качестве основного рассматривался рабочий режим с ухудшенным в результате дополнительного нагрева удержанием плазмы. Хотя уже было известно, что в некоторых условиях можно иметь в 2-2.5 раза лучшее удержание, так называемый H-режим, явление это было плохо изучено и не могло тогда закладываться в проект. Через несколько лет H-режим стал рассматриваться как основной в реакторе. Недавно обнаружены внутренние тепловые барьеры, возникающие при определенном профиле плотности тока и приводящие к увеличению эффективности нагрева плазмы. Но пока эти режимы не включены в проект, поскольку процесс их формирования недостаточно изучен.

Основные параметры ИТЭРа таковы: мощность 500 МВт, отношение энергии ТЯ-синтеза к энергии дополнительного нагрева не менее 10, время горения плазмы 400 с (с переходом на непрерывный режим), большой и малый радиусы тора 6,2 м и 2 м соответственно, объем плазмы 840 м³, ток плазмы 15 МА. Топливо: смесь дейтерия с тритием (отметим, что эксперименты с такими большими количествами радионуклида трития до сих пор не проводились из соображений безопасности).

Ожидают, что на установке будут достигнуты значения параметры плазмы, превышающие критические значения.

Для наглядности, приведем разрез реактора ИТЭР на двух рисунках – Рис.3а и 3б.

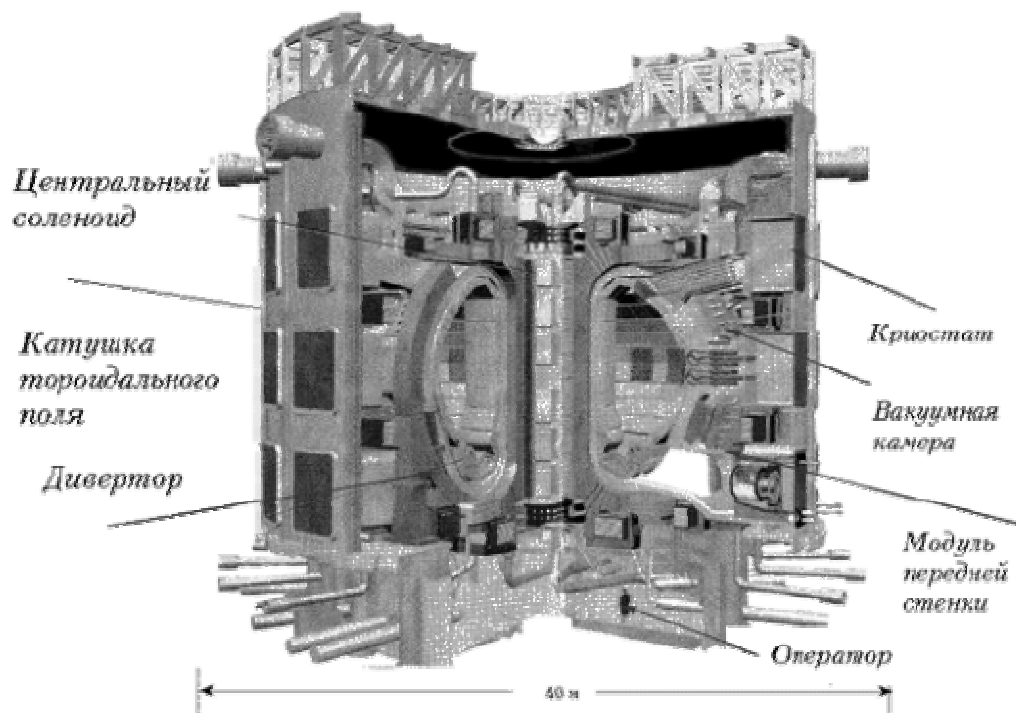
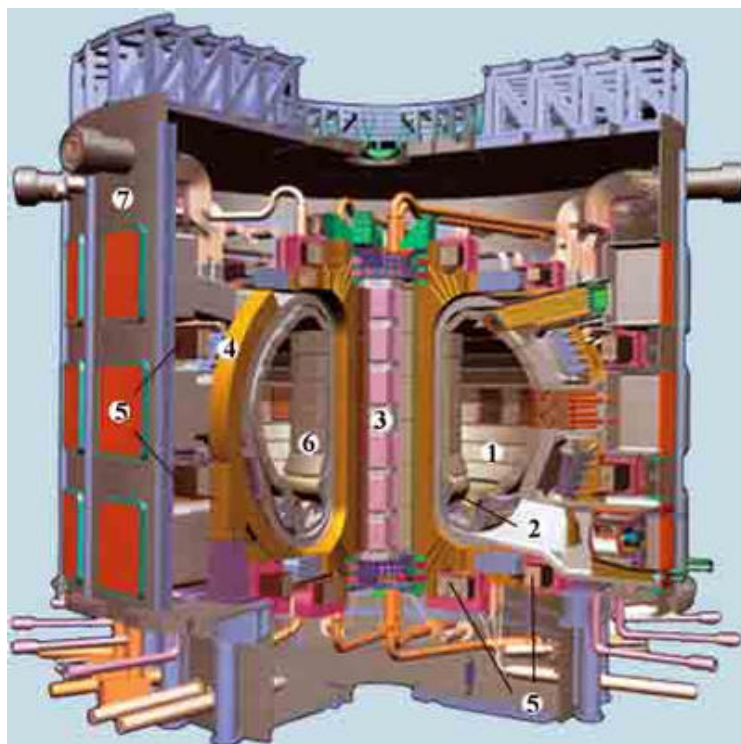


Рис. 3. Общий вид проектируемого реактора ITER-FeAT, в котором возможно будет получен энергетически выгодный термоядерный синтез

Так выглядит в разрезе термоядерный реактор ИТЭР. Его вакуумная камера 1 снабжена дивертором 2 - устройством, искажающим магнитное поле так, что оно



превращается в ловушку для «отходов производства», которые непрерывно откачиваются в процессе работы. Роль первичной обмотки играет центральный соленоид 3, катушки тороидального поля 4 охватывают камеру, а полоидального 5 - окружают ее. Камера со всех сторон покрыта бланкетом 6, играющим роль поглотителя нейтронов и теплоизолятора. Весь реактор помещен в кожух-криостат 7; сверхпроводящая магнитная система охлаждается жидким гелием до температуры 4,5К и окружена слоем жидкого азота с температурой около

70К.

В вакуумной камере ИТЭРа сверхпроводящая магнитная система создает тороидальное магнитное поле напряженностью 5.3 Т и полоидальное поле, управляющее положением плазмы в камере. Секционированный центральный соленоид возбуждает индукционное электрическое поле. В качестве сверхпроводников используются Nb_3Sn и $NbTi$. Плазма объемом 892 м^3 помещается в вакуумной камере (Рис.4 и 5), стенки которой защищаются бланкетом, воспринимающим поток тепла. Продукты реакции, а также примеси удаляются в дивертор, где существует система дополнительной вакуумной откачки. Если потоки тепла на стенку камеры в ИТЭРе должны составлять 0.5 МВт/м^2 то на диверторе из-за импульсного характера выбросов плазмы они могут достигать 10 МВт/м^2 . Увеличить частоту выбросов, чтобы уменьшить импульсные нагрузки на дивертор, - одна из задач физиков. Для нагрева плазмы и поддержания тока используются пучки нейтральных атомов и микроволновое излучение. Полная проектная мощность этих систем 70 МВт. Основными источниками мощности служат гиротроны - приборы для генерации СВЧ-волн с частотой 170 ГГц. Гиротроны в настоящее время обладают мощностью около 1 МВт при коэффициенте полезного действия 50%.

Размеры установки довольно большие: высота вакуумной камеры - 15 метров (пятиэтажный дом), а внешний диаметр - более 12 метров. Само же здание кубической формы, со стороной более 70 метров, где разместится реактор со всеми вспомогательными системами, поднимется над землей на двадцать жилых этажей.



Рис.5 Вакуумная камера в Атоме водорода вводятся в предварительно приобретаемая энергию 1 МэВ в системе линейного ионизатора, ускорителя и нейтрализатора.

ITER-FEAT – крупная экспериментальная установка, возможно, последняя перед созданием демонстрационного промышленного ТЯ-реактора. Главное направление ее исследований:

- оптимизация работы всех действующих агрегатов реактора;
- повышение мощности в 50 раз и достижение уровня крупных современных ТЭС;
- увеличение времени жизни горячей плазмы до минут с последующим переходом на непрерывное (часы, дни) горение (достижение «границы горения»);
- решение вопроса регенерации трития (работа дивертора);– решение ряда важнейших технических задач по надежности и эффективности эксплуатации промышленного реактора.

2.1.4 Низкоаспектные (сферические) токамаки

Интерес к токамакам с малым отношением максимального и минимального радиусов тороида, как замкнутым системам с максимально достижимой тороидальностью, возник после статьи И.Д.Шафранова и Л.А.Арцимовича, в которой было указано на преимущества удлиненных конфигурационных систем. Удлинение увеличивается естественно с уменьшением величины отношения радиусов без специальной равновесной магнитной спирали. Однако практическая разработка низкоаспектных токамаков началась, после того, как M.Peng и D.Strickler теоретически сформулировали основные преимущества такого параметра, как естественное вертикальное удлинение плазменного шнура ($K \sim 2$), указали на большое значение такого важного для магнитного удержания параметра, как бета тороидальности, на лучшее удержание, и т.д. Недавно, эти прогнозы были экспериментально качественно подтверждены на некоторых малых сферических токамаках (например, CDX-U, HIT, TS-3, MEDUSA, ROTAMAК-ST) и на Кульхэмском лабораторном START. Этот успех стимулировал новую фазу теоретических и экспериментальных изучений. В результате было создано новое поколение установок, таких как GLOBUS-M (Россия), PEGASUS и NSTX (США),

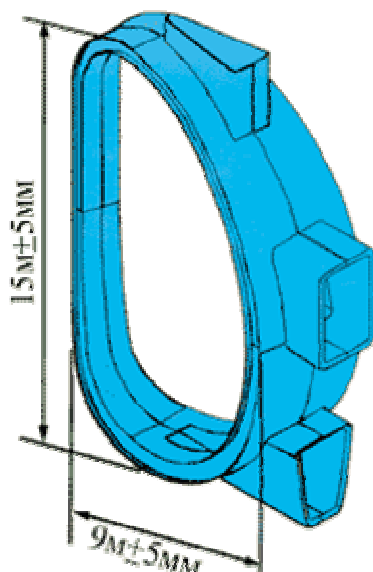
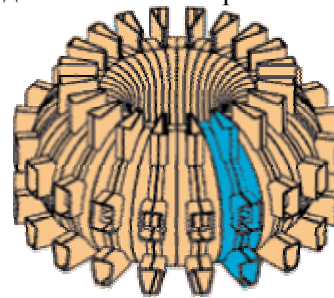


Рис. 4 Секция вакуумной камеры. Размеры этой гигантской детали должны быть выдержаны с точностью до пяти миллиметров.



собранный виде. камеру токамака,

MAST (Англия), ETE (Бразилия), TST (Япония), многие из которых показали рекордные результаты.

В настоящее время полагают, что токамак с низким аспектным отношением (сферический токамак) представляет собой перспективный тип установок для получения термоядерного горения в компактной и простой системе, более дешевой, чем традиционные токамаки. Сферический токамак сочетает в себе преимущества сферомаков (компактность) и токамаков (улучшенное удержание плазмы). Эксперименты и теоретические исследования показали, что сферический токамак имеет ряд преимуществ по сравнению с традиционными токамаками: плазма в сферическом токамаке не подвержена срывам, имеет хорошую вертикальную устойчивость и обладает потенциалом для естественной диверторной конфигурации. Вычисления показывают возможность функционирования даже в отсутствие проводящей стенки для дополнительной устойчивости, большая часть тока может создаваться плазменным давлением, что ведет к возможности стационарных режимов работы без использования криогенных сверхпроводников. Для данного фактора устойчивости, благодаря низкому аспектному отношению и естественному высокому удлинению вакуумное тороидальное поле может быть на порядок меньше чем в традиционных токамаках с тем же плазменным током. Впечатляющие экспериментальные результаты и предварительное рассмотрение работы промышленного реактора указывают на то, что данный подход открывает сравнительно низкокзатратный путь к термоядерной энергии.

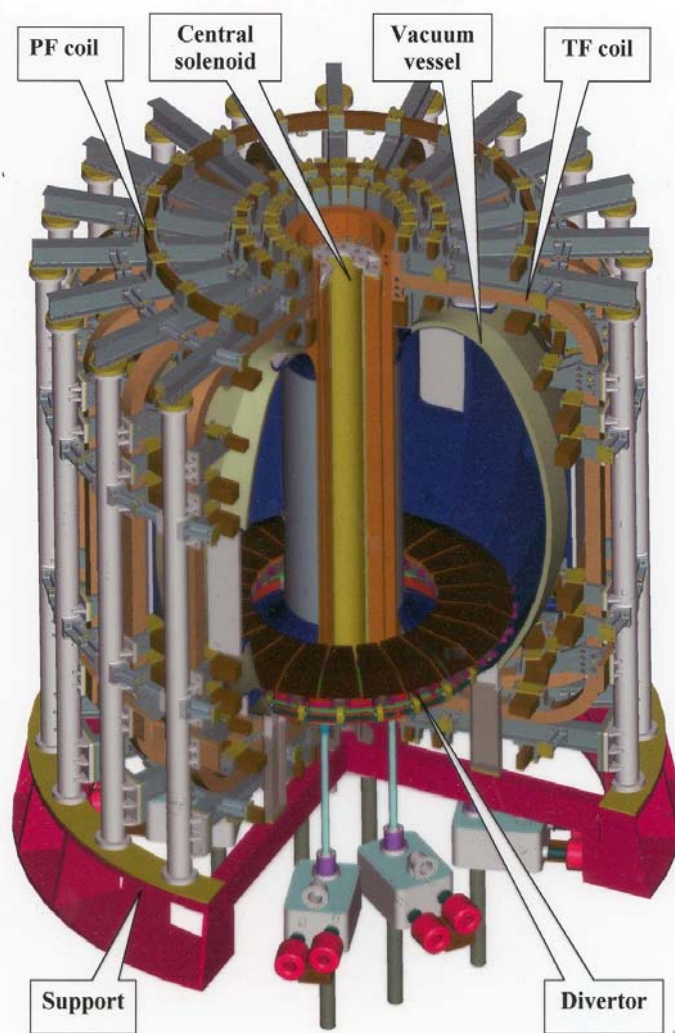
Справедливости ради следует указать, что у сферических токамаков есть и противники. соображение касается величины магнитных полей в токамаках. Их Известно, что удельная мощность токамака пропорциональна четвертой степени индукции поля. В сферомаке величина магнитного поля мала, что снижает его перспективность. Если требуется большое поле, нужно будет использовать сверхпроводники, что удорожит сферомаки. Не ясно, что произойдет с преимуществами сферических токамаков при их масштабировании.

2.1.5 Материаловедческий токамак, КТМ

При создании установок для УТС проблема подбора материалов (как для первой, так и второй стенок) является определяющей. Именно отсутствие материалов для вакуумной камеры до сих пор не позволяет достигнуть критериальных параметров плазмы. Поэтому при разработке конструкции ИТЭРа было принято решение о строительстве специального материаловедческого токамака. Этот термоядерный реактор КТМ строится в Казахстане в г.Курчатов (ранее Семипалатинский полигон для испытания ядерного оружия).

Казахстанский Токамак КТМ является экспериментальной термоядерной установкой для отработки задач материаловедения на предмет радиационной стойкости. Предполагается, что на КТМ будут проводиться такие работы, как экспериментальные изучения материалов первой стенки и дивертора в ITER-подобных режимах нагрузки; тестирование внутри реакторных компонентов и элементов дивертора; изучение различных способов сокращения тепловых нагрузок на пластины дивертора. В задачи, решаемые на КТМ, входит разработка новых кандидатных материалов для пластин и других элементов дивертора; исследование процессов эрозии, распыления и сводообразующих процессов

пластин дивертора; анализ динамики распределения поверхностных и объемных температур пластины дивертора защита первой стенки и внутрисосудных элементов;



3D-view of the KTM tokamak

разработка методов сокращения локальных тепловых нагрузок на пластинах дивертора. Для выбора материалов первой стенки будут исследоваться материалы с различным $Z_{эфф}$ (в плане их устойчивости в процессах рециклирования, распыления, эрозии, при термических и радиационных воздействиях), а также пористые материалы, используемые для сокращения тепловых нагрузок на стенки реактора.

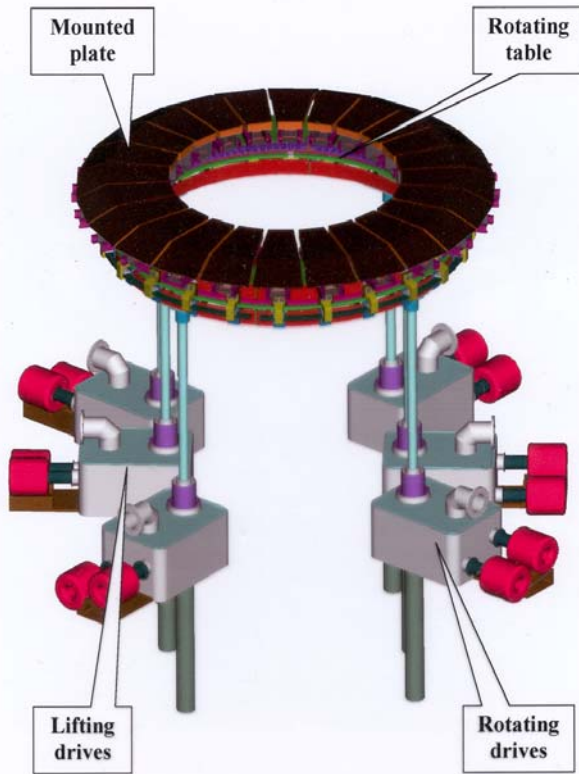
Рис.6 Схема токамака КТМ

По своей конструкции КТМ относится к новому типу реакторов – так называемых сферических токамаков (Рис.6). Установка КТМ представляет собой устройство, в котором заряженные частицы плазмы в магнитном поле двигаются по спирали вдоль магнитных силовых линий, замкнутых в кольцо – тор. Для нагрева газа (топливо - протий либо

дейтерий – изотопы водорода) используется безэлектродный разряд, а для удержания плазмы – собственное магнитное поле разряда. Токamak КТМ (габариты которого $4*4*3.5 \text{ м}^3$, площадь, занимаемая КТМ со вспомогательными системами $8*8 \text{ м}^2$) расположен в прямке (глубиной 1м) $10*10*1 \text{ м}^3$.

Дизайн магнитной конфигурации и методика работы обеспечат генерацию плазменный поток в диверторе $1-20 \text{ MW/m}^2$. Радиочастотная система обеспечит входную мощность не меньше 5 MW . Большинство этой мощности ($\sim 80 \%$) попадает на дивертор. Полоидальные и равновесные обмотки, ограничитель, пассивные обмотки, элементы первой стенки и радиочастотная антенна способны обеспечить желаемую форму плазмы, ее равновесие и стабильность при минимальном объеме вакуумной камеры и дивертора. Конструкция токамака позволяет изменять тепловые нагрузки на пластинах дивертора посредством

смещения всех пластин дивертора, смещения х-точки в горизонтальном направлении (± 5 см) и изменением угла между пластинами и главной осью. Это



предусматривает возможность быстрого удаления и установки пластин дивертора (или каких-либо других исследуемых материалов) без нарушения вакуума (Рис. 7). Деятельность импульса должна быть достаточна для достижения стационарного распределения температуры по пластинам дивертора.

Рис.7 Конструкция КТМ-токамака.

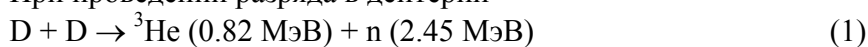
Табл. 1 Основные параметры КТМ-токамака

Divertor of the KTM tokamak

Большой радиус R	0.86 m
Малый радиус a	0.43 m
Аспект	2
Удлинение	1.7
Тороидальное магнитное поле B_T	1Т
Ток плазмы I_p	0.75 MA
Тепловая мощность P_a	6-7 MW
Длительность импульса t_p	2-4 s
Плотность плазмы n	$(3-5)10^{19} \text{ m}^{-3}$
Температура плазмы T_0	$(1.5-3) \text{ KeV}$
Power density on divertor plates P_g	2-20 MW/ m ²

В номинальном режиме тепловой поток на первую стенку реактора составляет 0.2 MW/m^2 ; максимальный выход быстрых (в термоядерной D+D реакции) нейтронов за импульс равен 10^{14} . Частота следования импульсов 1 имп./10 минут (6 имп./час, 30 импульсов за смену – за 6-ти часовой рабочий день). Ресурс установки КТМ ~20000 импульсов/10 лет.

При проведении разряда в дейтерии



в КТМ возможно образование в плазме масштаба 10^{14} быстрых (термоядерных нейтронов) за импульс (1-5 секунд) с энергией 2.45 МэВ. Во время замедления (в

конструкционных материалах токамака, во вспомогательных системах, окружающих токамак, в бетоне стен и др.) энергия нейтронов уменьшается. Тепловой поток на первую стенку составляет 0.1-0.2 МВт/м²; на приёмные пластины дивертора 1-10 МВт/м².

В) Равновероятность термоядерных реакций (1) и

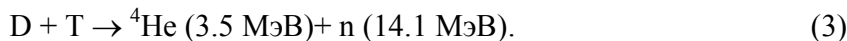


гарантирует появление в высокотемпературной плазме КТМ радиоактивного изотопа водорода – трития (бета-излучателя с периодом полураспада 12.3 года, постоянной распада $\lambda=1.76 \cdot 10^{-9} \text{ c}^{-1}$). Так как за импульс по реакции (1) образуется 10^{14} D-D –быстрых нейтронов, то по реакции (2) также за импульс рождается $N = 10^{14}$ ядер (атомов) трития.

Активность трития за один импульс и за 20000 импульсов составит соответственно:
 $A_1 = \lambda \cdot N = 1.76 \cdot 10^{-9} \cdot 10^{14} = 1.76 \cdot 10^5 \text{ Бк} = 4.76 \cdot 10^{-6} \text{ кюри/импульс}$,

$A_{20000} = 20\,000 \cdot 4.76 \cdot 10^{-6} = 0.0952 \text{ кюри} \approx 0.1 \text{ кюри} = 3.52 \cdot 10^9 \text{ Бк}$.

Особой радиологической опасности образующийся тритий не представляет. Опасность трития на КТМ в том, что он при взаимодействии с дейтерием (дейтонами) плазмы приводит к образованию термоядерных нейтронов с энергией 14.1 МэВ:



Эта реакция – экзотермическая и может протекать при сколь угодно малых энергиях дейтонов.

При разряде в протии (водороде) нейтронов в КТМ не образуется.

Средняя энергия гамма-спектра, обусловленного торможением ускоренных электронов (в рабочем режиме), находится в пределах $E_\gamma = 0.60\text{--}1.20 \text{ МэВ}$.

Рис. 8 иллюстрирует положение токамака КТМ в ряду других компактных (низкоаспектных, сферических) токамаках.

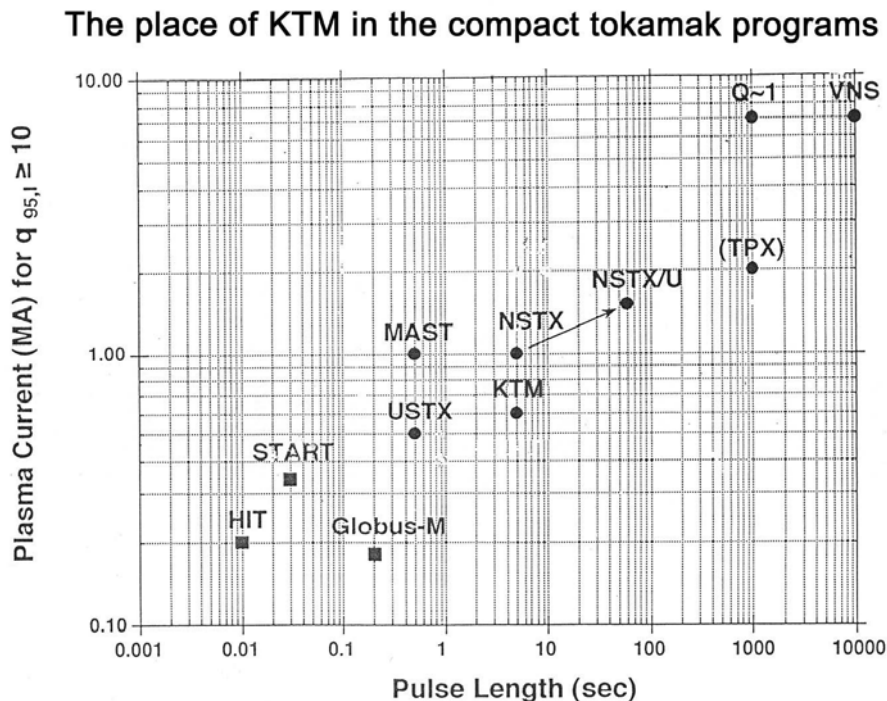


Рис.8 Место КТМ-токамака в ряду других компактных термоядерных реакторов.

2.2 Импульсные системы

Управляемый термоядерный синтез может быть достигнут не только на реакторах с магнитными ловушками, но и на установках инерционного удержания.

2.2.1 Инерциальное удержание

Необходимые критерии УТС можно получить, как показал А.Д.Сахаров в 1960 г., и без применения магнитных ловушек, позволяя нагретой D–T-плазме, в которой протекают реакции синтеза, свободно разлетаться во все стороны. Разлету плазмы препятствует инерция ее частиц, обладающих массой. Даже очень нагретая плазма, созданная быстрым внешним облучением, будет «инерциально» удерживаться в течение наносекунд (10^{-9} с). Столь короткое время, предоставленное для термоядерных реакций, должно быть скомпенсировано высокой плотностью плазмы, которая должна в 100 раз превосходить плотность твердого тела. Вместо очень разреженной, но долго удерживаемой магнитным полем плазмы предлагается противоположное ее состояние – очень плотная и короткоживущая. А результат тот же – превышение энергии, выделяемой в реакциях синтеза, над энергетическими затратами. «Инерциальный термояд» – это путь отдельных микровзрывов D–T-мишеней (шарика радиусом 1 мм), следующих с определенной частотой, наподобие вспышек бензина в цилиндрах ДВС. При этом методе осуществляется быстрое сжатие вещества до столь высоких плотностей, что термоядерная реакция успевает завершиться прежде, чем произойдет его испарение. Дело в том, что при мгновенном испарении поверхностных слоев мишени вылетающие частицы приобретают очень высокие скорости, и шарик оказывается под действием больших сжимающих сил. Они аналогичны движущим ракету реактивным силам, с той лишь разницей, что здесь эти силы направлены внутрь, к центру мишени. Этим методом можно создать давления порядка 10^{11} МПа и плотности, в 10000 раз превышающие плотность воды. При такой плотности почти вся термоядерная энергия высвободится в виде небольшого взрыва за время 10^{-12} с. Происходящие микровзрывы, каждый из которых эквивалентен 1–2 кг тротила, не вызовут повреждения реактора, а осуществление последовательности таких микровзрывов через короткие промежутки времени позволило бы реализовать практически непрерывное получение полезной энергии. Для инерциального удержания очень важно устройство топливной мишени. Мишень в виде концентрических сфер из тяжелого и легкого материалов позволит добиться максимально эффективного испарения частиц и, следовательно, наибольшего сжатия.

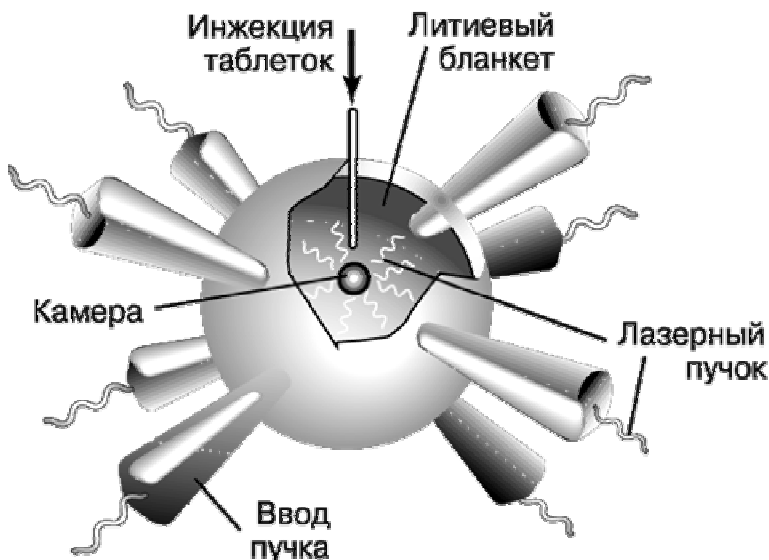
Таким образом, идея метода заключается в том, что дейтерий-тритиевая смесь в конденсированном (замороженном) состоянии сверхбыстро нагревается до температуры порядка 10^8 К. Длительность сохранения объема топлива определяется временем разлета плазмы, которое имеет порядок d/u , где d - линейный размер объема, u - средняя скорость частиц нагретой плазмы. Это время можно принять за время удержания плазмы, которое входит в критерий Лоусона. Тогда можно оценить размер d : $nd/u \sim L$, откуда $d \sim Lu/n$. Используя для дейтерий-тритиевой плазмы значения $L=10^{14}$ с/см³, $u=10^8$ см/с и $n=5 \cdot 10^{22}$ см³, получим значение $d=2$ мм, а время удержания $t=2 \cdot 10^{-9}$ с.

Сжатие и нагрев до термоядерных температур можно производить сверхмощными лазерными импульсами, со всех сторон равномерно и одновременно облучающими топливный шарик, потоком ускоренных до релятивистских скоростей электронов, бомбардировкой ускоренных до высоких энергий ионов (как легких, так и тяжелых), направленным взрывом химических веществ.

2.2.2 Лазерный термояд

Конкретный путь реализации лазерного термояда был указан Н.Г.Басовым и О.Н.Крохиным в 1964 – обжимать и нагревать D–T-мишени мощными лазерными пучками, самой природой предназначенными для быстрого ввода в малый объем огромной порции энергии. Это направление

получило название **лазерного термояда**. За прошедшие 40 лет лазерный метод проделал большой



путь. Были созданы многопучковые установки, которые позволяли синхронно сбрасывать импульсы лазерного излучения на сферические мишени, добываясь их равномерного сжатия и разогрева.

Рис.9 В лазерном реакторе UTC маленький шарик, содержащий дейтерий и тритий, облучается со всех сторон несколькими лазерными пучками одновременно. За счет бурного испарения частиц с его поверхности шарик сжимается, в результате чего температура и плотность внутри него повышаются до уровня, необходимого для термоядерной реакции.

пригодные для UTC, и многослойные мишени, сжимаемые равномерно без потери формы. Плотность в фокусе лазерного луча достигла 10^{18} Вт/см². Расчеты показывают, что при энергии лазерного излучения порядка мегаджоуля (10^6 Дж) и КПД лазера не менее 10% производимая термоядерная энергия должна превышать энергию, израсходованную на накачку лазера.

Водородный синтез происходит в миллиметровых размеров шариках, наполненных дейтерием или дейтерий-тритиевой смесью в твердом либо газообразном состоянии. Шарики один за другим падают в рабочее пространство установки, где по ним поочередно со всех сторон ударяют мощные лазерные лучи. Они на лету сильно нагревают и сжимают шарик-мишень, в котором, как в водородной бомбе, происходит термоядерный микровзрыв и выделяется значительная энергия

Термоядерные лазерные установки имеются в исследовательских лабораториях России, США, Западной Европы и Японии.

И все же лазерный вариант отстает от магнитного. Главный недостаток – слабое поглощение лазерного излучения горячей плазмой: чем выше ее температура, тем меньше она «замечает» лазерный луч, проходящий через нее. Велики потери на отражение от холодной короны, образованной вокруг мишени. Низок КПД мощных лазеров. «Лазерный термояд» еще не исчерпал своих потенциальных возможностей, он нуждается в новых подходах, чтобы стать более эффективным. И на этом пути нет надежды на быстрое решение проблемы UTC.

2.2.3 Пучковый термоядерный синтез

В настоящее время изучается возможность использования вместо лазерного луча, пучка тяжелых ионов или сочетания такого пучка со световым лучом. Благодаря современной технике такой способ инициирования реакции имеет преимущество перед лазерным, поскольку позволяет получить больше полезной энергии. На этом направлении возникло несколько методов **пучкового термояда** – электронного, протонного, ионного, в последнее время – пучков тяжелых ионов. Тут выбор достаточно большой – в дело пойдут потоки любых частиц, получаемые на ускорителях. Плюсы пучкового термояда – высокий КПД (особенно для электронных пучков), сильное взаимодействие с мишенью (для протонов и ионов), огромная концентрация энергии при сбросе на мишень тяжелых ионов, хорошо изученная методика разводки пучков. Недостатки – электростатическое отталкивание одноименно заряженных частиц, трудность фокусировки пучка на мишени, сложность одновременного сброса на мишень многих пучков. Пока пучковый термояд отстает от лазерного.

2.2.4 Рентгеновский термоядерный синтез

Один из вариантов пучкового термояда базируется на использовании пучка рентгеновского излучения. При сдвливании электрическим разрядом (**Z-пинч**) вольфрамовых проволок, окружающих дейтериевую мишень, проволоки испаряются, создавая мощный рентгеновский импульс, который сжимает и нагревает мишень. На установке Национальной лаборатории Сандиа (США) достигнута, по-видимому, рекордно высокая температура, свидетельство чему – большой выход нейтронов (10^{10} на один Z-пинч) из дейтериевой плазмы. Это достижение – важный успех. Здесь была реализована D-D реакция, вместо обычно исследуемой D-T – реакции. Использование рентгеновской установки вместо дорогого лазера ведет к удешевлению ТЯ-энергии, повысив ее конкурентную способность. Отказ от D-T и переход на D-D -топливо снимет сложную проблему наработки трития. А это не только экономическая выгода, но и важный экологический стимул. Первый успех установки Сандиа дал импульс для разработки конкурирующей с токамаком силовой станции «Z-pinch fusion power plant».

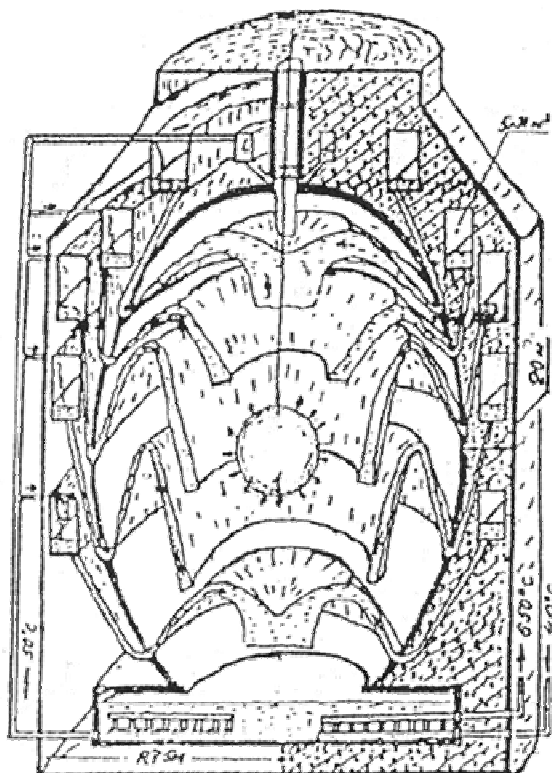
В принципе, современные методы уже сейчас позволяют создать очень высокие давления. Известно, что в статических условиях максимальное давление определяется прочностью алмаза: оно составляет 0.5 млн. атм., так что установки с алмазными наковальнями работают до давлений не более 5-6 млн. атм. Это давление можно поднять в установках инерционного удержания плазмы. Ожидается, что через 15-20 лет будет достигнуто давление в 5 млрд. атм в реакторах с повторяющимися взрывами. Но у взрывчатки есть предельный уровень мощности (порядка 1 ТВт), который достигается при химических реакциях. В установке инерционного удержания, которая создается в США, мощность составит 100 ТВт. Для справки: 10 ТВт - мощность всех электростанций, которые ныне существуют на Земле.

Таким образом, лазерные, электронные пучки, ионные пучки и установки с Z-пинчем дают уникальную возможность получать очень высокие давления и температуры. На установке «Ангара-5-1», сделанной в Троицке (ТРИНИТИ), удалось получить давление в десятки миллионов атмосфер. В ней используется излучение плазмы, которая ярче Солнца в 10^8 раз (Кстати, на Ангара-5-1 получен еще больший выход нейтронов, чем на Сандиа)

К сожалению, для реализации УТС этого мало.

2.2.5 Взрывная дейтериевая энергетика

С середины 90-х гг. в Российском федеральном ядерном центре ВНИИТФ (г. Снежинск, ранее Челябинск-70) разрабатывается метод получения ТЯ-энергии путем взрывов атомных зарядов, инициирующих D–D-реакцию. Уран или плутоний будут выполнять роль «запала». При этом предлагается производить в камере **КВС (котел вспышечного сгорания)** термоядерные взрывы большой мощности (а не микровзрывы, как в инерциальном термояде) с целью получения энергии. Достаточно создать камеру достаточной площади, заполнить ее частично теплоносителем, периодически взрывать в ней дейтериевые энергозаряды, а выделяющуюся энергию через теплообменники преобразовывать в электричество и тепло, как в обычных АЭС. Такой котел внутреннего сгорания (КВС) может работать в замкнутом энергетическом цикле. Имеющихся запасов ^{238}U хватит мировой энергетике на сотни лет, даже если все урановые



рудники будут закрыты. Энергетическая выгода заключается в том, что выделяемая в реакции энергия идет на производство электричества, а нейтроны регенерируют ^{239}Pu из ^{238}U , как это делается сейчас в реакторах на быстрых нейтронах (возможен ториевый цикл – получение из ядер ^{232}Th нового топлива, ядер ^{233}U). Используется только дейтериевое топливо – благодаря высокой температуре, получаемой при взрыве атомного запала. Предлагаемая мощность зарядов – 10 килотонн в тротиловом эквиваленте, что в 10^5 раз больше мощности микровзрывов лазерных мишеней!

Рис. 10. Схема реактора КВС (взрывная дейтериевая энергетика)

Такой взрыв может выдержать КВС очень большого размера – диаметр 120 м, высота 250 м, камера из железобетона со стенками толщиной 25 м, наполненная разреженным аргоном (**Рис. 10**). Для смягчения ударной волны за секунды до взрыва перед стенками создается защитный занавес из жидкого натрия, одновременно используемого как теплоноситель первого контура и как аккумулятор наработанного ядерного топлива. Установка размещается под землей в скальном грунте. По размерам и техническим параметрам КВС – это монстр, по сравнению с которым токамак выглядит жалким лилипутом. Схема предполагаемое КВС-электростанции приведена на **Рис.11**.

Дополнительное преимущество предлагаемого метода в том, что решается проблема оружейного плутония, запасы которого, согласно международным договорам по ядерному разоружению, некуда девать. Накопленного плутония хватит для обеспечения мировой энергетики на тысячу лет. Возможно, именно этот «задел» позволит «взрывной энергетике» быстро заменить традиционные электростанции.

Но пока реализация этого метода вряд ли возможна. Огромная мощность взрывов, грандиозность КВС, высокая радиоактивность продуктов, постоянная опасность ужасных катастроф. Кроме того, все атомные взрывы, даже подземные, запрещены. Даже звезды (за исключением вспыхивающих новых и сверхновых) выбирают стационарный, контролируемый ТЯ-синтез. В целом метод крайне «тревожный», на который не так просто решиться даже под угрозой энергетического голода.

Рис.11. Схема КВС-электростанции



2.2.6 Холодный термоядерный синтез

Особняком стоит метод УТС, в котором не нужны горячая плазма, микро- и макровзрывы, вообще какой-либо разогрев. Это направление, получившее название холодного термояда, или, более правильно, **мюонного катализа**, было предложено А.Д.Сахаровым и Я.Б.Зельдовичем в 1957 г. Суть его заключается в использовании нестабильной частицы – отрицательно заряженного мюона, масса которого в 200 раз больше массы электрона. Мюон по своим свойствам очень похож на электрон, в частности, он может замещать электрон в атоме, но радиус мюонной орбиты в 200 раз меньше, чем электронной. Атомы дейтерия и трития, в которых место электрона занял мюон, могут объединяться в молекулы, где ядра дейтерия и трития сближены в 200 раз, до расстояния около 10^{-11} см, что все еще намного больше радиуса ядерных сил (10^{-13} см). В горячей плазме при таком сближении ядерная реакция не пойдет, т.к. встреча ядер длится мгновение, после чего они разлетаются. Но в мезомолекуле дейтерий и тритий постоянно находятся на таком расстоянии и

могут, «почувствовав» друг друга, с заметной вероятностью осуществить «туннельный переход», вступив в D-T-реакцию. Образуются ядро гелия и нейтрон, выделится энергия синтеза, а мюон, ставший вновь свободным, может сесть на орбиту соседнего атома, заменив в нем электрон. Произойдет новое сближение ядер и новая реакция синтеза. Отрицательный мюон выступает здесь в роли активного посредника, сводящего вместе дейтерий и тритий. Он – ядерный катализатор. Оказывается, за время своей жизни (2 мкс) мюон успевает осуществить до ста D-T-реакций.

Преимущества метода очевидны: не нужны сверхвысокие температуры, нет надобности в капризной плазме, отпадают сильные магнитные поля и мощные пучки частиц. Но простота не дается даром – нужны интенсивные потоки мюонов, получаемые на ускорителях во взаимодействии энергичных протонов с ядрами, и, как в любом методе, необходимо условие положительного выхода энергии. Сейчас идет борьба за энергетическую «цену» одного мюона, и если она окажется меньше суммарного выхода реакций синтеза, мю-катализ будет включен в реестр конкурирующих путей УТС.

Есть и другие, еще более экзотические проекты. Предлагается, например, осуществлять термоядерную реакцию, сталкивая пучки ионов дейтерия в коллайдере.

2.3 Тупиковые пути ядерного синтеза

Не все подходы к методам реализации УТС оказались плодотворными. Не обошлось без дутых сенсаций и смелых надежд, оказавшихся несостоятельными.

Толчком к разрыванию исследований по холодному ядерному синтезу (ХЯС) послужило интервью М. Флешмана и С. Понса (США) 23 марта 1989 г. газете "Financial Times", в котором они заявили, что возможно создание энергетического источника промышленных масштабов на основе слияния ядер тяжелого водорода при комнатной температуре. Тогда, в 1989 году, появилась надежда на получение колоссального количества энергии в простом приборе для электролиза воды: электроды были изготовлены из палладия, используемая вода была "тяжелой". В ходе электролиза этой тяжелой воды с помощью электродов из палладия ядра дейтерия, якобы, сливались, образуя изотопы трития и гелия. Экспериментаторы, опять же якобы, однажды зафиксировали потоки нейтронов и добились выделения тепла, не предусмотренного законами электролиза. Ионы дейтерия скапливались в электроде, где из-за большого давления мог происходить «туннельный эффект», как при мю-катализе. Никакие теоретические оценки не подтверждали такой возможности. Всего за первые два года, прошедшие после опубликования статьи Флешмана и Понса было опубликовано более двух тысяч экспериментальных и теоретических работ, в США выдано 96 заявок на патенты.

Ажиотаж возник благодаря двум подтверждениям из Техасского университета "Эй энд Эм" и Института технологических исследований штата Джорджия. Однако когда электрохимики из Техаса провели контрольные измерения не только с тяжелой, но и обыкновенной водой, выяснилось: повышенное выделение тепла было вызвано электролизом последней, поскольку термометр служил в качестве второго катода! В Джорджии же нейтронные счетчики оказались настолько чувствительными, что реагировали на тепло поднесенной руки. Так был зарегистрирован «выброс нейтронов».

Включившиеся в исследования высококвалифицированные ученые из ведущих физических центров ряда стран мира пришли к однозначному выводу о беспочвенности надежд на возможность создания подобного источника энергии. Обошлась эта проверка, как признавал тот же "Nature" в конце 1989 года, в 50 миллионов долларов. Тем не менее, работы по ХЯС продолжаются и сегодня. По мнению академика А.Л. Бучаченко (Институт химической физики РАН), "холодный ядерный синтез – на 99% авантюра, но тут есть и интрига: организовать разветвленную цепную реакцию (холодный термояд) нельзя, однако наблюдаемое явление, природа которого пока неясна, может быть интересно с точки зрения физики твердого тела.

Отвергнув этот метод, исследователи получили положительный результат: оказалось, что при некоторых условиях ядерный синтез возможен без высокой температуры за счет скрытого

ускорения частиц в субатомных электрических полях. Получить на этой основе энергетически выгодный УТС невозможно.

Другая сенсация пока еще жива, но, похоже, и она скоро заглохнет. Речь идет о пузырьковом термояде, предложенном 10 лет назад академиком Р.Нигматулиным (Уфимский научный центр) и подтвержденном группой американских исследователей во главе с проф. Р.Лэхи. Это тоже вариант холодного синтеза, но с более серьезным обоснованием. В дейтерированном ацетоне создавались условия роста микропузырьков газа, а затем внешним акустическим воздействием проводилось их сжатие (кавитация), что резко повышало температуру (до нескольких миллионов градусов) и могло инициировать реакции D-D-синтеза. Регистрировались нейтроны и активность трития – индикаторы D-D- реакции. Несомненно, ядерный синтез происходил, но совершенно не очевидно, что будет получен энергетически выгодный термояд. Критические замечания, появившиеся в печати, показывают, что исследователи переоценили полученные результаты, а теоретические расчеты российского ученого слишком неопределенны, чтобы на их основе делать заключение о перспективности метода.

Под "холодным ядерным синтезом", который теперь предлагается заменить на термин "ядерные процессы, индуцированные кристаллической решеткой", понимаются аномальные с точки зрения вакуумных ядерных столкновений, стохастические низкотемпературные ядерные процессы (слияние ядер с выделением нейтронов), существующие в неравновесных твердых телах, которые стимулируются трансформацией упругой энергии в кристаллической решетке при фазовых переходах, механических воздействиях, сорбции или десорбции водорода (дейтерия). Другими словами, это аналог «горячей» термоядерной реакции (при которой происходит слияние ядер водорода и превращения их ядра гелия, с выделением колоссальной энергии), проходящий при комнатной температуре.

Холодный термоядерный синтез, точнее определять как химически индуцированные фотоядерные реакции. И хотя прямой холодный термоядерный синтез осуществить не удалось, тем не менее он подсказал новые стратегии. Чтобы запустить термоядерную реакцию нужно генерировать нейтроны. Идея проста: механостимулированные химические реакции приводят к возбуждению глубоколежащих электронных оболочек и рождают рентгеновское или гамма-излучение, которое захватывается ядрами (фотоядерная реакция). Далее возбужденные таким образом ядра распадаются, генерируя нейтроны (и, возможно, γ -кванты). Основная проблема в том, чтобы механическое воздействие возбуждало внутренние электроны оболочки, поскольку только в этом случае конверсия внешних электронов на внутренние вакансии будет генерировать жесткий рентген или γ -кванты. Ясно, что наиболее вероятно это осуществить в условиях ударной волны (при взрыве обычной взрывчатки)!

3. БЕЗОПАСНОСТЬ УСТАНОВОК УТС

Достоверная оценка безопасности термоядерного реактора получена пока только в рамках проекта ИТЭР. В этом реакторе практически вся радиоактивность сосредоточена в твердых отходах (конструкционных материалах, бридере (бланкете) топлива и бериллии, если он есть в реакторе). Единственным радиоактивным газом является тритий, величины предельно допустимых концентрации которого на несколько порядков ниже, чем для большинства остальных радиоактивных материалов реактора. В инженерном проекте ИТЭР приведен детальный анализ аварийных ситуаций с оценкой возможных выбросов радиоактивности. Максимально возможный аварийный выброс не превосходит примерно 50 г по тритию, 25 г по продуктам коррозии и 40-100 г по пыли, образующейся в плазменной камере. При аварии суммарные дозы облучения на границе площадки станции оказываются в 2-10 раз ниже допустимой для населения дозы, так что его эвакуации не потребуется.

Пассивная безопасность реактора заложена в физике: температура плазмы падает из-за радиационного охлаждения в случае попадания в нее материалов первой стенки, если эта стенка

плавится или испаряется. Низкая энергонапряженность и большая тепловая инерция обеспечивают пассивное охлаждение конструкций в случае аварийных ситуаций, связанных с потерей теплоносителя или ограничения его циркуляции. Максимальные температуры конструкционного материала не превысят 600-700°C, а общая структурная устойчивость конструкции и барьеры безопасности сохранятся.

Малый выброс радиоактивности из термоядерного реактора при любой аварии, размещение систем очистки и хранения трития в отдельных зданиях, а отработавших элементов реактора (в первую очередь blankets) - в изолированных зданиях систем выдержки, хранения и рефабрикации делают довольно бессмысленной попытку проведения террористических акций на площадке термоядерной электростанции с целью нанесения ущерба населению. Если пассивная безопасность обеспечена, а выбросы радиоактивных продуктов за пределы площадки термоядерной электростанции минимальны, то их можно строить в густонаселенных районах и окрестностях больших городов.

Отсутствие реакций деления ядерного топлива в термоядерном реакторе существенно изменяет характер радиоактивных отходов: нет трансурановых элементов, продуктов деления и радиоактивных газов, кроме трития. Тритий нарабатывается в замкнутом цикле станции, поэтому его транспортировка к станции, исключая начальную загрузку, не требуется. Анализ показал, что отсутствие радиоактивных газов и относительно низкая удельная радиоактивность отработавших срок элементов конструкций позволяют хранить отходы на территории станции, причем подавляющее большинство из них может размещаться на открытой площадке. Возможна ручная или дистанционная переработка до 60% материалов отслуживших срок конструкций, а еще 20-25% могут быть переработаны после 100 лет выдержки. Завод по переработке может находиться рядом с термоядерной электростанцией, что снимет проблему перевозки многотонных радиоактивных элементов реактора.

Несмотря на эти достоинства, экономику будущей термоядерной энергетической станции сегодня, когда еще не реализован УТС, оценить непросто. Очевидно, что на нынешнем этапе из-за сложности технологии и низкой энергонапряженности термоядерная электростанция будет проигрывать энергетике деления, энергетике угля, газа и нефти. Однако исчерпание невозобновляемых ресурсов, в том числе и урана для АЭС на тепловых нейтронах, рано или поздно вынудит обратиться к термоядерным электростанциям как экологичным и безопасным. Термоядерная энергетика в первую очередь могла бы развиваться там, где в силу разных причин нельзя строить АЭС.

Доступность топлива для термоядерной электростанции - важный фактор для большинства стран мира. Равнораспределенность топлива смягчит многие мировые конфликты, возникающие из-за крайне неоднородного распределения на земном шаре природных запасов нефти, газа и даже угля. Проведенный в Европе анализ свидетельствует, что если человечество решится возвратиться к выбросам CO₂ на уровне 50-х годов прошлого столетия, термоядерные электростанции могут занять значительную долю (около 20%) в мировом производстве электроэнергии.

Экологичность термоядерной энергетике основана, в частности, на отсутствии выбросов CO₂. Нарастающее поступление CO₂ в атмосферу от традиционной энергетике – важная проблема в связи с возможным потеплением климата. Только Китай, при выходе на европейский уровень энергопотребления на душу населения должен сжигать ежегодно 2-3 т/чел, угля, что при численности населения 1.5 млрд. человек увеличит количество сжигаемого на земном шаре угля на 100%. В мире нет технологий очистки отходящих газов от CO₂ - основного продукта горения. Проблема экологически приемлемой энергетике Китая и других развивающихся стран, по сути, является общемировой. В ее решении термоядерные электростанции могут сыграть важную роль.

4. ПЕРСПЕКТИВЫ ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Устройство термоядерной электростанции схематично показано на **Рис. 12**. В камере реактора находится дейтерий-тритиевая плазма, а окружает ее литиево-бериллиевый «бланкет», где происходит поглощение нейтронов и воспроизводится тритий. Вырабатываемое тепло отводится из blankets через теплообменник в обычную паровую турбину. Обмотки сверхпроводящего магнита защищены радиационными и тепловыми экранами и охлаждаются жидким гелием. Однако не решены еще многие проблемы, связанные с устойчивостью плазмы и очисткой ее от примесей, радиационным повреждением внутренней стенки камеры, подводом топлива, отводом теплоты и продуктов реакции, управлением тепловой мощностью.

Следующее поколение токамаков должно решить технические проблемы, связанные с промышленными реакторами УТС. Очевидно, что перед их создателями возникнут немалые трудности, но, несомненно, и то, что по мере осознания людьми проблем, касающихся окружающей среды, источников сырья и энергии, производство электроэнергии новыми рассмотренными выше способами займет подобающее ему место.

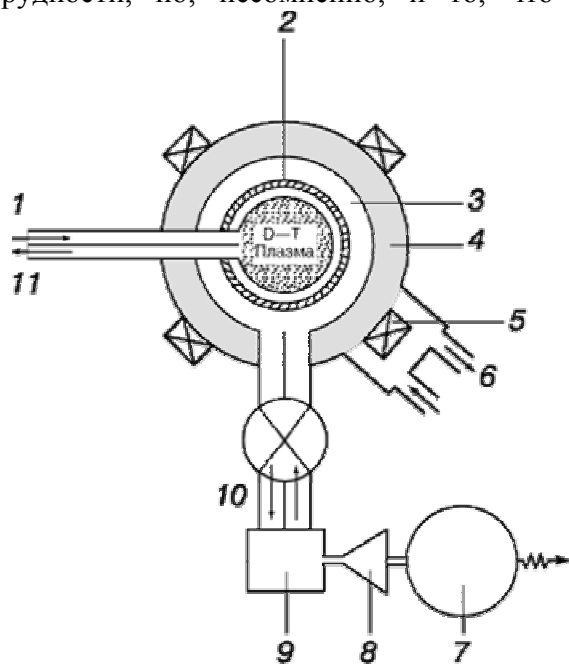


Рис. 12. Схема термоядерной электростанции. Показаны поперечный разрез реактора УТС, система охлаждения и система преобразования энергии. 1 – инжекция топлива; 2 – стенка вакуумной камеры; 3 – литиево-бериллиевый blanket; 4 – радиационно-тепловая защита; 5 – магнитные обмотки; 6 – охлаждение жидким гелием; 7 – электрогенератор; 8 – паровая турбина; 9 – теплообменник; 10 – теплоноситель внутреннего контура; 11 – вывод продуктов реакции.

Сделанный вывод подтверждают результаты работы комиссии экспертов Европейского союза под председательством Д.Кинга - советника по науке премьер-министра Англии. Комиссия пришла к выводу о необходимости ускорения работ по термоядерному синтезу с целью перехода к его практическому использованию. В программе "Fast Track" ("Быстрый путь") предлагается использовать международные структуры ИТЭРа для начала работ над проектом демонстрационной термоядерной станции и параллельно с созданием ИТЭРа построить источник нейтронов для материаловедческих испытаний. Подобное требование к американскому термоядерному сообществу сформулировал директор отдела науки департамента энергетики США Р.Орбах. Отметим также, что в последнее время активно рассматриваются варианты двухцелевых термоядерных электростанций, включающих параллельно с выработкой электроэнергии выжигание долгоживущих радиоактивных отходов атомной энергетики, опреснение соленых вод, производство синтетического топлива, в том числе водорода из воды.

Условия осуществления управляемого термоядерного синтеза с положительным энергетическим выходом оказались технически сложными и энергетически «затратными»: температура – не ниже 100 млн градусов, напряженность удерживающего магнитного поля – десятки тысяч эрстед, требуемый объем горячей плазмы – сотни кубических метров. Столь высокие требования и непредсказуемость поведения плазмы привели к тому, что «прямой путь» затянулся на столетия (**Рис. 17**) и тянется до сих пор.

Условия в реакторе

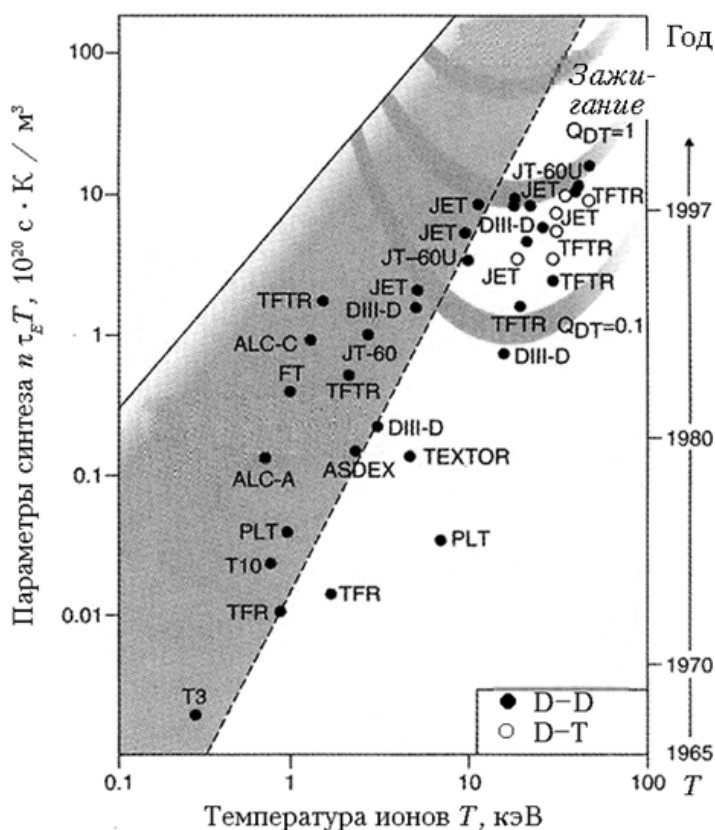


Рис. 17. На пути к реактору-токамаку с положительным выходом энергии (1965–1998 гг.). Q_{DT} – отношение ТЯ-энергии к энергии разогрева плазмы

УТС достигнуть пока не удалось. Приходится утешаться промежуточными результатами термоядерных исследований. Конечно, работы по термояду оказали положительное влияние на развитие науки и технологии. Физика горячей плазмы, построенная на основе электродинамики, астрофизики, газодинамики, физики твердого тела и газового разряда, обогатила эти научные дисциплины новыми разработками. На плазменных установках моделируются явления в космосе, идеи плазменных неустойчивостей используются в физике полупроводников. Физика горячей плазмы дала новый импульс физике

низкотемпературной плазмы. Анализ теории неустойчивостей плазмы многое внес в нелинейную физику. УТС внес существенный вклад в разработку новых технологий, приборов и устройств.

Длительная затяжка УТС на базе токамака вызвала, с одной стороны, серьезные сомнения в практической возможности создания термоядерных электростанций, с другой, – появление альтернативных путей ядерного синтеза.

Тем не менее, на вопрос: что такое термояд: красивая и увлекательная наука, путь к новой энергетике или голубая мечта человечества остается открытым. Поэтому в заключение этой лекции рассмотрим доводы оптимистов и пессимистов.

Символом УТС можно считать картину, обошедшую когда-то многие издания. На берегу океана (моря, озера, реки) стоит электростанция, топливом для которой служит вода. Именно вода: в некоторой части ее молекул вместо водорода всегда есть тяжелый водород - дейтерий, необходимый для реакций синтеза. Расход воды невелик - несколько цистерн могут сутки кормить электричеством большой город, такой, скажем, как Рязань, Одесса или Бостон. (Еще раз напомним наглядный пример: при "сжигании" дейтерия, содержащегося в литре воды из крана, выделяется столько же энергии, сколько ее имеется в 400 литрах бензина). Да и то реально расходуется лишь ~0,016% всей массы воды (атомы дейтерия), а остальные ~99,84% возвращаются в водоем. Полное же количество дейтерия в океане составляет около $4 \cdot 10^{13}$ тонн. Его хватит для производства 10^{20} киловатт-лет электроэнергии. Так что человек нашел для себя безвредный и практически неисчерпаемый энергетический источник.

Что и говорить – красивая картина! Хорошо бы, чтоб она имела к действительности хоть какое отношение....

Главными аргументами в пользу термоядерного синтеза как физической основы энергетики будущего в настоящее время являются следующие утверждения:

1. Неограниченные запасы общедоступного топлива;
2. Реактор УТС содержит гораздо меньше радиоактивных материалов, чем атомный реактор деления, и поэтому последствия случайного выброса радиоактивных продуктов менее опасны;

3. При термоядерных реакциях образуется меньше долгоживущих радиоактивных отходов;
4. Термоядерная энергетика безопасна с точки зрения нераспространения ядерного оружия;
5. УТС допускает прямое получение электроэнергии.

Невозможно сосчитать число дифирамбов пропетых по этому поводу. Не стоит обольщаться! Скептики (а их число среди ученых и инженеров активно растет) утверждают – это все мифы. Академик В.А.Легасов (зам. директора Института атомной энергии, в котором проводились и проводятся основные работы по термояду), например, неоднократно заявлял – 1) термояд в энергетике в 21-м веке не появится, 2) УТС никогда не будет достигнут на установках типа токамак, 3) затраты на ИТЭР – выброшенные на ветер деньги.

Кто же прав: оптимисты, или пессимисты?

Рассмотрим теперь доводы пессимистов.

Еще раз рассмотрим механизмы энерговыделения в реакторной и термоядерной энергетиках. В реакции ядерного деления, лежащей в основе работы атомного реактора, первичными носителями энергии являются два ядра-осколка, на которые разваливается ядро урана. Осколки мгновенно разгоняются до огромной энергии силой взаимного кулоновского отталкивания, а затем, тормозясь в самом топливе и материале твэлов, нагревают их до стационарной температуры в несколько сотен градусов. Эта теплота, отбираемая теплоносителем, и используется для производства электроэнергии. Энерговыделение за счёт других эффектов (эмиссия нейтронов и гамма-квантов) в реакции деления пренебрежимо мало. Пробег ускоренных осколков в ядерном топливе и оболочке твэла не превышает нескольких микронов, поэтому за пределы твэлов эти осколки (а они высокорadioактивны) не выходят - если, конечно, не считать аварий (а авария с разрушением твэлов является очень тяжёлой). Соответственно, и удаление из реактора основной части радиоактивного материала, образовавшегося при его работе (облучённого ядерного топлива), не представляет серьёзных трудностей - оно занимает сравнительно малый объём, а от попадания во внешнюю среду его защищает оболочка твэла. Наибольшая опасность такого попадания возникает на более поздних стадиях топливного цикла, в особенности при радиохимической переработке облучённого топлива.

Иное дело - термоядерная реакция. При её протекании носителями энергии являются нейтроны синтеза, обладающие большой энергией (14 МэВ) и огромной проникающей способностью. Их пробег в воздухе составляет сотни метров, но даже и в более плотных средах он достигает десятков сантиметров и даже метров. Поэтому объём зоны теплосъёма (бланкета) в термоядерном реакторе, в сравнении с реактором деления, огромен. И весь этот объём чудовищно радиоактивен - высокоэнергетичные нейтроны синтеза вызывают в нём интенсивные реакции активации ((n,γ), (n,p), (n,α), (n,2n) и др, поскольку связь нуклонов в ядре не превосходит 8 Мэв), приводящие к «перерождению» стабильных ядер его материала в радиоактивные. Избежать этого принципиально невозможно. Нейтронное излучение создает очень сильную наведенную активность, в сотни, а то и тысячи раз большую, чем в атомном реакторе.

В термоядерном реакторе электрической мощностью 1000 Мвт (эл) (т. е. такой же, как у современных реакторов деления ВВЭР-1000 и РБМК-1000), где происходит около 10^{21} реакций синтеза в секунду, стационарно содержится до 10^{11} Кюри радиоактивности! Для сравнения укажем, что активность, выброшенная во внешнюю среду при аварии на ЧАЭС, оценивается величиной $5 \cdot 10^7$ Кюри, а полная радиоактивность, содержащаяся в реакторе деления типа ВВЭР или РБМК, не превышает 10^9 Кюри - соответственно, в 2000 и 100 раз меньше! Причём, в отличие от реактора деления, где подавляющая часть радиоактивных материалов локализована в относительно небольших твэлах, в термоядерном реакторе эти десятки миллиардов Кюри рассредоточены в большом (десятки кубометров) объёме бланкета. Как изолировать эту гору

радиоактивного материала от внешней среды, что делать с ней после окончания эксплуатации термоядерного реактора - не понятно, особенно с учётом того, что среди продуктов нейтронной активации есть и весьма долгоживущие (например, ^{60}Co - неизменный атрибут активации стальных конструкций). Любая замена элементов установки (особенно – реакционной камеры) приведет к большому количеству радиоактивных отходов. И всё это - при условии, что в бланкете содержатся лишь пассивные (неделяющиеся) материалы. Если же, как предусматривается некоторыми концепциями, бланкет, для повышения КПД установки, будет содержать и делящиеся (торий, уран) вещества, то к радиоактивным продуктам активации добавится, разумеется, весь «традиционный букет» продуктов деления - в частности, ^{90}Sr , ^{137}Cs и ^{131}I , известные своей высокой радиотоксичностью. Да и проблема биологической защиты от прямого действия самих нейтронов синтеза, выходящих за пределы объёма бланкета, весьма не проста.

При работе токамака на дейтерии наибольшую опасность представляют: нейтронное излучение, рентгеновское (возникающее при электронной температуре выше 10^6K , или 86.21 эВ , γ – излучение наведённой искусственной радиоактивности и γ – излучение, обусловленное торможением ускоренных электронов ($E_\gamma = 0.60 - 1.20\text{ МэВ}$). Для нейтронов и γ -излучения плазма прозрачна, их энергия утилизируется частично в конструкционных материалах токамака, вспомогательных системах вблизи токамака и полностью в материале (бетоне) стен, окружающих токамак. При работе токамака на протии опасность представляет рентгеновское излучение (возникающее при электронной температуре плазмы выше 10^6 K , или 86.21 эВ , а в случае аварии – γ -излучение ($E_\gamma=12\text{ МэВ}$), обусловленное торможением ускоренных электронов.

Другая серьёзная экологическая проблема связана с тритием. Использование в термоядерной энергетике какой-либо иной реакции, кроме синтеза дейтерия и трития, почти исключено. Между тем тритий - β -активный радионуклид с периодом полураспада 12,4 года и высокой радиотоксичностью. Его предельно-допустимые концентрации в воздухе и воде очень низки - $3,0 \cdot 10^{-10}$ и $4,0 \cdot 10^{-6}$ Кюри/л, соответственно. Гамма-квантов ядра трития при распаде не испускают, а энергия его β -частиц относительно невелика, поэтому при нахождении вне организма тритий угрозы не представляет. Но вот если он попадает внутрь (с воздухом и водой), он легко замещает атомы водорода в молекулах клеток организма (напомним, что тритий - один из изотопов водорода), обуславливая опасное внутреннее облучение. В естественных земных экосистемах трития почти нет - его ничтожные количества образуются лишь при взаимодействии космического излучения с газами атмосферы. На всей Земле едва ли наберётся более 1 кг естественного трития. Между тем для обеспечения работы лишь одного упомянутого выше 1000-мегаваттного термоядерного реактора в течение года потребуется 150 кг трития. Однако количество трития, находящееся на термоядерной электростанции (ТЯЭС), может быть гораздо большим, поскольку термоядерный топливный цикл будет замкнут по тритию - он будет нарабатываться на той же ТЯЭС.

Возможность для этого открывает одна важная особенность термоядерных нейтронов. Их энергия более чем вдвое превышает энергию связи нейтронов в некоторых ядрах, поэтому при соответствующем выборе материала бланкета в нем будет протекать ядерная реакция ($n, 2n$) - на один захваченный ядром быстрый нейтрон синтеза рождаются два, но меньшей энергии. Однако для наработки трития как раз и нужны медленные нейтроны - так он сейчас и получается в специальных промышленных реакторах при облучении лития. Таким образом, расходными материалами для работы ТЯЭС будут являться лишь дейтерий и литий, а тритий будет в непрерывном обороте - сами нарабатываем, сами и сжигаем. Равновесное количество трития на объекте – не менее **1 тонны**. А теперь вспомним про высокую радиотоксичность трития . (радиоактивный тритий легко усваивается организмом человека вместе с водой) и о том, что гарантировать полное отсутствие его утечек за защитные барьеры во внешнюю среду на всех

стадиях термоядерного топливного цикла не может никто - тем более, что радиационный мониторинг по тритию технически достаточно сложен и трудоёмок.

Отношения между термоядом и нераспространением ядерного оружия обещают стать не менее сложными. Производство ядерного оружия начинается с получения делящегося материала оружейной кондиции. Наиболее эффективный из этих материалов, ^{239}Pu , нарабатывается путем облучения блочков из естественного урана в ядерных реакторах и последующим радиохимическим выделением. Но широко распространенные высказывания типа «не будет этих проклятых реакторов, чье место заменит термояд, - не будет и головной боли с оружейным плутонием» у специалистов вызывает лишь горькую усмешку. Ведь для наработки плутония нужны не реакторы как таковые, а интенсивные потоки нейтронов, которые в настоящее время только в реакторах и можно получить. А тут на сцене появляется термояд с его мощнейшими нейтронными потоками. На единицу тепловой мощности в термоядерном реакторе рождается в 5 - 7 раз больше быстрых нейтронов, чем медленных - в реакторе деления. Правда, для превращения ^{238}U в ^{239}Pu нужны именно медленные нейтроны, но, во-первых, быстрые нейтроны синтеза технически несложно замедлить. А, во-вторых, самое время вспомнить о размножении нейтронов в $(n, 2n)$ - реакциях, о котором говорилось выше. При использовании этого эффекта фактор 5 - 7 можно довести до 10. Поэтому термоядерный реактор для наработки плутония ничуть не уступает реактору деления (и, соответственно, никак не менее опасен). Однако, анализ проблемы приводит к выводу, что слова «никак не менее» приходится заменить на «гораздо более».

Отвлечемся на некоторое время от термояда. Известно, что как оружейный материал ^{239}Pu гораздо более эффективен, нежели ^{235}U . Согласно критериям МАГАТЭ, так называемое значимое количество ядерного материала (т. е. потенциально опасное с точки зрения возможности создания ядерного взрывного устройства) для ^{239}Pu составляет лишь 8 кг против 25 кг для ^{235}U . И, тем не менее, «начинающие бомбоделы» создают именно урановые бомбы. Так было в Пакистане, ЮАР, а ранее - в КНР. Это вовсе не случайно. Ведь бомба на основе ^{235}U может быть создана по простейшему (ствольному) принципу - две подкритические массы делящегося материала быстро соединяются в одну критическую. А вот высокую эффективность ^{239}Pu удаётся реализовать лишь в относительно сложной (имплозионной) конструкции бомбы. Дело в том, что современный оружейный плутоний, помимо «полезного» изотопа с массой 239, содержит 5 - 6% «балластного» плутония-240, очень нелюбимого конструкторами оружия. Некоторые его ядерно-физические свойства (эмиссия так называемых нейтронов спонтанного деления) не позволяют создать ствольную бомбу на основе плутония.

Как образуется плутоний из урана в реакторе? Ядро ^{238}U в урановом блочке, захватив медленный нейтрон, превращается в ^{239}U . Это ядро путем β -распада с периодом 23,5 минуты превращается в нептуний-239, а тот, также претерпев β -распад, с $T=2,36$ дня переходит в плутоний-239 ($T=24000$ лет). Для двух последних превращений нейтроны уже не нужны - β -распад происходит самопроизвольно. А после того, как в блочке начинают рождаться ядра ^{239}Pu , нейтроны не просто бесполезны - они становятся вредными, поскольку балластный ^{240}Pu как раз и образуется при захвате нейтронов вновь родившимися ядрами ^{239}Pu . И, чем дольше облучается ^{238}U , тем выше концентрация изотопа ^{240}Pu фракции. Поэтому плутоний, содержащийся в облученном ядерном топливе энергетических реакторов на АЭС с их длительной (год и более) кампанией, содержит 30% ^{240}Pu и для использования в ядерном оружии практически непригоден (в США оружейным считается плутоний с содержанием ^{240}Pu менее 5,8%). Разумеется, последующая радиохимическая переработка облученных блочков ничего в изотопном составе плутония изменить не может - химия разделяет элементы, но не изотопы. В принципе, избежать нежелательного накопления ^{240}Pu довольно просто - достаточно ограничить срок кампании для блочков временем, сравнимым с периодом полураспада наиболее долгоживущего из предшественников ^{239}Pu (2 - 3 дня). При таком режиме наработки ^{239}Pu из облученного урана все равно образуется, но вредного влияния захвата нейтронов избежит.

К сожалению (или к счастью), физика вступает в противоречие с техникой и экономикой. При плотностях нейтронных потоков, характерных для современных промышленных реакторов (около 10^{14} нейтрон/см²•с) за 2-3 дня просто не удастся обеспечить необходимое с точки зрения реальной организации плутониевого цикла количество первичных нейтронных захватов ядрами ²³⁸U в блочке. На радиохимический завод в этом случае поступал бы облученный полуфабрикат, где балластного ²⁴⁰Pu не было бы, но почти не было бы и искомого ²³⁹Pu. Поэтому время кампании при наработке оружейного плутония в промышленных реакторах составляет месяц - отсюда и 5-6% ²⁴⁰Pu в конечном продукте. Но, если 10^{14} превратить в 10^{15} (т.е. увеличить плотность потока в 10 раз), то в 10 раз снизится время кампании - с 30 до 3 дней, и о ²⁴⁰Pu в продукте можно будет забыть. А ведь как раз такой выигрыш по плотности потока и обеспечивает термояд! Достаточно на термоядерном реакторе мощностью 1000 Мвт(эл) оборудовать позицию для облучения урановых блочков - и, сохранив существующие темпы наработки плутония, можно обеспечить его «суперкондицию», снизив содержание ²⁴⁰Pu в нём до столь малой величины, что реальностью станет «элементарная», но эффективная плутониевая бомба ствольного типа, мечта террориста. А если сохранить месячную кампанию? Тоже неплохо: хотя в этом случае полученный плутоний можно будет, как и в наши дни, использовать только в более сложной имплозионной бомбе, темпы его наработки пропорционально увеличатся в 10 раз.

Атомные реакторы на быстрых нейтронах в некоторых странах запрещают из-за накопления плутония, противопоставляя им термоядерные реакторы, как не производящие плутоний и в этом смысле не представляющие интерес для террористов. Но, как мы убедились, в термоядерном реакторе производительность получения изотопов в десять раз выше, чем в реакторе деления. Достаточно 10% всех нейтронов термоядерного реактора «незаметно» направить в урановые блочки, как он превратится в могучий производитель плутония, притом кондиционного, в отличие от засоренного многими изотопами реакторного плутония АЭС (с производительностью 1 т на Гвт(э)).

Не следует забывать и о тонне трития на ТЯЭС. Ведь именно тритий лежит в основе конструкции наиболее опасных типов термоядерного оружия, а для их создания нужны весьма небольшие его количества. Всё это превращает ТЯЭС, с точки зрения ядерного нераспространения, в опаснейший объект, требующий, как минимум, строжайшего международного контроля.

Теперь попытаемся разобраться в главном вопросе: может ли реакция D-T, даже став управляемой, вообще использоваться в энергетике? Нет! – отвечают скептики. Мало добиться управляемого выделения энергии, ее еще нужно снять, превратить в тепло и электричество. В атомном реакторе 80% энерговыделения приходится на атомы отдачи продуктов деления. Их пробеги малы, и вся энергия отдачи идет на нагрев теплоносителя. В D-T – реакции 90% энергии уносится 14 МэВ-ными нейтронами. Чтобы утилизировать энергию их надо остановить. А как вы это сделаете? Побег таких нейтронов огромен, на их замедление и поглощение потребуется огромные толщи материала, и, следовательно, огромные тепловые потери. Многие полагают, что превращение энергии сверхбыстрых нейтронов в тепловую представляет собой практически не разрешимую задачу. Можно, конечно, на пути нейтронов поставить уран или какой-либо иной делящийся нуклид, но тогда вы получите гибридный реактор, (композицию из термоядерного и атомного реактора), сложив вредные экологические последствия двух устройств. К тому же, атомные реакторы и без всякого термояда прекрасно работают. Зачем на АЭС тащить огромные термоядерные системы, начиненные взрывоопасным водородом, токсичным тритием, криогенным и высоковольтным оборудованием и еще Бог знает чем? Повысится ли при этом эффективность работы атомного реактора – большой вопрос, а вот опасность его возрастет неимоверно. Так что атомной энергетике термояд даром не нужен....

Оптимисты верят в компромисс - сочетание в одном гибридном реакторе элементов с реакциями деления и синтеза с целью создания подкритического (физически безопасного) реактора, что может оказаться выгоднее, чем их раздельное использование. Ну, может быть....

До сих пор мы обсуждали штатную работу термоядерного реактора, рассмотрим теперь некоторые аварийные ситуации.

Термоядерный реактор-токамак и реактор с лазерным удержанием содержит ряд специфических элементов в своей конструкции, которые, по сравнению с реакторами деления, характеризуются другими принципами работы, что вносит свои особенности в причины возникновения, ход развития и последствия аварийных ситуаций. Эти особенности можно сформулировать следующим образом:

- большие вакуумные объёмы; - электромагнитная система большой мощности;
- наличие большого количества криожидкости и конструкционных материалов при криогенных температурах, если электромагнитная система сверхпроводящая (для магнитных ТЯР)
- наличие трития в количестве, значительно превышающем его содержание в любых известных реакторах деления;
- циклический характер работы.

Рассмотрим более подробно аварийные ситуации, которые могут возникнуть в процессе эксплуатации термоядерного реактора.

Аварийные ситуации, в электромагнитной системе. Большие магнитные системы являются неотъемлемым элементом токамака. Магнитная система может быть как сверхпроводящей, так и несверхпроводящей. Остановимся подробнее на первой из них, поскольку это наиболее перспективная электромагнитная система. В сверхпроводящей электромагнитной системе реактора ИТЭР запасена следующая электромагнитная энергия: - в катушках тороидального поля - $4 \cdot 10^{10}$ Дж; - в катушках полоидального поля - $1,5 \cdot 10^{10}$ Дж; - энергия криогенной жидкости (гелий) - $1,3 \cdot 10^{10}$ Дж (потенциальная энергия, выделяющаяся при полном испарении жидкого гелия). К возникновению аварийной ситуации может привести появление локального перегрева обмоток, потеря сверхпроводимости, короткие замыкания между обмотками, разрушение тоководов, потеря вакуума в криостате, аварии в системе вывода катушек. Наиболее тяжёлой, по своим последствиям, аварией является образование дуг между катушками или катушкой и "землёй". Пока нет ясности по поводу условий возникновения дуг и последствий их горения. Тем не менее, если дуга возникла, её горение будет сопровождаться выделением большого количества энергии, а так как поверхность, подверженная воздействию дуг ограничена, то плотность теплового потока может достигать несколько мегаватт на квадратный метр. В этих условиях будет происходить быстрый прогрев конструкции, плавление и испарение конструкционного материала. Большие тепловые потоки могут служить причиной разрушения конструкций катушки вследствие больших термических напряжений. Не исключён прожог криостата, выход хладагентов и их испарение.

Аварийные ситуации в тритиевой системе. Проблема безопасности, связанная с наличием в реакторе трития, в основном обусловлена его использованием как компонента топлива в плазменной камере и воспроизводством в бланкете реактора. Это подразумевает наличие сложной системы оборудования для транспортировки, извлечения, очистки трития и т.п. с общим количеством трития в системе порядка нескольких килограмм. Предполагается, что в различных элементах тритиевой системы будут содержаться следующие количества ^3H :

- система выделения трития из $D-T$ -смеси -100-500 г;
- системы, связанные с работой плазменной камеры - 50-1500 г;
- крионасосы -40-400г; - топливная система -20-120 г; - бланкет и его системы-50-100г;
- суммарное количество -260-1270г; - хранилище-1000-2000г.

Основные исходные события, вызывающие развитие аварийной ситуации в тритиевой системе - разрушение компонентов системы, горение и денотация водорода. При максимальной проектной аварии практически весь тритий может выйти в реакторное помещение.

*_*_*

К настоящему времени (2004), несмотря на все усилия ученых и инженеров, несмотря на огромные финансовые затраты, несмотря на объединение усилий разных стран, несмотря на принципиально разные подходы к методам синтеза, несмотря на длительный период усилий (более полувека) достигнуть управляемого термоядерного синтеза с положительным энергетическим эффектом на Земле не удалось. Более того – перспективы термояда весьма туманны. Сейчас вся надежда на достижения параметров плазмы, удовлетворяющих критерию Лоусона. Но этот критерий – вовсе не истина в последней инстанции. Это всего лишь оценка, причем очень грубая. Не исключено, что даже после достижения параметров плазмы, намного превышающих требуемой температуры и длительности импульса, возникнет УТС. Не исключено, что истинный порог реакции на несколько порядков превышает критерий Лоусона. Тогда установки типа токамака будут полностью бессильны.

Никто не гарантирует, что международный реактор ИТЭР – последняя установка перед созданием энергетического термоядерного реактора. Судя по всему, на ней даже не будет достигнут УТС! Понадобится еще много усилий, много новых установок (скорее всего – абсолютно другого типа), чтобы добить желаемой цели. Но достигнуть УТС – это полдела, нужно еще научиться снимать с него энергию, превращая ее в тепло и электричество. Причем – в дешевое тепло и электричество.

Уже сейчас ясно, что установки по УТС ни в коей мере нельзя отнести к экологически чистым и безопасным источникам энергии. Здесь – непочатый край работы радиохимиков. Опасен УТС и с точки зрения распространения оружия массового уничтожения и внедрения его в ряды террористов.

Конечно, возможность получения неограниченного источника энергии в руки человечества – большой соблазн. Не удивительно, что в России и в мире в целом существует такое мощное термоядерное лобби. Но не удивительно также, что среди лиц, знакомых с проблемой интенсивно растет число противников термояда. Не удивительно, что США, не привыкшие кидать деньги на ветер, периодически выходят из проектов типа ИТЭР. Не удивительны требования немедленно закрыть все работы по термояду, особенно выполняемые на токамаках, а в качестве компенсации внести имена авторов проектов по УТС в книгу рекордов Гинесса. В конце концов, еще никому не удавалось потратить такие огромные деньги на получение нулевого результата!

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 29. ЯДЕРНЫЕ МАТЕРИАЛЫ И ИЗДЕЛИЯ

Содержание

1. ФУНКЦИОНАЛЬНЫЕ МАТЕРИАЛЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА	2
1.1 Ядерное горючее	2
1.2 Топливо для реакторов на тепловых нейтронах	5
1.2.1 Топливо для ВВЭР	5
1.2.2 Топливо для РБМК	5
1.2.3 Топливо для реакторов на быстрых нейтронах	5
1.2.4 Топливо для гомогенных реакторов	6
1.3 Замедлители нейтронов	6
1.4 Поглотители нейтронов	7
1.5 Теплоносители	8
1.6 Материалы – отражатели нейтронов	10
2. ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИЕ ЭЛЕМЕНТЫ И ТОПЛИВНЫЕ СБОРКИ	10
2.1 ТВЭЛ и ТВС для ВВЭР	13
2.2 ТВЭЛ для РБМК	14
2.3 ТВС для реактора на быстрых нейтронах, БН600	15
2.4 Микросферы для ТВЭЛов	15
3. КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ	16
3.1 Условия работы конструкционных материалов в атомных реакторах	17
3.1.1 Тепловыделяющие элементы	18
3.1.2 Корпус ядерного реактора	20
3.2 Требования к конструкционным материалам	20
3.2.1 Физические свойства	20
3.2.2 Механические свойства	20
3.2.3 Физико-механические свойства	21
3.2.4 Материалы конструктивных элементов ЯЭУ	21
3.2.5 Совершенствование конструкционных материалов ЯЭУ	23
3.3 Выбор состава материала	24
4. КОРРОЗИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ	26
4.1 Коррозионная стойкость материала	26
4.2 Коррозия в газовых средах	27
4.3 Коррозия в жидких средах	28
5. РАДИАЦИОННОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ	28
5.1 Стабильность материала в условиях облучения	28
5.2 Радиационное упрочнение	30
5.3 Радиационное охрупчивание	31
5.4 Радиационное распухание материала (свеллинг)	32
5.5 Радиационная ползучесть	34
5.6 Радиационный рост	34

Развитие ядерной индустрии невозможно без создания специальных материалов со специфическими (и уникальными!) свойствами. Ядерные материалы можно разделить на два класса: функциональные и конструкционные. Функциональные материалы непосредственно участвуют в ядерном топливном цикле. К ним относятся: ядерное топливо (и изделия с его участием – ТВЭЛы, ТВС, боевые заряды бомб и др.), замедлители, поглотители и отражатели нейтронов (и изделия на их основе, такие, как управляющие стержни атомного реактора), материалы фильтров (активных и пассивных), селективные мембраны, ионно-обменные смолы,

адсорбенты и другие материалы, задействованные в синтезе и очистке промышленных радионуклидов. Другой класс – конструкционные материалы - используются в различных узлах атомных реакторов и многочисленных ядерных- и термоядерных установок. Особенностью ядерного материаловедения является получение сверхчистых материалов, устойчивых к мощным радиационным воздействиям.

В настоящей лекции мы рассмотрим физико-химические основы создания структурно стабильных функциональных и конструкционных материалов. Основное внимание уделим изложению принципов разработки материалов с заранее заданными свойствами, особенностям поведения материалов при термических, радиационных и механических воздействиях, а также в условиях интенсивной коррозии.

1. ФУНКЦИОНАЛЬНЫЕ МАТЕРИАЛЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

1.1 Ядерное горючее

Ядерное горючее – вещество, в котором протекают ядерные реакции деления с выделением полезной энергии.

Ядерное топливо для энергетического реактора выбирается с учетом его ядерных и химических свойств, а также стоимости. К делящимся веществам относятся изотопы ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , способные делиться при взаимодействии с нейтронами любых энергий (беспороговое деление) и, следовательно, способные поддерживать цепную реакцию деления, а также ^{232}Th и ^{238}U , которые делятся под действием быстрых нейтронов (пороговое деление). К сырьевым элементам относятся уран-238 (наработка плутония-239) и торий-232 (наработка урана-233).

^{235}U , ^{238}U и ^{232}Th относятся к природным, ^{233}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu – к искусственным изотопам. Единственный природный изотоп, делящийся под действием нейтронов любых энергий, - ^{235}U - называется первичным ядерным горючим, остальные 5 изотопов – вторичным. При реакции деления ядер урана выделяется 180 МэВ на один акт деления, что соответствует $7.4 \cdot 10^{10}$ дж на 1 г горючего. Промышленные запасы первичного ядерного горючего ^{235}U - в рудах оцениваются в 15 тыс. т., запасы природного вторичного ядерного горючего – ^{238}U и ^{232}Th – 2.5 млн. т.

Природный уран состоит из смеси трех изотопов - урана-238 (99,28%), урана-235 (0,7%) и урана-234 (0,006%). Самоподдерживающаяся реакция деления происходит только на уране-235.

Основные параметры делящихся изотопов представлены в Табл.1. Полное сечение характеризует вероятность взаимодействия любого типа между нейтроном и данным ядром. Сечение деления характеризует вероятность деления ядра нейтроном. От того, какая доля ядер не участвует в процессе деления, зависит выход энергии на один поглощенный нейтрон. Число нейтронов, испускаемых в одном акте деления, важно с точки зрения поддержания цепной реакции. Число новых нейтронов, приходящихся на один поглощенный нейтрон, важно, поскольку характеризует интенсивность деления. Доля запаздывающих нейтронов, испускаемых после того, как деление произошло, связана с энергией, запасенной в данном материале.

Табл.1 Характеристики делящихся изотопов

Изотоп	Уран-235		Уран-233		Плутоний-239	
	Уран-235	Уран-235	Уран-233	Уран-233	Плутоний-239	Плутоний-239
Период полураспада, лет	$7 \cdot 10^8$		$1,62 \cdot 10^5$		$2,44 \cdot 10^4$	
Энергия нейтрона	1 МэВ	0,025 эВ	1 МэВ	0,025 эВ	1 МэВ	0,025 эВ
Полное сечение	6,6	695	6,2	600 10	7,3	1005
Сечение деления	1,25	581	1,85	526	1,8	751
Доля ядер, неучаствующих в делении	0,077	0,174	0,057	0,098	0,08	0,37
Число нейтронов, испускаемых в одном акте деления	2,6	2,43	2,65	2,50	3,03	2,84
Число нейтронов на один поглощенный нейтрон	2,41	2,07	2,51	2,28	2,8	2,07

Доля запаздывающих нейтронов, %	0,64	0,65	0,26	0,26	0,21	0,22
Энергия деления, МэВ	200		197		207	
Все сечения приведены в барнах (10^{-28} м^2).						

Для сравнения укажем, что сечение захвата тепловых нейтронов для природной смеси изотопов урана равно 7,68 барн/атом, а для ^{238}U – 2,74 барн/атом.

Данные Табл.1 показывают, что каждый делящийся изотоп имеет свои преимущества. Например, в случае изотопа с наибольшим сечением для тепловых нейтронов (с энергией 0,025 эВ) нужно меньше топлива для достижения критической массы при использовании замедлителя нейтронов. Поскольку наибольшее число нейтронов на один поглощенный нейтрон возникает в плутониевом реакторе на быстрых нейтронах (1 МэВ), в режиме воспроизводства лучше использовать плутоний в быстром реакторе или уран-233 в тепловом реакторе, чем уран-235 в реакторе на тепловых нейтронах. Уран-235 более предпочтителен с точки зрения простоты управления, поскольку у него больше доля запаздывающих нейтронов.

Дадим некоторые определения.

Диоксид урана - химически и термически устойчивое (температура плавления 2760°C) соединение урана с кислородом (UO_2), что обусловило его выбор в качестве ядерного топлива легководных реакторов.

Карбиды урана - соединения урана с углеродом. Обладают электропроводностью, высокой твердостью, термической и химической стабильностью. Карбиды урана обогащенные ураном-235, используются в качестве ядерного топлива.

Керамическое топливо - ядерное топливо, состоящее из тугоплавких соединений, например, оксидов, карбидов, нитридов.

Смешанное оксидное топливо - ядерное топливо, состоящее из смеси диоксидов урана и плутония.

Специальный ядерный материал - плутоний-239, уран-233, уран, обогащенный изотопами уран-235, любой материал, содержащий вышеуказанные изотопы или любой другой материал, способный выделять существенное количество ядерной энергии, который иногда может определяться как специальный ядерный материал.

Содержание изотопа - относительное количество атомов данного изотопа в смеси изотопов элемента, выраженное в виде доли от всех атомов элемента.

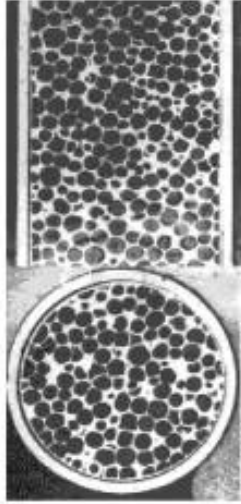
Исходный материал - материал, содержащий уран или торий с содержанием изотопов в том отношении, в каком они находятся в природном уране и тории; уран, обедненный изотопом урана-235, любое из вышеуказанных веществ в любой физической или химической форме.

Кермет (керамикометаллический материал) – гетерогенная композиция из металлов и неметаллов (например, оксидов), сочетающие тугоплавкость, твердость и жаростойкость керамики с проводимостью, пластичностью, термостойкостью и др. свойствами металлов. Получают методами порошковой металлургии.

Топливом ядерных реакторов является либо естественный уран, в котором концентрация урана-235 составляет 0,7 % либо обогащенный уран, т.е. уран, в котором концентрация изотопов урана-235 достигает нескольких процентов. Ядерное топливо бывает металлическим, керамическим, дисперсионным, керметным и др. Ядерное горючее для гетерогенных атомных реакторов изготавливается в виде порошка, сфер или таблеток.

Ядерное топливо должно удовлетворять следующим требованиям: обогащение по делящемуся ^{235}U должно обеспечить поддержание самопроизвольной цепной реакции на протяжении расчётной кампании с учётом поглощения неделяющимися ядрами активной зоны (^{238}U , теплоносителя, поглотителя, конструкционного материала) с максимальной глубиной выгорания; оболочки тепловыделяющих элементов должны обладать минимально возможными поглощающими нейтроны свойствами; оболочки тепловыделяющих элементов должны обладать высокой температуростойкостью и выдерживать высокие внутренние и внешние давления, обеспечивая при этом герметичность; конструкция сборки тепловыделяющих элементов в составе активной зоны должна обеспечивать эффективный отвод тепла теплоносителю; композиция таблетки ядерного делящегося материала должна обеспечивать высокую

температуростойкость, прочность, теплопроводность, устойчивость к фазовым изменениям при температуре и радиационном преобразовании в процессе деления составляющих её ядер ^{235}U . Самое главное: при любых режимах эксплуатации, включая аварийные, должно быть обеспечено нераспространение радиоактивных продуктов, возникающих при делении ядер ^{235}U в пределах тепловыделяющих элементов.



Наиболее распространено топливо в виде таблеток из спечённого диоксида урана UO_2 (слегка обогащённого ^{235}U) диаметром 9-10 мм, которые помещены в цилиндрическую защитную оболочку, изготовленную, например, из циркониевого сплава.

Рис.1 Гранулированное микротопливо.

В настоящее время технология ядерного топлива развивается в сторону повышения его безопасности, надёжности – за счёт создания дополнительных барьеров на пути распространения радиоактивных продуктов деления, а также обеспечения сохранности этих барьеров в любых режимах работы. Одно из перспективных направлений совершенствования легководных реакторов связано с внедрением керметного (т.е. керамическо-металлического) микротоплива. Оно представляет собой сферы их обогащённого керамического UO_2 , покрытого герметичной оболочкой из циркониевого сплава (**Рис.1**). При этом гомогенно перемешанные в силумине микротвэлы диаметром 0,4–0,6 мм располагаются таким образом, что исключается касание любых двух соседних микротвэлов. Конструктивно устройство оболочки тепловыделяющего элемента не изменяется, но керметно-топливной композицией заполняет весь объём оболочки ТВЭЛ без зазоров и пустот.

Силумин – лёгкие литейные сплавы алюминия (основа) с кремнием (3 – 13%, иногда до 26%) и некоторыми другими элементами (Cu, Mn, Mg, Zn, Ti, Be).

Такая конструкция обеспечивает наибольшую теплопроводность от топлива теплоносителю, снижая максимальную температуру внутри ТВЭЛ до 600°C , повышая тем самым безопасность реактора. Улучшаются условия эксплуатации АЭС с реактором типа ВВЭР. Создаётся дополнительный барьер безопасности на пути распространения продуктов деления (герметичная и прочная оболочка микротвэла), что улучшает сохранность оболочек микротвэлов, предотвращая выход продуктов деления при разгерметизации оболочки тепловыделяющего элемента (выход радиоактивных осколков деления снижается на 2 – 3 порядка). Максимальная глубина выгорания повышается более чем вдвое – до 120 МВт-сут/кг UO_2 . Уменьшается в 2 раза аккумуляция тепла в ядерном топливе, снижается расход воды на аварийное охлаждение.

Обладая рядом достоинств, легководные реакторы с керметным топливом имеют один серьёзный недостаток: пониженное содержание урана-238 в топливе приводит к ослаблению температурных обратных связей, реализуемых через резонансный захват. Более того, в определенных ситуациях возможно возникновение положительной обратной связи по температуре теплоносителя. Имеется два пути преодоления неблагоприятного эффекта: увеличение уран-водного отношения, например, за счет увеличения диаметра ТВЭлов, либо использование в той или иной форме выгорающих поглотителей. При этом конструкция ТВС для реактора ВВЭР-1000. Неблагоприятный эффект может быть уменьшен за счет перемещения поглотителя (например, ^{10}B) из теплоносителя в топливо.

Типичное топливо для легководного реактора содержит UO_2 , обогащённый по ^{235}U дл 6,3%, кермет (в виде силумина) и ^{10}B (0,25 или 0,75%). В реакторе с таким образом, коэффициент реактивности существенно сдвинут в благоприятном направлении ценой увеличения концентрации бора в топливе с соответствующим ухудшением показателей использования топлива.

Современное ядерное топливо, в виде шариков, изготовленных из диоксида урана слегка обогащённого ^{235}U , вполне безопасно, но оно плохо проводит тепло при высоких температурах, ограничивая тем самым допустимую мощность реактора и способствуя повреждению топливных элементов. Это требует их замены прежде, чем всё ядерное горючее будет использовано для выработки электроэнергии. Из-за плохой теплопроводности материала температура в центре топливного шарика намного выше, чем по краям, откуда система охлаждения реактора отводит тепло. Для улучшения характеристик топлива смешивают оксид урана с оксидом бериллия. Такое топливо обладает на 50% более высокой теплопроводностью. Это уменьшает разницу между температурой в центре шарика с ядерным топливом и температурой снаружи топливных сборок, что снижает риск расплавления и повреждения ядра реактора и позволяет дольше держать топливо в работе, т. е. - более полно его использовать, прежде, чем реактор потребует загрузки нового топлива.

1.2 Топливо для реакторов на тепловых нейтронах

При правильном выборе замедлителя реактор на тепловых нейтронах может работать на любом топливе - от природного урана до обогащенного урана и плутония.

1.2.1 Топливо для ВВЭР

В топливных таблетках для реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в качестве выгорающего поглотителя используется гадолиний (содержание оксида гадолиния варьируется в интервале 3 – 8% масс). Существующая технология позволяет добиться гомогенного распределения гадолиния по топливной таблетке и образованием твердого раствора оксида гадолиния в оксиде урана. В топливных таблетках стремятся образовать однородную пористую структуру, избегая маленьких и больших пор, и добиться однородных размеров зерен. Данные меры обеспечивают более полное выгорание топлива в реакторе. Таблетки керамического ядерного топлива для тяжеловодных реакторов типа PHWR (CANDU, Канада) изготавливаются из природного урана (в виде оксида урана). В английских газовых реакторах также используется природный уран, но в виде металла. В некоторых реакторах используется топливо с таблетками из UO_2 с добавкой 0,25% алюмосиликата, что повышает устойчивость ТВЭЛа к разрушению по механизму PCI-эффекта (взаимодействие топливной таблетки с металлической оболочкой ТВЭЛа).

1.2.2 Топливо для РБМК

Топливом для реактора РБМК-1000 служат таблетки из диоксида урана с добавками оксида эрбия (диаметр 11,48, высота 12 – 15 мм). Между цилиндрической и торцевой поверхностью топливной таблетки имеется фаска, предназначенная для уменьшения сколообразования в процессе снаряжения и эксплуатации ТВЭЛа. На торцевой поверхности топливной таблетки сформирована лунка, предназначенная для аккумуляции продуктов деления ядерного топлива и для компенсации объемных изменений таблетки в процессе работы реактора. Введение в таблетки керамического ядерного топлива для реакторов РБМК 0.2 - 0.6 масс. % оксида эрбия в качестве выгорающего поглотителя нейтронов позволяет значительно улучшить экономические показатели работы реактора, повысить его безопасность за счет уменьшения реактивности топлива на начальных стадиях выгорания. В таблетке уран-эрибиевого топлива имеется центральное отверстие диаметром 1.9 мм, предназначенное для уменьшения радиального градиента температур в топливной таблетке при ее работе в реакторе, для стабилизации структуры таблетки в течение всего цикла работы.

1.2.3 Топливо для реакторов на быстрых нейтронах

В реакторах на быстрых нейтронах при подборе конструкционных и технологических материалов избегают применения веществ с низким массовым числом, которые могут замедлить нейтроны. Сечение поглощения быстрых нейтронов обычно мало и захват нейтронов в таком реакторе представляет меньшую опасность по сравнению с тепловыми реакторами. Возможности для выбора материалов здесь шире. Но для реактора на быстрых нейтронах необходимо обогащенное топливо, содержащее не менее 15-25% делящегося вещества. В связи с небольшими

размерами активной зоны реакторов на быстрых нейтронах возрастают требования к теплоотводу.

В реакторах на быстрых нейтронах обычно используют высокообогащённое по ^{235}U топливо в виде диоксида или (чаще) нитрида урана. В последнее время предложено использовать топливо на основе смеси оксидов плутония и урана (МОКС-топливо). В новом поколении реакторов на быстрых нейтронах было предложено использовать не только оксиды плутония и урана (мокс-топливо), но и нитридное топливо (UN-PuN). Смешанное уран-плутониевое нитридное топливо является наиболее перспективным для быстрых реакторов. В основу процесса синтеза порошков нитридов урана из слитков металла положены следующие операции: перевод металла в порошок через ряд циклов гидрирования и дегидрирования; азотирование порошка урана и оставшегося гидрида газообразным азотом до получения UN_x . Полученные порошки нитрида урана (UN_x) содержат от 6,2 до 8,3 мас.% азота. Площадь удельной поверхности находится в пределах 0,40-0,67 м²/г, а насыпная плотность образцов - в пределах 2,5 - 3,9 г/см³.

1.2.4 Топливо для гомогенных реакторов

В гомогенных атомных реакторах делящееся вещество и замедлитель - находятся в смеси, образующей однородную для нейтронов среду. Примером может служить раствор ядерного топлива в воде или взвесь в воде.

1.3 Замедлители нейтронов

Замедлитель нейтронов - материал в реакторе, предназначенный для уменьшения кинетической энергии (скорости) быстрых нейтронов, образующихся в результате деления ядер урана, до тепловых уровней. Тепловые нейтроны с много большей вероятностью вызывают деление ядер урана-235.

Вода легкая - самое дешевое и распространенное в природе вещество, которое может быть использовано в качестве замедлителя и рабочего тела ЯЭУ.

Вода тяжелая - тяжелая вода (D_2O) по сравнению с обычной имеет значительно лучшие ядерно-физические свойства. Она почти не поглощает тепловых нейтронов, поэтому является лучшим замедлителем. Применение тяжелой воды в качестве замедлителя позволяет использовать в качестве топлива природный уран; уменьшается первоначальная загрузка топлива и ежегодное его потребление. Однако стоимость тяжелой воды очень высока.

Графит - минерал, одна из кристаллических форм углерода. В ядерных реакторах используется графит ядерной чистоты в качестве замедлителя нейтронов.

Графит ядерной чистоты - графит, из которого в основном удалены вещества, поглощающие нейтроны.

Замедлитель служит для уменьшения энергии нейтронов, испускаемых в процессе деления, примерно от 1 МэВ до тепловых энергий около 0,025 эВ. Поскольку замедление происходит главным образом в результате упругого рассеяния на ядрах неделящихся атомов, масса атомов замедлителя должна быть как можно меньше, чтобы нейтрон мог передавать им максимальную энергию. Кроме того, у атомов замедлителя должно быть мало (по сравнению с сечением рассеяния) сечение захвата, так как нейтрону приходится многократно сталкиваться с атомами замедлителя, прежде чем он замедляется до тепловой энергии. Наиболее распространенные замедлители нейтронов слабо поглощают тепловые нейтроны.

Наилучшим замедлителем является водород, поскольку его масса почти равна массе нейтрона и, следовательно, нейтрон при соударении с водородом теряет наибольшее количество энергии. Но обычный (легкий) водород слишком сильно поглощает нейтроны, а потому более подходящими замедлителями, несмотря на несколько большую массу, оказываются дейтерий (тяжелый водород) и тяжелая вода, так как они меньше поглощают нейтроны. Хорошим замедлителем можно считать бериллий. У углерода столь малое сечение поглощения нейтронов, что он эффективно замедляет нейтроны, хотя для замедления в нем требуется гораздо больше столкновений, чем в водороде.

Среднее число N упругих столкновений, необходимое для замедления нейтрона от 1 МэВ до 0,025 эВ, при использовании водорода, дейтерия, бериллия и углерода составляет приблизительно 18, 27, 36 и 135 соответственно. Приближенный характер этих значений

обусловлен тем, что из-за наличия химической энергии связи в замедлителе столкновения при энергиях ниже 0,3 эВ вряд ли могут быть упругими. При низких энергиях атомная решетка может передавать энергию нейтронам или изменять эффективную массу в столкновении, нарушая этим процесс замедления.

Основными материалами, используемыми в качестве замедлителей, являются вещества, состоящие из элементов с малыми атомными весами, а именно: обычная вода, тяжелая вода, органические жидкости, например, высококипящие органические жидкости типа дифенила, дифенилоксана и их смеси, графит, соединения бериллия, гидриды металлов. Обычная вода менее эффективна, чем тяжелая, но широко применяется из-за дешевизны. Для уменьшения содержания солей вода подвергается перегонке и дополнительной химической очистке.

Дейтерий (в виде D_2O) является наилучшим замедлителем: замедление нейтронов в нем происходит почти без потерь. Поэтому в тяжеловодных реакторах обычно используется природный (не обогащенный по ^{235}U) уран. Легкая вода (H_2O) является более дешевым замедлителем и используется в легководных реакторах (например, ВВЭР). Для компенсации потерь нейтронов, обусловленных поглощением их ядрами протия используют ядерное топливо с большим содержанием ^{235}U . Применение графита как замедлителя позволяет использовать в качестве ядерного топлива природный уран. Количество столкновений необходимое для замедления быстрого нейтрона до теплового составляет для углерода около 114. Тем не менее, в графитовом реакторе типа РБМК из экономических соображений используют слабообогащенный уран.

В энергетических реакторах в качестве замедлителей обычно используют: воду (H_2O) - реакторы типа РWR, ВВЭР, тяжелую воду (D_2O) - реакторы типа CANDU или графит - реакторы типа РБМК, Magnox, HTGR. В некоторых реакторах (например, в космических) в качестве замедлителя применяют бериллий или оксид бериллия.

В реакторах на быстрых нейтронах замедлитель отсутствует.

1.4 Поглотители нейтронов

Поглотитель нейтронов – материал, с которым нейтроны интенсивно взаимодействуют посредством реакций, приводящих к исчезновению нейтронов как свободных частиц.

Наличие вещества, поглощающего нейтроны в активной зоне ядерного реактора, обеспечивает поддержание цепной ядерной реакции на постоянном уровне. Поглотители нейтронов также используются для быстрого прекращения реакции деления. Для тепловых нейтронов поглотителями являются бор (^{10}B , ^{11}B – используется как отражатель нейтронов), кадмий, никель, самарий, титанат диспрозия, дисперсионные композиции на основе гадолия и европия, бористые стали и др., для резонансных (быстрых) - ^{238}U .

Поглощающий элемент - элемент ядерного реактора, содержащий материалы - поглотители нейтронов и предназначенный для управления реактивностью реактора. Как правило, в энергетических реакторах используется карбид бора в оболочке из алюминиевого сплава. Эффективны регулирующие стержни из диборида гафния, HfB_2 и диоксида гафния, HfO_2 . Введение поглотителя нарушает баланс нейтронов в критическом реакторе, в результате чего общее число нейтронов начинает экспоненциально убывать во времени.

Для аварийной остановки реактора (т.е. для быстрого прекращения ядерной реакции в аварийных ситуациях), для автоматического поддержания мощности на определенном уровне, для перевода с одного уровня мощности на другой в автоматическом режиме и компенсации быстрых изменений реактивности, путем выравнивания поля энерговыделений с помощью перемещения поглотителя в активной зоне реактора применяются, регулирующие стержни - пэлы. Пэл представляет собой трубку из нержавеющей стали (внутренний диаметр 8,2 мм, толщина стенки 0,6 мм), заглушенную с обоих концов. Внутри трубки находится сердечник регулирующего стержня диаметром 7 мм, изготовленный из материала с большим сечением поглощения тепловых нейтронов – алюминиевый сплав + Eu_2O_3 . Высота столба поглощающего

материала 3740 мм. В 109 ТВС имеются подвижные регулирующие стержни, представляющие собой пучок из 12-20 пэлов, имеющие пружинные подвески на специальной траверсе.

Регулирование мощности реакторов и аварийная защита (прекращение цепной реакции) осуществляются твердыми кассетами-поглотителями из бористой стали (ВВЭР-440) и поглотителями из карбида бора (ВВЭР-1000). Компенсация выгорания и медленных изменений реактивности производится варьированием концентрации борной кислоты в теплоносителе. В 42 периферийных ТВС установлены стержни с выгорающим поглотителем (СВП) (B_4C , 1 % по массе естественного бора в циркониевой матрице, оболочка поглощающего элемента - из нержавеющей стали). Они предназначены для выравнивания поля энерговыделения и снижения размножающих свойств у периферийных ТВС, с обогащением топлива 4,4 % в начале кампании. Конструкционно пучок СВП и пучок ПЭЛов выполнены идентично, но пучок СВП жестко закреплен в траверсе и не имеет пазов для соединения со штангой механизма системы управления защитой. Пучок СВП закреплен неподвижно в кассете вместо пучка ТВЭЛов. Высота столба выгорающего поглотителя в стержне 3500 мм. Общее количество ТВС в активной зоне ВВЭР-1000 шт., из них с регулирующими, стержнями 109 шт.

1.5 Теплоносители

Теплоноситель – флюид (гелий, воздух, углекислый газ, вода, водяной пар, органическая жидкость, жидкий металл, расплав солей), циркулирующий через активную зону, чтобы вынести тепло, генерируемое в ней делением и радиоактивным распадом, к парогенераторам или теплообменникам, где это тепло передается теплоносителю второго контура. Некоторые реакторы имеют один контур, где теплоноситель превращается в пар и идет на турбину.

Теплоноситель служит для отвода тепла из активной зоны реактора.

В качестве теплоносителей в ядерных реакторах используются вода, тяжелая вода, растворы и расплавы солей, металлы с низкой температурой плавления: натрий, сплав натрия с калием (NaK), газы: гелий, диоксид углерода и органические жидкости (терфенил и др.) Эти вещества являются хорошими теплоносителями и имеют малые сечения поглощения нейтронов. Различают теплоносители первого контура, которые переносят тепло из активной зоны реактора к теплообменнику или парогенератору, и теплоносители второго контура, переносящие тепло от теплообменника или парогенератора к паровой турбине.

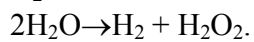
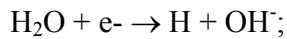
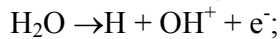
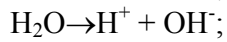
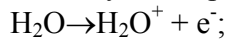
В мире создано много различных типов реакторов на тепловых нейтронах с разными замедлителями и теплоносителями. В их числе водо-водяные реакторы под давлением, водо-водяные кипящие реакторы, уран-графитовые с водяным теплоносителем, уран-графитовые с ядерным перегревом пара, реакторы органо-органические (с органическим замедлителем и органическим теплоносителем), газо-графитовые (теплоноситель — углекислый газ), реакторы с тяжелой водой (теплоноситель — обычная вода), тяжеловодные реакторы (с тяжелой водой в качестве замедлителя и теплоносителя). В «медленных» реакторах используются и газовые теплоносители (углекислый газ, гелий и др.).

Вода представляет собой прекрасный замедлитель и теплоноситель, которая из-за большой теплоемкости (выше воды объемная теплоёмкость только у металлов) не требует больших расходов. Чистая вода практически не активизируется нейтронами. Однако она сильно поглощает нейтроны. Кроме того, низкая температура кипения воды (100°C) вызывает высокое давление насыщенных паров (14 МПа) при рабочей температуре 336°C. Сравнительно низкая критическая температура воды и высокое значение критического давления ($T_{кр}=374,150$, $p_{кр} = 22,14$ МПа) ограничивают максимальную температуру водяного теплоносителя.

Вода в активной зоне реактора нагревается и, циркулируя по контуру под действием насосов, отдает тепло в парогенераторах воде второго контура, пар которой направляется в турбины и где его тепловой потенциал используется для совершения работы вращения электрогенератора. В кипящих водоводяных или графитовых реакторах пар генерируется непосредственно в активной зоне и после сепарации, отделения капель влаги, направляется в турбины, где срабатывает его потенциал. Иногда как замедлителем, так и теплоносителем

является бидистиллят (дважды дистиллированная вода). Часто в теплоноситель вводят химические добавки для того, чтобы защитить нетопливные компоненты активной зоны и чтобы уменьшить дозовые нагрузки на персонал. Так, АЭС с реакторами ВВР эксплуатируются при повышенном содержании водорода и с добавками цинка и/или благородных металлов. В реакторах РВР при повышении начального обогащения топлива требуется более высокая концентрация бора в воде, которая должна быть сбалансирована более высоким содержанием лития для регулирования рН.

Под действием ионизирующего излучения происходит разложение воды (радиолиз) с участием следующих реакций:



Таким образом, в облучаемой воде одновременно образуются ионы H^+ , OH^+ , OH^- , атомы водорода и свободные радикалы OH . Это чрезвычайно активные в химическом отношении агенты, повышающие химическую активность воды. Образование в воде водорода и перекиси водорода зависит и от наличия в воде растворённых газов. Избыток водорода в водорода уменьшает скорость радиолиза. Избыток в воде кислорода понижает концентрацию водорода вследствие синтеза воды. В процессе радиолиза воды существенное значение имеют растворённые в ней примеси, способные взаимодействовать с ионами H^+ и OH^- . Так, ионы Cl^- , Br^- , I^- , Cu^{2+} даже при малых концентрациях заметно усиливают разложение воды.

Органические теплоносители типа дифенила, терфенила, моноизопропилдефинила и др. представляют собой углеводороды, которые в ядерном отношении являются смесью углерода с водородом и обладают низким сечением поглощения тепловых нейтронов. Хорошая замедляющая способность, низкая активация, удовлетворительные теплофизические свойства, низкое давление насыщенных паров и ряд других достоинств позволяют на основе применения органических теплоносителей снизить размеры и весовые характеристики ЯЭУ.

Вследствие высокой температуры кипения органических жидкостей давление в первом контуре реакторов с органическими теплоносителями ниже, чем у водо-водяных. Положительными качествами реакторов с органическим теплоносителем считают малые размеры активной зоны, отсутствие коррозии топливных элементов и технологических каналов, малую активацию теплоносителя в нейтронном потоке; недостатками – низкие теплопроводящие свойства, высокую стоимость теплоносителя-замедлителя, сравнительно высокая температура плавления чистого полифенила (необходим подогрев теплоносителя перед пуском реактора), а также его разложение и полимеризацию при нагреве и облучении, сопровождающиеся изменением состава и свойств теплоносителя. Терфенил, например, имеет то преимущество перед водой, что у него низкое давление паров при рабочей температуре, но он разлагается и полимеризуется под действием высоких температур и радиационных потоков, характерных для реакторов.

В реакторах на быстрых нейтронах используются жидкометаллическим теплоносители (Li , Na , K , эвтектический сплав натрий-калий, висмут-свинец). Эти теплоносители имеют высокую термическую устойчивость, высокие температуры кипения, очень низкое давление насыщенных паров и могут быть использованы для охлаждения ЯЭУ при высоких температурах. Однако эти теплоносители обладают повышенным сечением поглощения тепловых нейтронов и не могут применяться в реакторах на тепловых нейтронах. Недостатком жидких металлов является низкая по сравнению с водой объёмная теплоёмкость, они весьма химически активны по отношению к другим материалам, энергично взаимодействуют с газами.

Натрий является хорошим теплоносителем, но у него есть недостатки: в нем наводится радиоактивность, у него низкая теплоемкость, он химически активен и затвердевает при комнатной температуре. Сплав натрия с калием сходен по свойствам с натрием, но остается жидким при комнатной температуре. Реакторы с жидкометаллическим теплоносителем обладают некоторыми преимуществами перед реакторами водо-водяного типа. Применение в качестве теплоносителя расплавленных металлов позволяет увеличить температуру в первом контуре при сравнительно низком давлении (5 -7 атм), что повышает экономичность установок. Однако при этом усложняется обслуживание реактора, повышается его стоимость и вследствие усиленной защиты и введения в отдельных случаях дополнительного контура увеличивается вес установок. Более того, расплавленные щелочные металлы при высоких температурах химически весьма активны, что усиливает коррозию систем. Они также бурно реагируют при контакте с водой и воздухом, вследствие чего возможны взрывы и пожары.

Газовое охлаждение нашло применение в некоторых реакторах. Используют углекислый газ, гелий, воздух и другие газы. Поскольку газы имеют небольшую плотность, низкую объёмную теплоёмкость и небольшой коэффициент теплопроводности, то для обеспечения эффективного теплосъёма необходимо пропускать через реактор значительные объёмы газа, что возможно при высоких давлениях (несколько мегапаскалей, 1МПа=10 атм). Из всех газов наиболее благоприятными теплофизическими и ядерными свойствами обладают гелий и водород, однако водород взрывоопасен и коррозионно-активен. Гелий – прекрасный теплоноситель, но у него мала удельная теплоемкость. Диоксид углерода представляет собой хороший теплоноситель, и он широко применялся в реакторах с графитовым замедлителем. В реакторах БН в качестве теплоносителя иногда применяется N_2O_4 .

1.6 Материалы – отражатели нейтронов

Отражатель нейтронов, слой вещества (обычно графита, тяжёлой воды), окружающий активную зону ядерного реактора и служащий для уменьшения утечки нейтронов из активной зоны. Отражатель нейтроновн. позволяет уменьшить критическую массу делящегося вещества и увеличить съём мощности с единицы объёма активной зоны.

Эффективность использования тепловых нейтронов в реакции деления урана можно существенно повысить, окружив образец делящегося вещества слоем материала, отражающего нейтроны. Обычно отражатель - слой неделящегося вещества с малым сечением захвата и большим сечением рассеяния. Отражатель возвращает значительную часть нейтронов, вылетающих через поверхность образца (или установки). Отражатель изготавливают из бериллия (часто в виде оксида, BeO), бора (^{11}B) или природного урана, но иногда используют графит, гидриды некоторых металлов и даже железо. В первых атомных бомбах для отражения нейтронов использовался карбид вольфрама.

2. ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИЕ ЭЛЕМЕНТЫ И ТОПЛИВНЫЕ СБОРКИ

Основной составной частью активной зоны ядерного энергетического реактора являются ТВЭЛы, собранные в тепловыделяющие сборки (ТВС) и содержащие определённое количество твёрдого ядерного топлива. Сейчас, вместе с совершенствованием ядерных композиций, улучшается конструкция тепловыделяющих элементов, топливных таблеток – за счёт использования технологий изготовления, спекания, сварки, химической и механической обработки. Всё это улучшает эксплуатационные свойства ядерного топлива, повышает его надёжность и безопасность.

Тепловыделяющий элемент является конструкционным элементом ядерного реактора, в котором размещается ядерное топливо. ТВЭЛы устанавливаются в активную зону ядерного реактора и обеспечивают генерацию основной части тепловой энергии и передачу ее теплоносителю. Более 90% всей энергии освобождающейся в реакторе при делении ядер, выделяется внутри ТВЭЛов и отводится обтекающим ТВЭЛ теплоносителем. ТВЭЛы работают в очень тяжелых условиях: плотность теплового потока от ТВЭЛа к теплоносителю достигает 1-2 МВт/кв.м., а температура колеблется до 3200 градусов. Наиболее важными явлениями с точки

зрения анализа поведения ТВЭЛов при облучении являются распухание топлива и выход газовых продуктов деления, изменение внутреннего давления и т.д.

Тепловыделяющий элемент обычно представляет собой топливный сердечник с герметичной оболочкой. Оболочка предотвращает утечку продуктов деления и взаимодействие топлива с теплоносителем. Материал оболочки должен слабо поглощать нейтроны и обладать приемлемыми механическими, гидравлическими и теплопроводящими характеристиками. ТВЭЛы классифицируют по природе используемого топлива, форме ТВЭЛа, характеру контакта топливо-оболочка, типу ядерного реактора.

Форма и геометрические размеры ТВЭЛа зависят от типа реактора, а также технологии изготовления. Наиболее распространённой формой ТВЭЛа является длинный цилиндрический топливный стержень, заключённый в металлическую оболочку. В некоторых реакторах используются ТВЭЛы в форме пластин (исследовательские реакторы), шара (высокотемпературные газографитовые реакторы) или другой конфигурации. Некоторые варианты сечений ТВЭЛов и их взаимного расположения в активной зоне реактора показаны на **Рис.2**. Компоновка ТВЭЛов в сборки осуществляется с помощью дистанционирующих деталей. ТВС является структурным элементом активной зоны реактора, позволяющим осуществить загрузку и выгрузку ядерного топлива.

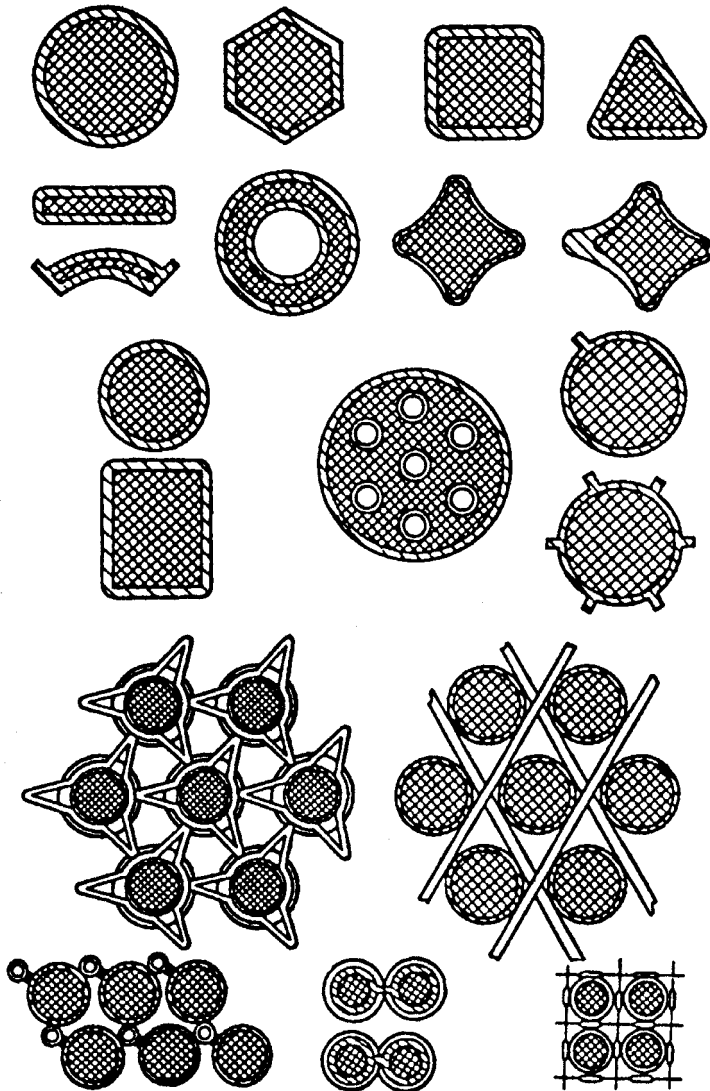


Рис.2. Варианты сечения ТВЭЛов и их дистанционирования.

По характеру топлива и оболочки различают: ТВЭЛы, в которых топливо и оболочка металлические, ТВЭЛы, состоящие из керамического топлива и металлической оболочки и полностью керамические ТВЭЛы, покрытые пленками из пироуглерода, включенные в графитовую матрицу. Только по характеру топлива различают ТВЭЛы: металлические ТВЭЛы, в которых металлическое топливо слабо легировано, керамические ТВЭЛы с керамическим топливом без разбавляющих добавок, дисперсионные ТВЭЛы, в которых топливо является сильно разбавленным сплавом или полностью керамическим с низким содержанием топлива на единицу объема. По форме ТВЭЛа различают пластинчатые; сплошные цилиндрические, проволочные, прутковые, таблеточные, однокольцевые и многокольцевые, трубчатые; шаровые; пластинчатые; моноблочные перфорированные. По способу реализации контакта «топливо-оболочка» различают: ТВЭЛы с механическим контактом; ТВЭЛы с металлургическим контактом; ТВЭЛы с промежуточным слоем. Для увеличения

теплопередающей поверхности могут быть использованы различные виды оребрения: продольное; поперечное; продольное с прямыми ребрами и спиральными перегородками; спиральное; шевронное.

Тепловыделяющие элементы – это обычно таблетки спеченного оксида урана в трубках из алюминия, циркония или нержавеющей стали; таблетки сплавов урана с цирконием, молибденом и алюминием, покрытые цирконием или алюминием (в случае алюминиевого сплава); таблетки графита с диспергированным карбидом урана, покрытые непроницаемым графитом.

Для водо-водяных реакторов наиболее предпочтительны таблетки оксида урана в трубках из нержавеющей стали. Диоксид урана не вступает в реакцию с водой, отличается высокой радиационной стойкостью и характеризуется высокой температурой плавления. Для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов подходят графитовые топливные элементы, но у них имеется серьезный недостаток – за счет диффузии или из-за дефектов в графите через их оболочку могут проникать газообразные продукты деления. Органические теплоносители несовместимы с циркониевыми ТВЭлами и поэтому требуют применения алюминиевых сплавов. Перспективы реакторов с органическими теплоносителями зависят от того, будут ли созданы алюминиевые сплавы или изделия порошковой металлургии, которые обладали бы прочностью (при рабочих температурах) и теплопроводностью, необходимыми для применения ребер, повышающих перенос тепла к теплоносителю. Поскольку теплообмен между топливом и органическим теплоносителем за счет теплопроводности мал, желательно использовать поверхностное кипение для увеличения теплопередачи. С поверхностным кипением будут связаны новые проблемы, но они должны быть решены, если использование органических теплоносителей окажется выгодным.

Помимо порошков и гранул, в последнее время появилось новое микросферическое гранулированное керамическое топливо (диаметр гранул – несколько микрон), которое применяется для производства большого класса дисперсных ТВЭЛов с металлокерамической композицией, ТВЭЛов на основе графитовой матрицы, микроТВЭЛов с различными типами покрытий, используемых в высокотемпературных газоохлаждаемых атомных реакторах, а также виброуплотненных стержневых ТВЭЛов. Подобное топливо, видимо, будет применяться в газотурбинном модульном реакторе.

В тепловом реакторе ТВЭЛы образуют решетку, свободное пространство которой заполняется замедлителем.

По характеру топлива и оболочки различают ТВЭЛы, в которых топливо и оболочка металлические; ТВЭЛы, состоящие из керамического топлива и металлической оболочки; полностью керамические ТВЭЛы, покрытые пленками из пироуглерода, включенные в графитовую матрицу. Только по характеру топлива различают металлические ТВЭЛы, в которых металлическое топливо слабо легировано; керамические ТВЭЛы с керамическим топливом без разбавляющих добавок; дисперсионные ТВЭЛы, в которых топливо является сильно разбавленным сплавом или полностью керамическим с низким содержанием топлива на единицу объема. По форме ТВЭЛы бывают: пластинчатые; сплошные цилиндрические (блочковые; стержневые; провололочные, прутковые, таблеточные; однокольцевые и многокольцевые; трубчатые); шаровые; моноблочные; ТВЭЛ других форм. По способу реализации контакта «топливо-оболочка» различают ТВЭЛы с механическим контактом; ТВЭЛы с металлургическим контактом; ТВЭЛы с промежуточным слоем

Тепловыделяющие элементы гетерогенных реакторов обеспечивают сохранение ядерного горючего и образующихся осколков в небольшом замкнутом пространстве. ТВЭЛы представляют собой обычно литые Th, U, Pu, их сплавы или прессованную смесь – керамику или металлокерамику – делящегося вещества в виде оксида, карбида и т.п. с матрицей из металлов, окислов и т.п. Матрица обеспечивает необходимое разбавление делящихся изотопов до допустимых, с точки зрения удельных тепловых нагрузок, концентраций. Гетерогенное ядерное горючее покрыто снаружи герметичной оболочкой из алюминия, циркония или нержавеющей

стали. Комплекты ТВЭЛов в виде пластин, трубок, цилиндров, стержней часто объединяются в сборки, помещаемые в рабочие ячейки ядерных реакторов.

2.1 ТВЭЛ и ТВС для ВВЭР

В реакторе типа ВВЭР в качестве ядерного топлива используется спеченный диоксид урана с начальным обогащением ураном-235 в стационарном режиме в диапазоне от 2.4 до 4.4 % (масс). Полная загрузка реактора топливом – 75 тонн.

Шестигранные тепловыделяющие сборки (ТВС), содержат тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы) стержневого типа с сердечником из диоксида урана в виде таблеток, находящихся в оболочке из циркониевого сплава. Внутри циркониевой оболочки ТВЭЛа (внутренний диаметр 9,1 мм, толщина стенки 0,65 мм, материал оболочки – сплав Zr+1%Nb) располагаются таблетки топлива диаметром 7,53 мм из двуоксида урана. Масса загрузки UO_2 в одном ТВЭЛе 1565 г. Гарантированный срок работы – 4 года. ТВС ВВЭР-1000 представляет собой пучок ТВЭЛов, размещенных по треугольной решетке с шагом 12,76 мм (пучок заключен в чехол из циркониевого сплава). Некоторые характеристики ТВС приведены в **Табл.2**. В свою очередь, ТВС также собраны в треугольную решетку с шагом 147 мм (ВВЭР-440) и 241 мм (ВВЭР-1000).

Табл. 2. Характеристики ТВЭЛов ВВЭР-1000

Размер оболочки твэлов, мм		9.1*0.65
Диаметр топливной таблетки, мм		7.53
Диаметр осевого отверстия в топливной таблетке, мм		1.4
Обогащение топлива, %	в двухлетнем цикле	3.3
	в трёхлетнем цикле	4,4
Масса загрузки UO_2 в одном твэле, кг		1.565

Высота ТВС с пучком регулирующих стержней составляет 4665 мм. ТВС содержит 317 твэлов, 12 направляющих каналов для стержней регулирования, один канал для датчика замера энерговыделения и полую центральную трубку. В центре шестигранной головки ТВС находится цилиндрическая втулка, в которой крепятся 12 направляющих каналов для поглощающих элементов и канал для датчика замера энерговыделений. Масса топлива в кассете 455,5 кг. Втулка соединяется с шестью углами головки ТВС ребрами, в которых располагаются подпружинные штыри, служащие для зажатия сборки в реакторе, компенсации температурных расширений и технологических допусков. По граням головки расположены окна для выхода теплоносителя из ТВС. В отличие от мировых аналогов конструкций ТВС, базирующихся на прямоугольной форме, ТВС ВВЭР-1000 имеет гексагональное сечение и поле распределения твэлов. Такая схема рассеяния твэлов обеспечивает высокую равномерность потока теплоносителя и более благоприятное водно-урановое соотношение в активной зоне. Гексагональная форма гарантирует сохранность ТВС при транспортно-технологических операциях в производстве и на АЭС.



Рис.3. ТВЭЛы, собранные в тепловыделяющие сборки, ТВС

Со времени пуска в эксплуатацию АЭС с ВВЭР конструкции ТВС претерпели значительные изменения. На первоначальном этапе проектирования и эксплуатации ТВС были с защитной оболочкой, т. е. чехловые, затем появились сборки с перфорированным чехлом. В настоящее время на всех проектируемых и строящихся АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 преимущество отдано бесчехловым ТВС. Бесчехловые ТВС улучшают перемешивание теплоносителя в активной зоне; уменьшают зазор между соседними

ТВС, что позволяет разместить в одном и том же объеме корпуса большее количество ТВС, и тем самым увеличить мощность реактора; снижают неравномерность энерговыделения за счет плотной упаковки ТВЭЛов; уменьшают гидравлическое сопротивление ТВС; повышают надежность охлаждения в аварийных режимах, связанных с течью теплоносителя за счет поперечной растечки воды из системы аварийного охлаждения; увеличивают количество регулируемых стержней на одну ТВС с целью повышения прочностных свойств силового каркаса сборки и снижения количества приводов системы управления защитой; снижают количество дорогостоящего материала (циркония), применяемого в ТВС.

2.2 ТВЭЛ для РБМК

В качестве топлива в реакторах РБМК используется двуокись урана ^{235}U . Для уменьшения размеров реактора содержание ^{235}U в топливе предварительно повышается до 2,0 или 2,4 % на обогатительных комбинатах. Загрузка реактора ураном – 200 тонн. Среднее выгорание топлива 22,3 МВтсут/кг.

ТВЭЛ представляет из себя циркониевую трубку высотой 3,5 м и толщиной стенки 0,9 мм с заключенными в нее таблетками двуокиси урана высотой 15 мм. Две соединенные последовательно тепловыделяющие сборки, содержащие по 18 ТВЭЛов каждая, образуют топливную кассету, длина которой составляет 7 м. Топливная кассета устанавливается в технологический канал. Количество технологических каналов в реакторе -1661. Вода подается в каналы снизу, омывает ТВЭЛы и нагревается, причем часть ее при этом превращается в пар. Образующаяся пароводяная смесь отводится из верхней части канала.

Управление реактором осуществляется равномерно распределенными по реактору 211 стержнями, содержащими поглощающий нейтроны элемент - бор. Стержни перемещаются индивидуальными сервоприводами в специальных каналах, конструкция которых аналогична технологическим. Стержни имеют собственный водяной контур охлаждения с температурой 40 - 70°C. Использование стержней различной конструкции обеспечивает возможность регулирования энерговыделения по всему объему реактора и его быстрое заглушение при необходимости.

Топливо для реакторов РБМК постоянно совершенствуется. Сначала использовались топливные таблетки с обогащением 1,8 % по ^{235}U , затем для увеличения глубины выгорания обогащение подняли до 2,4%, при этом избыточная реактивность компенсировалась установкой дополнительного поглотителя в активную зону, который по мере выгорания извлекался оттуда. В настоящее время для компенсации избыточной реактивности поглотитель включают в топливную композицию таблетки, это так называемые самовыгорающие поглотители. Цель их использования заключается не только в компенсации начальной избыточной реактивности, увеличении начального обогащения и тем самым глубины выгорания ядерного топлива, но и в избавлении от установки дополнительного поглотителя, который в реакторе является паразитным источником образования ненужных радиоактивных отходов. Сейчас используется ядерное топливо с обогащением 2,6% по ^{235}U с добавлением в топливную композицию двуокиси эрбия в количестве 0,41%. В ближайшее время предполагается начать установку топлива с обогащением 2,8 % по U^{235} и содержанием ErO_2 в количестве 0,6 %, а в недалёком будущем это соотношение вырастет до 3 % и 0,8% соответственно. При этом предполагается достичь максимальной глубины выгорания – до 36 МВт-сут/кг UO_2 .

Без применения самовыгорающего поглотителя в топливе часть топливных каналов реактора РБМК заполняется сборками дополнительного поглотителя. При применении ядерного топлива с эрбием и выгрузкой дополнительного поглотителя снижаются максимальные нагрузки на каналы с топливом, улучшается коэффициент неравномерности. Снижение максимальных нагрузок на топливо, увеличение запасов по теплотехническим параметрам благоприятно сказываются на его надёжности, а, следовательно, и на показателях безопасности. Кроме того, ядерно-физические свойства эрбия таковы, что он обладает существенной поглощающей способностью для нейтронов с энергией выше тепловой, и в случае перегрева ядерного топлива в аварийной ситуации (например, при обезвоживании канала) он больше поглощает нейтроны, снижая тем

самым энерговыделением. Такое свойство ядерного топлива приводит к улучшению динамических характеристик реакторной установки, в частности, к снижению парового коэффициента реактивности. Помимо этого, снижение максимальных нагрузок на ядерное топливо создаёт предпосылки для увеличения общей тепловой мощности установки.

2.3 ТВС для реактора на быстрых нейтронах, БН600

БН-600 - реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Электрическая мощность 600 МВт. Проектная активная зона, состоявшая из тепловыделяющих сборок с обогащением по ^{235}U 21% и 33%, эксплуатировалась с 1980 по 1986. Максимальное выгорание топлива, которое удалось в ней достигнуть, составило 7% тяжелых атомов, т.е. В течение следующих двух лет был осуществлен переход на активную зону с тремя вариантами обогащения (17%, 21% и 26% по ^{235}U) для снижения удельных тепловых нагрузок на ТВЭЛ. Максимальное выгорание топлива было повышено до 8,3 % т.а. Следующая модернизация была осуществлена в течение 1991-1993. Основу ее составило применение наиболее радиационноустойчивых и хорошо освоенных промышленностью конструкционных материалов. После этого удалось достичь выгорания топлива 10% т.а.

Активная зона и зона воспроизводства собираются из шестигранных ТВС кассетного типа с размерами «под ключ» 96 мм. Тепловыделяющая сборка состоит из ТВЭЛов, кожуха, головки для захвата ТВС при перегрузках и хвостовика, с помощью которого ТВС устанавливается в гнездо напорного коллектора и поддерживается вертикально. ТВЭЛы соединены между собой элементами крепления и ограждены чехлом, связывающим в единое целое все части ТВС. ТВЭЛы заполнены по длине активной зоны втулками из обогащенной окиси урана (или смеси окиси урана) и окиси плутония, а выше и ниже активной зоны расположены торцевые экраны из брикетов окиси «отвального» урана. ТВЭЛы зоны воспроизводства тоже заполнены брикетами из «отвального» урана. Газовые полости над уровнем натрия в реакторе заполнены аргоном.

2.4 Микросферы для ТВЭЛов

В настоящее время микросферические гранулированные материалы находят широкое применение в различных отраслях промышленности. Большой интерес представляет использование микросферических керамических материалов в качестве топливной составляющей различных типов тепловыделяющих элементов. В последнее время гранулированное керамическое ядерное топливо применяется для производства большого класса дисперсных ТВЭЛов с металлокерамической композицией, ТВЭЛов на основе графитовой матрицы, микроТВЭЛов с различными типами покрытий, используемых в высокотемпературных газоохлаждаемых реакторах, а также виброуплотненных стержневых ТВЭЛов.

Основные преимущества использования гранулированного микросферического топлива:

- а) возможность создания автоматизированного дистанционно-управляемого технологического процесса приготовления рециркулируемого топлива из актиноидов;
- б) отсутствие пылеобразующих операций по сравнению с традиционно используемой порошковой технологией;
- в) более удобная, чем порошки форма материала на всех стадиях технологического процесса, что максимально сокращает длительность виброуплотнения;
- г) микросферы могут быть изготовлены от нескольких микрон до 2...3мм с тщательным контролем их на стадии получения геля;
- д) дефектные некондиционные микросферические частицы могут быть возвращены в начало процесса;
- е) микросферы смешанных окислов актиноидов могут быть спечены до высокой плотности (более 95 % теоретической плотности) при температуре на 200°С ниже, чем температура спекания таблеток;
- ж) возможность получения и контроля микросфер с пористостью от 10 до 30 % при высокой механической прочности, что создает дополнительные технологические преимущества.

Первые технологические схемы были основаны на методах порошковой металлургии. Отличительной особенностью этих методов получения микросферического керамического топлива является использование в качестве исходного материала порошка ядерного топлива, состав которого соответствует конечному продукту. В последнее десятилетие интенсивно разрабатываются методы производства микросферического топлива, где в качестве исходных продуктов применяются водные растворы солей делящихся и воспроизводящих материалов. Одним из "водных" методов получения микросферического керамического топлива является золь-гель процесс.

Золь-гель процесс имеет несколько вариантов гелеобразования актиноидов:

1) Осаждение гелей - процесс основан на образовании геля актиноидов в рабочем растворе, в котором равномерно распределены компоненты, затвердевающие в щелочной среде. Метод также характеризуется массопереносом.

2) Внешнее гелеобразование – характеризуется переносом массы через границу раздела фаз (сферообразующая щелочная среда – аммиачный раствор газ, содержащий осадительные компоненты). Различается прямое внешнее гелеобразование и обратное внешнее гелеобразование.

3) Внутреннее гелеобразование - основано на том, что рабочий раствор содержит гелирующие добавки (доноры аммиака), которые при повышенной температуре разлагаются в сферообразующей среде. Характерной чертой процесса является отсутствие массопереноса через границу раздела фаз [8-10].

В процессе внешнего и внутреннего гелирования в качестве дисперсионной среды используются органические жидкости нерастворимые или слаборастворимые в воде.

Порошковые методы изготовления топливных ядер, наряду с золь-гель процессом, получили достаточно широко развитие технологии топливных элементов высокотемпературных гелиевых реакторов. Наибольшее распространение получил способ изготовления изделий из пластифицированных масс. Разновидностью этого способа является метод механической сфероидизации мерных топливных заготовок, который и выбран в качестве основы для разработки технологии топливных микросфер. Метод заключается в обкатывании топливных заготовок из пластифицированных масс до совершенных микросфер.

3. КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ

Ядерными энергетическими называются установки, преобразующие ядерную энергию в работу с помощью рабочего тела – газа реального, например водяного пара, или псевдогаза – электронов твёрдого тела. По методам получения энергии ЯЭУ подразделяются на два вида: ядерные реакторы, представляющие собой устройства, в которых обеспечиваются условия протекания управляемой самоподдерживающейся реакции деления тяжёлых ядер, и термоядерные реакторы, представляющие собой устройства для обеспечения управляемого самоподдерживающегося синтеза лёгких ядер.

Основной составной частью ЯЭУ является тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ). В ядерных реакторах он состоит из ядерного топлива (U, Pu и их соединения с другими элементами), заключённого в оболочку или матрицу из конструкционного материала. В термоядерном реакторе основным ТВЭЛом является сама рабочая камера реактора (в которой осуществляется синтез лёгких элементов (дейтерия и трития), а вспомогательными являются ТВЭЛы с ядерным топливом, расположенные вне рабочей камеры.

К реакторным конструкционным материалам относятся такие металлы, как алюминий, цирконий и его сплавы, сплавы на основе магния, нержавеющая сталь и сплавы на основе железа, никеля, хрома, тугоплавкие металлы и сплавы, тугоплавкие металлы и сплавы, цветные металлы и сплавы на их основе. Основными материалами для оболочек тепловыделяющих элементов служат алюминий и цирконий. Нержавеющая сталь применяется в ограниченных количествах и только в реакторах на обогащенном уране, так как сильно поглощает тепловые нейтроны.

3.1 Условия работы конструкционных материалов в атомных реакторах

В ядерных реакторах наиболее напряжёнными узлами являются оболочки ТВЭЛов, чехлы ТВС, корпус, элементы теплообменников (парогенераторов) и трубопроводов первого контура.

Наиболее важным параметром ЯЭУ является объёмное энерговыделение, которое определяет потоки нейтронов и тепловую нагрузку на единицу площади поверхности и длины оболочки ТВЭЛа. Энерговыделение в единице объёма ТВЭЛа или плазмы и параметры теплоносителя (теплоёмкость, расход, температура на входе) определяет рабочую температуру оболочки ТВЭЛа. Поэтому важными параметрами являются температура оболочки ТВЭЛа, температура, давление и вид теплоносителя, среда, окружающая тепловыделяющий элемент, режим работы ЯЭУ. Наибольшее энерговыделение достигнуто в реакторах с водяным и жидкометаллическим охлаждением (ВВРД – водо-водяной реактор с водой под давлением, ИР – исследовательский реактор, БР – быстрый реактор). Самые высокие значения удельного энерговыделения в оболочке ТВЭЛа достигнуты в реакторах на быстрых нейтронах (2,9 – 3,1 МВт/м²). Плотности потоков быстрых и тепловых нейтронов в активной зоне энергетических реакторов на быстрых нейтронах практически одинаковы. У реакторов на тепловых нейтронах плотность потока первых на порядок выше. Наибольшие плотности потока быстрых нейтронов – у специальных исследовательских реакторов.

Температура теплоносителя максимальна у газоохлаждаемых реакторов и у реакторов с жидкометаллическим охлаждением. Температура оболочки ТВЭЛа – производная объёмного энерговыделения и интенсивности охлаждения – является параметром, определяющим ресурс ТВЭЛа и стенки. Давление теплоносителя имеет максимальное значение в реакторе ЯЭУ является физико-химическая активность среды, окружающей конструктивный элемент, с учётом её температуры и давления. Существенным параметром, определяющим работоспособность узлов ЯЭУ, является временной режим работы (стационарность, цикличность нагрузок).

Основным отличием ЯЭУ от обычных тепловых энергетических установок является наличие мощных радиационных полей, вызывающих структурные изменения в объёме материала и на поверхности и, как следствие этого, ухудшение свойств облучаемого материала.

Специфика радиационного воздействия ядерного излучения ЯЭУ на повреждение и изменение структуры в объёме материала состоит в наличии быстрых (выше 1 МэВ) нейтронов. Нейтроны рассеиваются и поглощаются атомами материала, вызывая их смещение, изменение изотопного состава вследствие радиационного захвата (n,γ) нейтронов, из-за реакций (n,α) (n,p) (n,n') (n,d), (n,t) ($n,2n$) и ($n,3n$), имеющих пороговый характер. Энергетический порог для реакций размножения нейтронов, например, ($n,2n$) равен: для Мо 13,1 МэВ, для Nb 8,8 МэВ, для V 10,3 МэВ, для Cr 12,9 МэВ, для Ni 11,9 МэВ.

Степень радиационного повреждения материала определяется числом первично-выбитых атомов (ПВА) твёрдого тела налетающей (бомбардирующей) частицей и зависит от её энергии. Нейтроны создают каскады повреждений и субкаскады (до шести на один каскад) за счёт упругого и неупругого взаимодействия нейтронов. Доля каскадов вследствие упругого взаимодействия нейтронов зависит от массы атома и равна 20 – 30% от общего числа каскадов. Таким образом, определяющим процессом в радиационном повреждении материалов является неупругое взаимодействие нейтронов. Существенное влияние на скорость создания смещённых атомов в конструкционных материалах оказывает интенсивность нейтронного потока, а также вид материала.

Смещение атомов сопровождается накоплением в материале дефектов: междоузельных атомов и вакансий. Вследствие разной подвижности дефектов, взаимодействия их между собой и с элементами структуры конструкционные материалы распухают, испытывают радиационно-ускоренную ползучесть и структурно фазовые изменения.

Быстрые нейтроны вызывают значительные изменения изотопного состава облучаемых материалов, сопровождаемые образованием гелия, водорода и других, в том числе радиоактивных, нуклидов. Распухание топлива при облучении его в быстрых реакторах не

является монотонной функцией отношения количества гелия на смещённый атом: набухание может увеличиваться, уменьшаться или оставаться неизменным с ростом этого отношения. С ростом отношения He/СНА почти всегда увеличивается плотность пор (пузырьков); влияние накапливаемого газа зависит от температуры, дозы и интенсивности облучения.

Изменение изотопного состава при облучении существенно зависит от энергии ионов. Накопление в материале радиоактивных элементов вызывает с экологической точки зрения отрицательные последствия, в первую очередь повышение радиоактивности материалов и, следовательно, радиационной опасности, спад которой до приемлемого уровня наступит через многие годы (десятки и сотни лет) после остановки реактора. Накопление радиоактивных продуктов и их распад вызывают остаточное энерговыделение. Источником тепла являются, в основном элементы, испытывающие β - и γ - распады, причём наиболее значительное энерговыделение наблюдается в первые 50 – 100 суток после остановки реактора. Остаточное энерговыделение может привести к критической ситуации в случае отказа системы охлаждения атомного реактора.

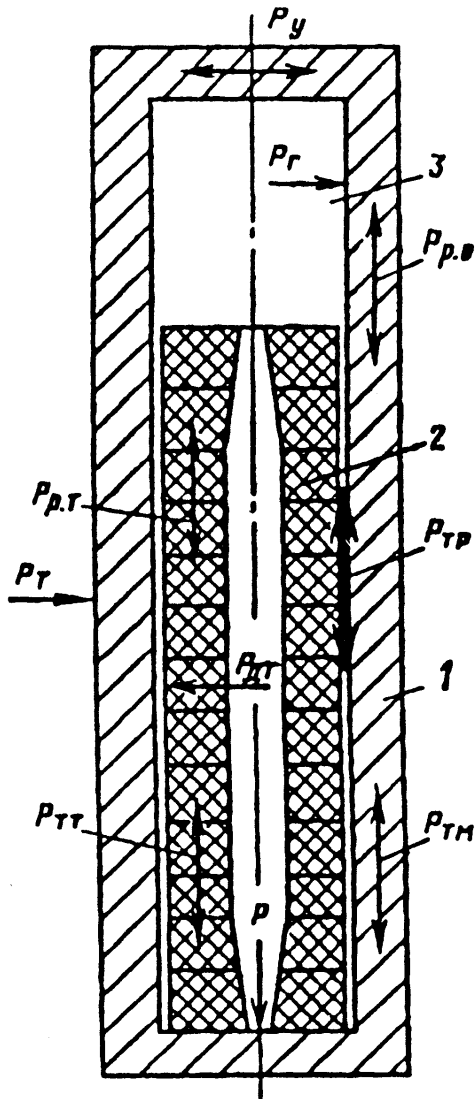
Совокупное воздействие нейтронов, вызывающее образование отдельных точечных дефектов, скопление смещённых атомов в петли междоузельных атомов, а вакансий в вакансионные петли и пустоты, накопление атомов газа и образование газовых пузырьков, накопление атомов с различными размерами за счёт реакций ядерных превращений выразится в изменении свойств и размерной стабильности материалов, т.е. приведёт к радиационному упрочнению, охрупчиванию и набуханию, активации материалов, вызовет явление радиационной ползучести, приведёт к изменению физических свойств материала. Это в свою очередь может привести к искажению форм и размеров различных конструктивных элементов ЯЭУ, нарушению режима работы реактора, другим неблагоприятным и даже аварийным последствиям.

Основными критериями оценки радиационной стойкости того или иного материала, влияющими на долговечность конструктивных элементов ЯЭУ, являются: радиационное охрупчивание, набухание и радиационная ползучесть. Эти факторы радиационного воздействия ограничивают срок работы материалов в атомном реакторе.

3.1.1 Тепловыделяющие элементы

Рассмотрим условия работы ТВЭЛа – наиболее напряжённого узла реактора. Оболочка ТВЭЛа (**Рис.4**) подвержена многообразному силовому воздействию, включающему вибрационные нагрузки, установочные усилия, внутреннее давление газообразных продуктов деления, радиальное давление топлива на оболочку, силу веса топливного сердечника, давление набухающего топлива, давление, вызванное набуханием оболочки, термические напряжения в оболочке, усилие от трения топлива в оболочке, внешнее давление теплоносителя. Кроме того, в работающем ТВЭЛе может происходить химическое взаимодействие оболочки с топливом, с продуктами его деления (кислород, йод, цезий, теллур и др.), с теплоносителем. Реальными являются эрозионный и кавитационный износы оболочки, приводящие к её утонению. Важным является не только химическое, но и механическое взаимодействие «топливо-оболочка». Трещины в топливе и разрывы между таблетками являются местами локальных напряжений в оболочке.

В реакторах на быстрых нейтронах оболочка ТВЭЛа за компанию облучится нейтронами до флюенсов порядка 10^{27} нейтр/м². Воздействие таких флюенсов вызывает накопление радиационных дефектов и может привести к вакансионному набуханию материала и, в случае неоднородности набухания, к появлению дополнительных напряжений в оболочке. Воздействие высоких флюенсов быстрых нейтронов приводит к радиационно-стимулированному изменению структуры, а также элементного и фазового состава конструкционного материала и, как следствие этого, значительному изменению механических свойств: радиационному упрочнению, охрупчиванию, радиационной ползучести. Химическое взаимодействие жидкометаллического



теплоносителя с оболочкой ТВЭЛа вызывает селективное растворение компонентов конструкционного материала, утонение оболочки и перенос массы по контуру теплоносителя.

Рис.4. Схема стержневого ТВЭЛа (1- оболочка, 2 – стержневой столбик ТВЭЛа, 3 – газосборник) и действующие силы в рабочем ТВЭЛе: p_y – установочные; p_r – давления газа; p – веса (массы топлива); $p_{р.о}$ – распухания оболочки; $p_{р.т}$ – распухания топлива; $p_{тм}$ – термические; $p_{тр}$ – трения; p_t – теплоносителя

В реакторах на тепловых нейтронах с водяным теплоносителем возможно гидрирование и, следовательно, резкое охрупчивание и разгерметизация оболочки ТВЭЛа. Разгерметизация может наступить на различных стадиях эксплуатации ТВЭЛа, так как она в значительной степени зависит от качества изготовления ТВЭЛа, качества сварных швов. Одна из причин разгерметизации ТВЭЛа связана с накоплением влаги внутри оболочки и локальным гидрированием оболочки. Это объясняется тем, что топливный сердечник из обогащённого урана может содержать некоторое количество технологического фтора. Фтор нарушает защитную оксидную плёнку на внутренней стороне оболочки, что способствует ускоренному проникновению свободного водорода и разрушению оболочки по механизму локального гидрирования.

Высокие выгорания топлива могут стимулировать радиационный рост и прогиб оболочки. Например, для циркониевых труб характерно наличие текстуры, т.е. зерна в стенке трубы имеют предпочтительную ориентацию, что приводит к эффекту радиационного роста ТВЭЛов, чехлов ТВС и каналных труб реакторов. Скорость радиационного роста зависит от температуры и нейтронного потока, и поэтому температурные неравномерности и градиенты нейтронных полей в активной зоне будут приводить к неодинаковым изменениям размеров ТВЭЛов и к их прогибам. Причиной прогиба ТВЭЛа могут быть и неравномерные остаточные напряжения в оболочке.

Вибрации ТВЭЛов и ТВС, вызванные потоком теплоносителя, могут быть причиной фреттинг-коррозии и повышенного износа в местах контакта ТВЭЛов с ячейками дистанционирующих решёток. Особенно подвержены фреттинг-коррозии оболочки ТВЭЛов и бесчехловых ТВС реакторов типа РБМК и ВВЭР-1000. В местах разрыва топливного столба ТВЭЛа, например, вследствие доспекания топлива (сокращения объёма) оболочка ТВЭЛа может потерять устойчивость из-за накопления деформации ползучести под воздействием напряжений от давления теплоносителя. Наличие мест разрывов топливного столба, кроме того, может повлиять на эксплуатационные характеристики из-за локального всплеска энерговыделения.

Накопление в ТВЭЛах короткоживущих нуклидов с большим сечением захвата нейтронов (например, в ^{135}Xe сечение захвата $3,5 \cdot 10^{-22} \text{ м}^2$) вызывает так называемое отравление активной зоны реактора («йодная яма»). Особенно быстро накапливается ксенон в процессе кратковременной остановки реактора. Запуск «отравленного» реактора – непростая задача, требующая избытка реактивности. Накопление в ТВЭЛах стабильных нуклидов с большим сечением захвата нейтронов (например, в ^{149}Sm сечение захвата $5,4 \cdot 10^{-24} \text{ м}^2$) вызывает

зашлаковывание активной зоны и соответствующее падение реактивности. Режим работы реактора должен в наибольшей степени уменьшать зашлаковывание.

3.1.2 Корпус ядерного реактора

В ядерных реакторах корпусного типа, работающих на водяных или газовых теплоносителях, корпус может быть или стальной, или комбинированный из стали и напряжённого бетона. В водо-водяных реакторах давление теплоносителя достигает значений 16МПа, а температура 300°С. В процессе длительной эксплуатации (а корпус рассчитывают на 30 лет) материал испытывает нейтронное облучение до флюенсов 10^{24} нейтр/м² в условиях постоянного контакта с движущейся пароводяной смесью. Таким образом, в ядерных реакторах корпусного типа несущий корпус является важным узлом, работающим в напряжённых условиях.

Обобщая рассмотрение условий работы различных ЯЭУ, необходимо подчеркнуть основные факторы, определяющие общие требования к свойствам конструкционного материала:

- 1) напряжённое состояние, возникающее в конструкционном элементе под действием различных механических, термических и радиационных воздействий;
- 2) рабочая температура материала, обусловленная соотношением энерговыделения и теплоотвода;
- 3) радиационное воздействие на материалы нейтронами, гамма- и другими видами излучения;
- 4) наличие химически активной среды в виде движущегося теплоносителя, скопления газообразных продуктов деления и остаточных газов;
- 5) циклический характер работы ряда ЯЭУ, особенно импульсных, определяющий размах теплосмен и амплитуд нагрузок в процессе эксплуатации.

3.2 Требования к конструкционным материалам

Конструкционный материал должен быть прочным или жаропрочным (термостойким, выносливым), коррозионно- и радиационно-стойким, должен иметь чётко выраженную особенность, например, обладать малым сечением захвата нейтронов, иметь высокую теплопроводность и другие особенности.

3.2.1 Физические свойства

Эксплуатационная стойкость конструкционного материала в условиях теплосмен, в магнитном и электрическом полях, в поле радиационного воздействия существенно зависит от сочетания физических свойств. Полезную роль играет сочетание высоких значений температуры плавления, теплопроводности с низкими значениями теплоёмкости, коэффициента термического расширения и плотности.

Для определённых типов ЯЭУ существуют жёсткие ограничения по некоторым физическим свойствам конструкционного материала. Так, материалы активной зоны реакторов на тепловых нейтронах должны иметь минимальное сечение захвата тепловых нейтронов. Материалы рабочей камеры и blankets термоядерного реактора с магнитным удержанием плазмы должны иметь высокие значения удельного электросопротивления (для исключения шунтирования плазмы) и магнитной проницаемости (для исключения искажения магнитного поля реактора).

3.2.2 Механические свойства

Механические свойства определяют термомеханическое поведение элементов конструкции активной зоны и корпуса реактора, т.е. определяют конструктивную прочность и в значительной степени работоспособность и живучесть материалов, долговечность и надёжность элементов конструкции. Таким предельным состоянием материала может быть разрушение, потеря формы или размера, потеря устойчивости, износ, накопление внутренних дефектов.

***Надёжность** – свойство изделия выполнять заданные функции, сохраняя свои эксплуатационные показатели в заданных пределах в течение требуемого промежутка времени или требуемой наработки.*

***Долговечность** – свойство изделия сохранять работоспособность до предельного состояния (невозможности его дальнейшей эксплуатации).*

Живучесть – способность материала работать в повреждённом состоянии после образования трещины.

Работоспособность конструктивных элементов ЯЭУ определяется эксплуатационными условиями: временными зависимостями и значениями напряжений, деформаций и температур, наличием излучений и агрессивной среды. В случае растягивающих (сжимающих) нагрузок работоспособность материала определяется пределом прочности на разрыв и запасом прочности. При длительной эксплуатации при достаточно высоких температурах, например, выше 200°С для сплавов циркония, 350°С для углеродистой стали и 450°С для коррозионно-стойкой стали, материал будет деформироваться при напряжениях, меньших предела текучести (вследствие ползучести). При режимах эксплуатации материала, связанных с цикличностью механических нагрузок, работоспособность будет зависеть от циклической прочности, важной характеристикой которой является предел выносливости материала. Основной характеристикой материала, описывающее его сопротивление усталости, является предел выносливости, представляющий собой наибольшее циклическое напряжение, выдерживаемое материалом неограниченное число раз (обычно 10^7 раз). Для расчёта сопротивления материалов пластической деформации требуется знание таких параметров, как предел прочности и текучести, ползучести и длительной прочности. Оценка устойчивости требует знания модуля нормальной упругости материала. При расчёте на прочность при длительной эксплуатации в условиях высоких температур необходимо знание пределов ползучести и длительной прочности материала в условиях близких к эксплуатационным.

3.2.3 Физико-механические свойства

Физико-химические свойства конструкционных материалов – это совокупность свойств, характеризующих степень химического взаимодействия материалов с окружающей технической средой ЯЭУ, т.е. с теплоносителями (водой, газами, жидкими металлами, солями металлов и др.), с контактирующими материалами (ядерным топливом и др.). Практический интерес представляет совместимость, т.е. степень химического взаимодействия конструкционного материала со всеми его окружающими материалами.

Материалы считаются совместимыми в конкретных температурно-временных условиях, если химическое взаимодействие между ними отсутствует или настолько мало, что не изменяет заметно состав, структуру и свойства конструкционного материала. Задача обеспечения совместимости материалов ЯЭУ является комплексной, так как зависит не только от видов материалов, но и от конструкторского решения тех или иных элементов (узлов) реактора, их назначения и режимов работы. Например, материал оболочки ТВЭЛа ВВЭР снаружи омывается смесью воды и пара, а изнутри контактирует с ядерным топливом и продуктами деления топлива.

При оценке совместимости конструкционного материала с теплоносителем и газообразными продуктами деления топлива необходимо контролировать скорость передвижения коррозионного фронта: v_k – должна быть не более 10^{-2} мм/год; глубину повреждённого коррозией слоя: h_k должна быть менее 1 мм; величину слоя конструкционного материала растворённого в теплоносителе: $t_k < 1$ мм.

При формулировании требований к физико-химическим свойствам конструкционного материала необходимо помнить, что облучение материалов ускоряет коррозию и поэтому радиационная коррозия несколько выше коррозии окислительной (растворительной). В ряде случаев может происходить резкое повышение скорости коррозии – коррозионный срыв вследствие его механизма. Например, такое возможно при изменении окислительного механизма на гидридообразующий при взаимодействии циркония с водой ($T_p > 360^\circ\text{C}$), коррозионно-стойкой стали с натрием при повышенном содержании в теплоносителе и стали кислорода ($T_p > 650^\circ\text{C}$).

3.2.4 Материалы конструктивных элементов ЯЭУ

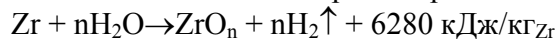
Тепловыделяющие элементы. Конструкционные материалы ТВЭЛов реакторов на тепловых нейтронах должны обеспечить: минимальное искажение нейтронного поля; простоту конструкции и низкую стоимость оболочки; надёжную работу в течение всего периода расчётной

компании; запланированное выгорание топлива без искажения размеров, формы и разрушения (разгерметизации оболочки); возможность переработки ядерного топлива. Это возможно при условии, что материал оболочки будет иметь минимальное сечение поглощения нейтронов, достаточное сопротивление коррозии всех видов и эрозии при контакте с движущимся теплоносителем, высокие значения физико-механических и теплофизических свойств и их сохранение в эксплуатационных условиях.

Опыт эксплуатации реакторов с водяными теплоносителями и анализ аварий на АЭС показывают, что для обеспечения безопасности ядерного реактора необходима высокая работоспособность ТВЭЛов. Повышение работоспособности предполагает предотвращение гидрирования, исключение радиационного роста и прогиба оболочек ТВЭЛа, устранение фреттинг-коррозии и износа, подавление физико-химического взаимодействия топлива и оболочки, приводящего к коррозионному растрескиванию её под напряжением.

Особое место в вопросах безопасности АЭС занимает изучение поведения оболочек ТВЭЛов при потере водяного теплоносителя. Классический случай такой аварии, связанной с потерей теплоносителя из активной зоны из-за большого разрыва оборудования первого контура, находящегося под давлением, включая трубопровод с двусторонним истечением теплоносителя при работе реактора на номинальной мощности, известен за рубежом как авария типа ЛОКА (Loss of Coolant Accident). При отсутствии потока теплоносителя оболочка ТВЭЛа разогревается и окисляется. Температура топлива повышается, при этом выделяются дополнительные газообразные продукты. В результате внутреннее давление газов в ТВЭЛе увеличивается до тех пор, пока оболочка не начнёт локально вспучиваться. Это приводит к значительной её деформации. После срабатывания аварийной защиты и подачи холодного теплоносителя оболочка ТВЭЛа испытывает термический удар. Повреждения могут быть самыми различными и весьма серьёзными.

Обычно аварийная система АЭС проектируется таким образом, чтобы обеспечить сохранение целостности оболочки. Для этого необходимо обеспечить следующие предельно допустимые параметры оболочки ТВЭЛа (например, циркониевой): 1) максимальная температура оболочки ТВЭЛа не должна превышать 1204°C; 2) максимальное окисление оболочки не должно охватывать более 17% общей толщины оболочки; 3) общее количество водорода, выделяющееся при химической реакции металла оболочки с водой и паром по реакции:



не должна превышать 1% количества водорода, которое выделилось бы, если бы весь металл оболочки ТВЭЛа по длине топливного сердечника вступил в реакцию; кроме того, накладываются ограничения на параметры охлаждения активной зоны.

Существуют и определённые требования к ТВЭЛу как конструкции. ТВЭЛ должен содержать минимальное количество конструкционного материала. Не допускается локальный перегрев участков ТВЭЛа вследствие неравномерного энерговыделения. Должно соблюдаться соответствие объёмного содержания ядерного топлива, материалов для воспроизводства ядерного топлива, материалов для выгорающих поглотителей и конструкционных материалов количеству теплоносителя и замедлителя в активной зоне реактора.

Материалы оболочки ТВЭЛов ядерных реакторов должны обладать термической и радиационной стабильностью, конструктивной прочностью и коррозионной стойкостью.

Корпус водо-водяного реактора. Корпуса водо-водяных реакторов должны обладать исключительной надёжностью для обеспечения безопасной работы реактора в течение заданного срока (около 30 лет). Поэтому наиболее важным требованием к свойствам материала корпуса является прочность при соответствующем запасе пластичности в реакторных условиях. Необходимо обеспечить гарантированное исключение хладноломкости стали, например, в условиях аварийного расхолаживания реактора или гидравлических испытаний, некатастрофическое ухудшение характеристик вязкости под действием нейтронного облучения.

Корпус ядерного реактора типа ВВЭР имеет внушительные размеры, массу и толщину стенок (Табл. 3). Поэтому очень важно качество изготовления корпуса и крышки реактора, надёжность и долговечность работы которых в значительной степени определяются технологией производства и обработки материала, т.е. его технологичностью.

Табл.3. Основные характеристики корпусов ВВЭР.

Параметр	ВВЭР-400	ВВЭР-1000
Рабочее давление, МПа	12,5	16
Внутренний диаметр, м	3,56	4,155
Высота, м	11,8	10,88
Максимальный диаметр, м	4,27	4,535
Толщина, мм:		
- цилиндрической части	140	190
- зоны патрубков	200	265
Масса корпуса, кг	200,8*10 ³	304*10 ³

Изготовление корпуса ВВЭР осуществимо только в заводских условиях. Для изготовления корпуса отливаются несколько слитков из качественной электростали (перлитная сталь). Заливка стали в изложницы производится в вакуумной камере. Ковка заготовок осуществляется на прессе методом свободнойковки. Полученные заготовки проходят отжиг, после чего поступают на механическую переработку. Изготовленные элементы корпуса укрупняются сваркой в промежуточные блоки, на внутренние поверхности которых наплавляется антикоррозионный слой из аустенитной высоколегированной стали. Все сварные соединения и наплавки проходят радиографический контроль, ультразвуковую дефектоскопию и другие виды контроля. Изготовленный корпус подвергается гидроиспытаниям, тщательному контролю сварных швов.

3.2.5 Совершенствование конструкционных материалов ЯЭУ

Требования к свойствам конструкционных материалов можно разделить на две группы. Первая группа – это требования собственно к свойствам, обусловленным природой того или иного материала, например, физическим, механическим, химическим, технологическим и др. Некоторые из этих свойств зависят от структуры, элементного состава и фазового состояния. Вторая группа требований к материалам представляет собой перечень факторов (например, радиационная и коррозионная стойкость), определяющих работоспособность материалов в конкретных условиях. Эти требования являются комплексными. Например, требование высокой радиационной стойкости материала означает сохранение в условиях облучения достаточной пластичности и вязкости разрушения, прочности и длительной прочностью. Но это же требование означает ограничение в допустимых пределах вакансионного распухания, радиационного роста или наведённой активности, т.е. новых явлений, обусловленных возникновением в материале радиационных дефектов. Радиационная и коррозионная стойкость конструкционного материала, как и его свойства, также определяется кристаллической структурой, элементным и фазовым составом сплава. Следовательно, через воздействие на структуру, элементный и фазовый состав возможно изменение многих свойств материала. Разработка конструкционного материала представляет собой сложный процесс, важным элементом которого является направленное изменение элементного состава, фазового состояния и структуры в объёме материала и в его приповерхностном слое и обеспечение стабильности сформированного структурно-фазового состояния в эксплуатационных условиях.

Основным фактором является работоспособность элемента. Например, основные свойства нагруженной конструкции – это всегда прочностные свойства, т.е. комплекс свойств, характеризующих конструктивную прочность в конкретных временных, температурных и силовых условиях. Чаще всего этими свойствами являются длительные прочность (ползучесть) и пластичность в неизотермических и нестационарных условиях, сохраняющие свои значения на допустимом уровне в условиях получения и коррозионного взаимодействия. Для реактора на тепловых нейтронах одним из основных свойств является ядерно-физическое сечение захвата

нейтронов. Ограничивающие факторы определяют те свойства, которые влияют на технико-экономические показатели ЯЭУ, но не являются определяющими работоспособность материала. К таким свойствам относят технологичность, стоимость, удельную прочность, вакуумно-технологические свойства, совместимость металлов и др. ограничивающие факторы определяют направления оптимизации выбора материала.

Составной частью процесса создания ТВЭЛа являются этапы выбора материалов топлива и оболочки, анализ их свойств во вне и внутриреакторных условиях, оценка совместимости (химической и физической) оболочки с топливом. Борьба с нестабильностью микроструктуры материала – это замедление кинетики процесса перехода структуры в более стабильное состояние (сопровожаемое ухудшением свойств) путём комбинирования термической обработки и деформации.

3.3 Выбор состава материала

Конструкционные материалы современных ЯЭУ представляют собой сложные, многокомпонентные сплавы различных элементов. Эти сплавы содержат один или несколько элементов, определяющих основные свойства материала, составляющих его основу, и ряд легирующих элементов, придающих основе недостающие эксплуатационные характеристики. В связи с этим процесс разработки материала методологически можно расчленить на два относительно самостоятельных этапа: выбор основы и выбор комплекса легирующих элементов.

Выбор основы сплава – одна из относительно простых задач в цепи разработки материала, так её решение в большинстве случаев связано с анализом осуществлённых в практике разработок и достижений материаловедения. Выбор основы сплава это и оптимизационная задача, при решении которой достижение основного рабочего свойства сочетается с разумными ограничениями по стоимости, технологичности и другими свойствами материала, т.е. изыскивается оптимальный вариант.

Например, необходимо выбрать материал для оболочки ТВЭЛа ядерного реактора на тепловых нейтронах. Материал должен удовлетворять ряду требований к основным рабочим свойствам, но главным является сечение захвата тепловых нейтронов – оно должно быть минимальным. Этому требованию удовлетворяют графит, Be, Mg, Zr и Al. Бериллий относится к группе дорогостоящих металлов, Zr – относительно недорогих, а графит, Al и Mg – дешёвых. Следовательно, более перспективными для размещения в активной зоне ядерного реактора являются алюминий, графит и магний. Конструктивные элементы активной зоны многих энергетических и исследовательских ядерных реакторов изготовлены из материалов, созданных на основе алюминия и магния. В энергетических водо-водяных реакторах, работающих при относительно высоких (около 300°C) температурах теплоносителя применяют более жаропрочные сплавы циркония.

Принципы выбора легирующих элементов вытекают из необходимости получения материала с набором заданных свойств. Исходя из гипотезы в связи с элементным составом и структурно-фазовым состоянием можно заключить, что для придания основе сплава необходимого набора свойств следует изменить её состав, фазовое и структурное состояние. Это можно сделать легированием, термической, термомеханической и другими видами обработки.

Легирование представляет собой процесс добавки в материал одного или нескольких химических элементов, а легирующими элементами называют химические элементы, специально вводимые в основу сплава в определённых концентрациях с целью изменения её строения и свойств.

Замечание. Легирующие компоненты нельзя называть примесями. Примесями называют элементы, постоянно присутствующие в сплаве в качестве технологических добавок или остатка элементов, попавших из руды. В случае малых концентраций (около 0,1%) специально вводимых в сплав химических элементов процесс называют микролегированием.

В основе формирования определённого структурно-фазового состояния материала лежит взаимодействие химических элементов (компонентов), составляющих данный материал, между

собой. Нерастворимость компонентов или их механическая смесь (расслоение в твёрдом состоянии) образуется в случае неспособности элементов к взаимному растворению в твёрдом состоянии или в случае отсутствия химического взаимодействия с образованием промежуточной фазы. Типичное расслоение в твёрдом состоянии – образование эвтектоида. В отличие от механической смеси фаз твёрдый раствор является однофазным и существует в определённом интервале концентраций компонентов. Различают твёрдые растворы замещения, внедрения и вычитания. При определённых условиях компоненты образуют непрерывный ряд твёрдых растворов, т.е. такое состояние сплава, в котором взаимная растворимость между компонентами возможна при любых соотношениях их концентрации. Твёрдый раствор называют неограниченным, если у него в области между линиями ликвидус-солидус отсутствуют особые точки (Рис.5а, диаграмма 4). В отличие от неограниченных ограниченные твёрдые растворы характеризуются определённой растворимостью одного компонента в другом. Промежуточные фазы представляют собой интерметаллические соединения – соединения металлов, не всегда имеющие металлическую связь, и металлические соединения, характеризующиеся металлической связью (не всегда содержащие металлические элементы, например ZrH_2).

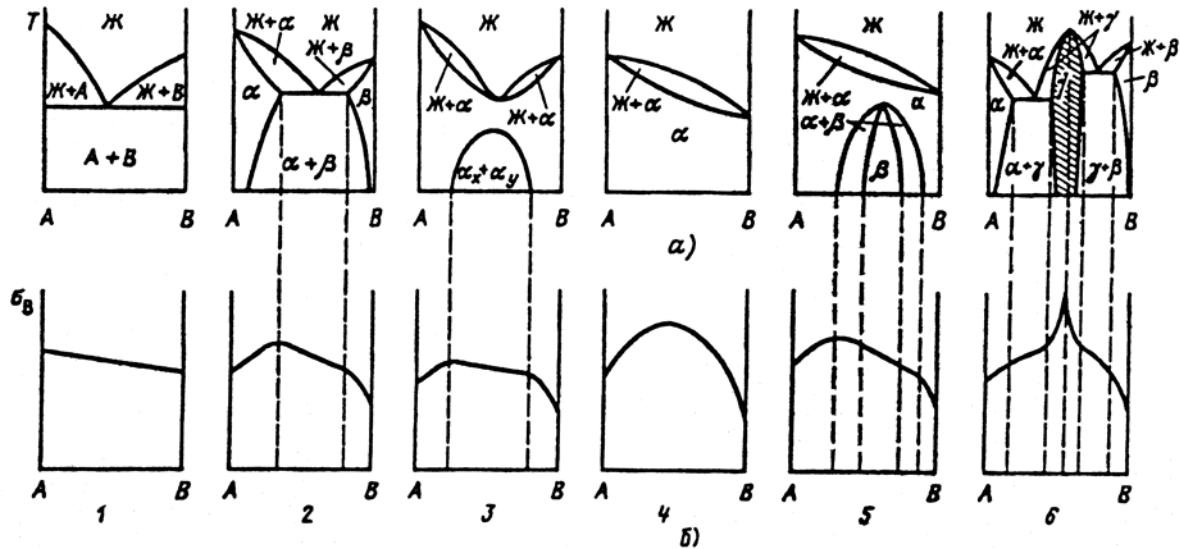


Рис. 5. Различные виды двойных диаграмм состояния химических элементов А и В (а) и соответствующие концентрационные зависимости пределов прочности от составов сплавов (б).

Наибольшую ценность для выбора легирующего элемента представляет наличие диаграмм состав-свойство. Приведём примеры, показывающие связь диаграмм состояния двух элементов со свойствами образующихся сплавов.

На Рис.5 представлены диаграммы концентрационной зависимости предела прочности от состава сплава (Рис. 5б), соответствующие различным типам диаграмм состояния (Рис. 5а). Из рисунка видно, что увеличение прочности сплава происходит за счёт растворения одного элемента в другом, причём максимум прочности находится вблизи 50% концентрации растворённого компонента (Рис.5, диаграмма 4), и образования химического соединения (Рис.5, диаграмма 6). Однако максимум жаропрочности (длительной плотности) с ростом температуры испытания сплавов смещается относительно концентрационной шкалы элементов диаграммы. Максимумы температуры рекристаллизации и жаропрочности сплавов с ростом температуры испытания или смещаются в сторону более тугоплавкого компонента (химического соединения), или раздваиваются с образованием минимума. С точки зрения разработки жаропрочного сплава не обязательна значительная концентрация легирующего компонента, ибо разбавленные твёрдые

растворы могут быть более жаропрочны по сравнению с растворами, содержащими 50% лигирующего компонента.

4. КОРРОЗИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

4.1 Коррозионная стойкость материала

Коррозией называют поверхностное разрушение металлов в результате воздействия окружающей среды, в основе которого лежат химические и физико-химические (электрохимические) процессы. В настоящее время термин «коррозия» распространяют и на поверхностное разрушение под воздействием жидких металлов, хотя лежащие в основе этого воздействия процессы имеют несколько иной характер. В некоторых случаях разрушение поверхности конструкционных материалов происходит в результате её механического повреждения от истирания или ударов частиц теплоносителя (среды). Это явление называют эрозией.

Коррозия в газовых средах (теплоносителях) осуществляется в результате химического взаимодействия конструкционных материалов с газами. Это взаимодействия приводит к образованию оксидов, нитридов, гидридов и других фаз на поверхности металлов и сплавов, что обычно вызывает снижение их прочности и пластичности.

Коррозия в воде, паро-водяной смеси и перегретом паре может осуществиться двумя путями. При сравнительно низких температурах происходит электрохимическое взаимодействие материалов со средой. При повышенных температурах в перегретом паре наряду с электрохимическими процессами существенную роль может играть и химическое взаимодействие. Электрохимическая коррозия имеет место во влажности воздухе, причём процессы идут в тонком слое влаги, осаждающейся на металле из воздуха. Такой вид коррозии называют атмосферной коррозией.

Коррозия в органических теплоносителях относится к химическому виду коррозии, так как разрушения материала происходит в результате химического взаимодействия материала с продуктами термического и радиационного разложения углеводородов, с примесными газами (кислородом).

Коррозия в жидкометаллических теплоносителях происходит в результате равномерного или избирательного растворения отдельных компонентов конструкционных материалов. При этом часто образуется пористость, жидкие металлы проникают в приповерхностные слои. Коррозия в жидкометаллических средах существенно зависит от чистоты как конструкционных материалов, так и среды.

Наличие газообразных продуктов деления ядерного топливного (цезия, теллура, йода) и кислорода в зазоре между топливом и оболочкой ТВЭЛа вызывает явление, известное как химическое взаимодействие топлива и оболочки, приводящее к разрушению внутренней поверхности вследствие фронтальной и межкристаллитной коррозии и переноса химических элементов материала оболочки в топливо. Эти виды коррозионного разрушения существенно зависят от: 1) условий облучения (глубины выгорания топлива, линейной тепловой нагрузки ТВЭЛа, градиента температуры в топливе и оболочке); 2) характеристик топлива (состава, отношения числа атомов металла –О/Ме, химического потенциала кислорода в зазоре между топливом и оболочкой, плотности); 3) параметров материала оболочки (химического состава, предварительной термомеханической обработки, уровня внутренних напряжений и др.).

Химическую и электрохимическую коррозию конструкционных материалов в зависимости от среды называют: газовой, в электролитах, в неэлектролитах, атмосферной, контактной и т.д. Виды коррозии классифицируют и в зависимости от характера коррозионного повреждения материала. Пример такой классификации представлен на **Рис. 6**. Различают коррозию общую (сплошную) и местную, равномерную и неравномерную, структурно-избирательную, язвенную, точечную, транскристаллитную и межкристаллитную. Общей называют коррозию, распространяющуюся на всю поверхность контактирующего со средой

материала. Если глубина коррозионного повреждения на всех участках поверхности одинакова, то такую коррозию считают равномерной. Однако нередки случаи, когда при общей коррозии глубина коррозионного повреждения неодинакова – неравномерная общая коррозия. К местной коррозии относят повреждения, локализованные на сравнительно небольших участках. В зависимости от площади и глубины повреждённых участков различают язвенную и точечную местную коррозию. К местной относят и межкристаллитную коррозию, распространяющуюся в глубь материала преимущественно по границам зерен.

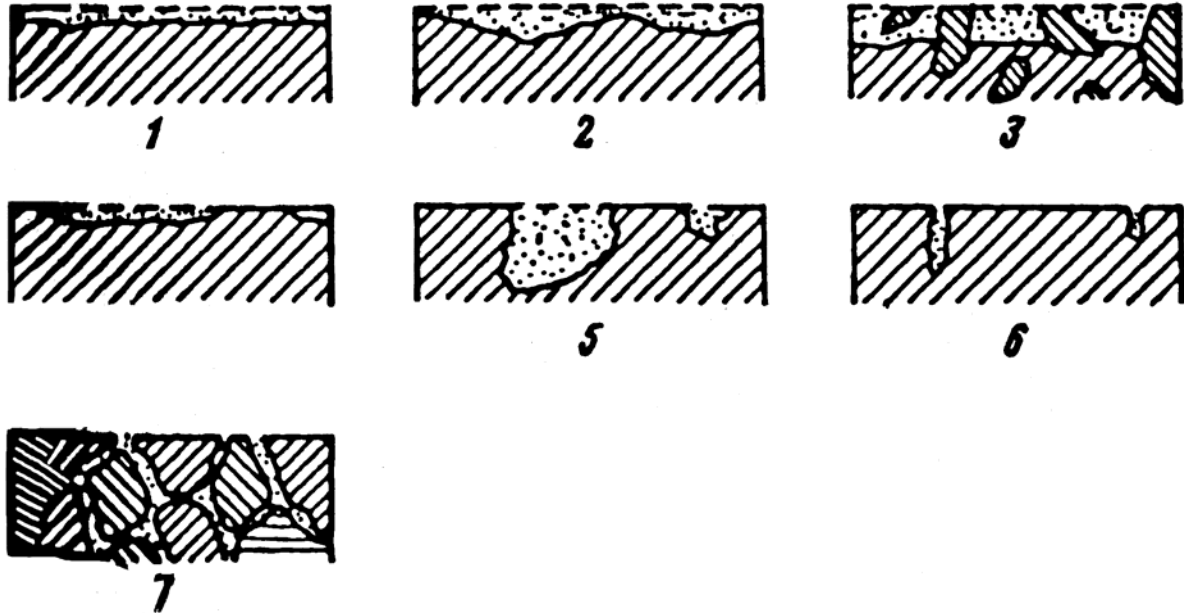


Рис. 6. Виды коррозионных повреждений. 1-3 – общая коррозия; 4-7 – местная коррозия; 1 – равномерная; 2, 3 – неравномерная, 5 – язвенная; 6 – точечная; 7 – межкристаллитная

Разные виды коррозии в различной степени влияют на механические свойства материалов. Значительнее сказывается коррозионное воздействие, сопровождаемое уменьшением сечения изделия, проникновением фронта разрушения на большие глубины, изменением состава за счёт образования химических соединений, накоплением компонентов среды (например, газов, углерода) и растворением компонентов сложных сплавов и сталей.

Для оценки коррозионной стойкости конструкционных материалов могут служить скорость коррозии – это или величина изменения массы в единицу времени с единицы площади, или толщина слоя, превращённого в продукты коррозии в единицу времени, и степень механических характеристик материала. Оценка коррозионной стойкости может быть проведена по десятибальной шкале. Например, совершенно стойкий материал (Скорость коррозии металла, СК, <math><0,001\text{ мм/год}</math>, 1 балл, Б), стойкий (СК=0,01-0,05, 4 Б), малостойкий (СК=1,0 – 5,0, 6 Б), нестойкий (СК> 10,0, 10 Б).

4.2 Коррозия в газовых средах

Взаимодействие металлов (сплавов) с газовой средой может приводить к образованию оксидов, нитридов, гидридов и других соединений. Образование этих соединений является конечной стадией цепочки физических (адсорбция, диффузия) и химических (абсорбция) процессов.

Накопление газов в металлах в результате трансмутационных реакций при нейтронном облучении – основная причина внутреннего окисления, водородного охрупчивания, межкристаллитной коррозии. Обращение легкоплавких оксидов по границам зерен чревато резким уменьшением прочности и пластичности материала при высоких температурах. Не

безобидным является нахождение газа и в твёрдом растворе, так как в этом случае может происходить охрупчивание металла.

4.3 Коррозия в жидких средах

5. РАДИАЦИОННОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ

5.1 Стабильность материала в условиях облучения

В результате облучения нейтронами, ионами и другими частицами в конструкционном материале возникают радиационные точечные дефекты, их скопления и продукты ядерных реакций, представляющие собой основные факторы изменения структурно-фазового состояния материала и его свойств под облучением. В зависимости от условий радиационного воздействия и природы облучаемого материала изменение его состояния приводит к изменению физических и физико-механических свойств (упрочнение, охрупчивание, ускорение ползучести), к формоизменению вследствие набухания и радиационного роста (изменение линейных размеров), к возникновению в материалах наведённой активности и накопленной внутренней энергии. Поэтому обеспечение стабильного структурно-фазового состояния в условиях облучения – это создание радиационно-стойкого материала, т.е. материала, устойчивого против охрупчивания, формоизменения, ползучести и набухания, материала малоактивируемого и не изменяющего изотопный и фазовый состав. Повышение радиационной стойкости возможно посредством направленного воздействия на формирование и поведение радиационных дефектов и продуктов ядерных превращений.

Табл. 4. Число пар Френкеля на одну падающую частицу, образующихся в различных материалах при облучении.

Облучаемый материал	Бомбардирующая частица		
	Нейтрон (2 МэВ)	α -частица (10 МэВ)	Протон (10 МэВ)
Al	6030	82	48
Графит	1870	77	45
Be	454	59	32

Рассмотрим, насколько реально регулирование процесса образования и накопления дефектов и их поведением в эксплуатационных процессах.

Образование радиационных дефектов в значительной степени зависит от природы облучаемого вещества, вида и энергетического спектра веществ частиц, бомбардирующих твёрдое тело, пространственного распределения и энергии первично-выбитых атомов этой частицей (**Табл. 4**). При нейтронном облучении образуется большее количество дефектов Френкеля, чем при облучении заряженными частицами, так как последние расходуют значительную часть своей энергии на электростатическое взаимодействие с ионизованными атомами кристаллической решётки.

На процесс образования радиационных дефектов можно повлиять изменением энергии связи атомов, например путём легирования, и изменением энергии нейтрона. Снижение энергии нейтронов вызывает и снижение количества радиационных дефектов, и изменение типа продуктов ядерных реакций, т.к. большинство из них имеют пороговый характер. Поэтому в реакторах на тепловых нейтронах образование радиационных дефектов происходит медленнее, чем в реакторах на быстрых нейтронах.

Накопление продуктов ядерных реакций в основном определяется составом материала и изотопным составом атомов. Поэтому накопление тех или иных продуктов ядерных реакций можно регулировать выбором состава материала и изменением спектра нейтронов.

Эффективным методом уменьшения скорости образования точечных радиационных дефектов может явиться замена обычно применяемых кристаллических материалов на аморфные, так как отсутствие кристаллического строения исключает образование каскадов атом-атомных соударений вследствие отсутствия дальнего порядка в расположении атомов. Поэтому в

аморфных материалах должна быть низкая скорость образования дефектов, и с этой точки зрения они являются перспективными конструкционными материалами.

Стадия накопления радиационных дефектов по мере увеличения флюенса представляется более управляемой, чем стадия их образования. Ограничим наше рассмотрение процесса накопления дефектов стадиями развития каскада (10^{-14} - 10^{-13} с) и первого этапа его релаксации вследствие спонтанной рекомбинации (10-13-10-11 с) разноимённых дефектов. Собственно накопление точечных дефектов определяется степенью разбаланса между скоростью образования дефектов и их аннигиляцией в процессе спонтанной рекомбинации. При определённом виде и интенсивности облучения накопление точечных дефектов определяется стадией спонтанной рекомбинации дефектов и их пространственным распределением в каскаде. Пространственное распределение дефектов в каскаде таково, что плотность вакансий выше внутри (обеднённая зона), а плотность междоузельных атомов – на периферии каскада. Созданное пространственное распределение дефектов является определяющим с точки зрения влияния радиационных повреждений на свойства облучённых материалов. На степень накопления дефектов определённое влияние оказывает природа металлов и их кристаллическая структура. При одинаковых гомологических температурах в ОЦК- и ГПУ - металлах энергии миграции вакансий меньше, чем в ГЦК - металлах (например, при комнатной температуре в α -Fe $E_V^m=0,5-1,3$ эВ γ -Fe $E_V^m=1,0-1,6$ эВ), что определяет более интенсивную спонтанную рекомбинацию дефектов в ОЦК- и ГПУ- металлах. Кроме того, в ГПУ – кристаллах обнаружена тенденция к схлопыванию каскадов, т.е. к коллективной мгновенной рекомбинации дефектов.

Общее число движущихся атомов и общее число дефектов при наличии тяжёлой примеси снижается, поскольку эта примесь поглощает энергию, расходуя её в большей степени не на смещения, а на колебания. Кроме того, тяжёлые атомы способствуют увеличению генерации междоузельных атомов в центре и понижению их количества на периферии каскадной области. В результате тяжёлые легирующие атомы будут изменять условия мгновенной рекомбинации и приводить к уменьшению размеров каскада по сравнению с каскадом в нелигированном металле. Лёгкие атомы оказывают незначительное влияние на количество и распределение радиационных дефектов. Роль легирующих добавок (и лёгких и тяжёлых) на развитие каскада и мгновенную рекомбинацию дефектов повышается с увеличением температуры облучения. Однако повышение температуры оказывает влияние на следующей, диффузионной стадии рекомбинации точечных дефектов – на стадии их перераспределения.

Диффузионная релаксация радиационных дефектов – наиболее важный и управляемый этап эволюции дефектов, их поведения. На этой стадии идёт взаимная рекомбинация вакансий и междоузельных атомов, поглощение дефектов стоками, образование кластеров и более крупных скоплений дефектов, комплексов дефектов с примесными атомами. Типичная кластерная структура облучённого материала представлена на **Рис. 7**. Скопления точечных дефектов и дислокационные петли – типичные вторичные радиационные дефекты, параметры которых (размеры, плотность, распределение) зависят от природы и состава материалов, температурного поля и параметров облучения.

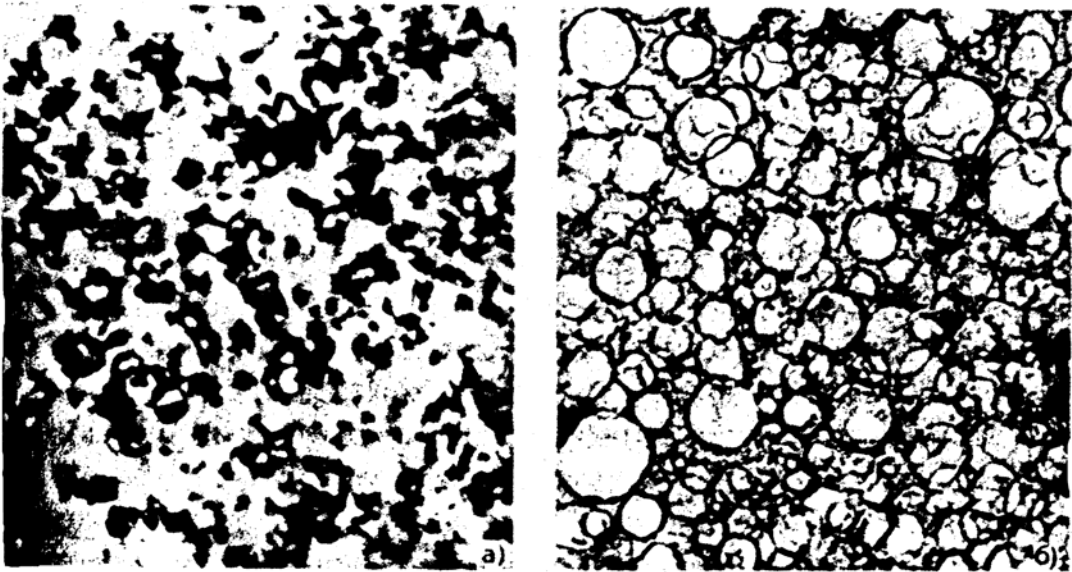


Рис. 7. Типичный вид дислокационных петель (а) и пор (б) в облучённых металлах.

Аннигиляция дефектов за счёт взаимной рекомбинации и ухода на стоки усиливается по мере увеличения температуры облучаемого материала. В результате снижается концентрация дефектов в кристаллической решётке, т.е. происходит их отжиг. Степень полного восстановления исходного состояния облучённого материала зависит от типа и энергии бомбардирующих частиц, определяющих концентрацию выживших дефектов, и от присутствия примесей, стабилизирующих дефекты. Полное восстановление исходного состояния наиболее легко достижимо при радиационном отжиге, т.е. при высокотемпературном облучении материала, предварительно облучённого при низкой температуре.

Стоками радиационных дефектов могут быть дислокации (включая петли), поры, границы зёрен и раздела фаз, другие протяжённые дефекты структуры. Значительное влияние на концентрацию стабильных радиационных дефектов оказывают легирующие элементы и примеси. Это влияние проявляется через изменение энергии межатомной связи, т.е. энергии активации образования и миграции точечных дефектов, через влияние эффективности стоков, а также путём прямого взаимодействия с дефектом.

Наиболее эффективным этапом повышения радиационной стойкости материалов является влияние на поведение радиационных дефектов в процессе диффузионной стадии релаксации. На этой стадии возможно усиление взаимной рекомбинации дефектов и их ухода на стоки, торможение образования скоплений дефектов, которые оказывают наибольшее влияние на изменение свойств облучаемых материалов.

5.2 Радиационное упрочнение

Радиационное упрочнение представляет явление существенного увеличения прочностных характеристик материала при нейтронном облучении, обусловленное влиянием радиационных дефектов и их скоплений на движение дислокаций. Влияние дефектов на дислокации проявляется в том, что, находясь внутри зерна, дефекты являются центрами закрепления дислокаций и снижают эффективность действия дислокационных источников. Кроме того, дефекты представляют собой барьеры, препятствующие движению дислокаций. В результате облучение приводит к значительному сокращению способности материала к пластическому деформированию и изменению степени деформационного упрочнения. Во время облучения наряду с упрочнением за счёт введения радиационных дефектов одновременно могут протекать процессы упрочнения вследствие старения или разупорядочения из-за укрупнения существовавшей упрочняющей фазы в исходном материале. После больших флюенсов облучения

радиационное облучение следует рассматривать как суммарный эффект от различных упрочняющих эффектов.

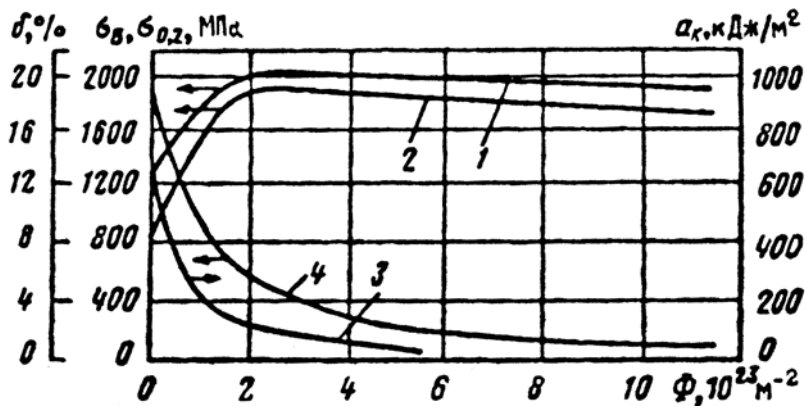


Рис. 8. Изменение предела прочности (1), предела текучести (2), ударной вязкости и относительного удлинения (4) хромоникелевой стали в зависимости от флюенса нейтронов ($T_{\text{обл}}=80^\circ\text{C}$).

Эффект радиационного упрочнения появляется после инкубационного периода, соответствующего небольшому (для стали $5 \cdot 10^{20} \text{ м}^{-2}$) флюенсу и достигает насыщения при флюенсе

несколько выше $(3-5) \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2}$. При этом повышается модуль упругости, предел прочности и текучести и снижаются пластические свойства. Одновременно повышается температура, при которой материалы переходят из хрупкого в пластическое. Эти изменения обычно накапливаются с ростом флюенса нейтронов, причём скорость накопления их постепенно затухает (Рис.8).

С ростом энергии нейтрона эффект радиационного упрочнения увеличивается, а с увеличением температуры облучаемого материала выше $0,25T_{\text{пл}}$ снижается и при $T > 0,6T_{\text{пл}}$ практически отсутствуют. Периодический нагрев материала до высоких температур может явиться эффективным средством устранения радиационного упрочнения. Эффект радиационного упрочнения зависит от элементного состава и структурного состояния конструкционного материала настолько, что в отдельных случаях вследствие процессов «перестраивания», или радиационного отжига дефектов, введённых предварительным деформированием, предел прочности материала при облучении уменьшается. Тем не менее примеси внедрения типа C, N₂, O₂ усиливают радиационное упрочнение Fe, V, Nb, Ni и других металлов. С точки зрения исключения резкого изменения прочностных характеристик при облучении важно контролировать состав примесей внедрения.

Радиационное упрочнение металлов – явление в целом не отрицательное, а положительное. Однако в условиях облучения упрочнение наблюдается на фоне снижения пластичности, т.е. происходит радиационное охрупчивание материалов.

5.3 Радиационное охрупчивание

Применительно к металлам, сложнoleгированным сплавам и коррозионно-стойким сплавам различают радиационное охрупчивание низкотемпературное и высокотемпературное. Низкотемпературному радиационному охрупчиванию подвержены все металлы и стали, особенно с ОЦК кристаллической решёткой в определённом интервале температур. При этом в процессе облучения значительно снижается относительное удлинение, повышается температура перехода из хрупкого состояния в вязкое. В стали низкотемпературное охрупчивание при нагреве выше 230°C понижается, а при температурах выше 450°C практически не изменяется, т.е. в процессе высокотемпературного отжига эффект обратим. Отрицательная роль примесей состоит в образовании зернограницных сегрегаций и уменьшении энергии границ зёрен. В результате облегчаются условия для образования и развития зёрнограницных трещин, основной причины низкотемпературного охрупчивания. В качестве борьбы с эффектом используется рафинирование

стали, т.е. уменьшение содержания вредных примесей путём плавки в вакууме, легирования как с целью удержания вредных примесей внутри зерна в виде соединений, так и вывода их из слитка.

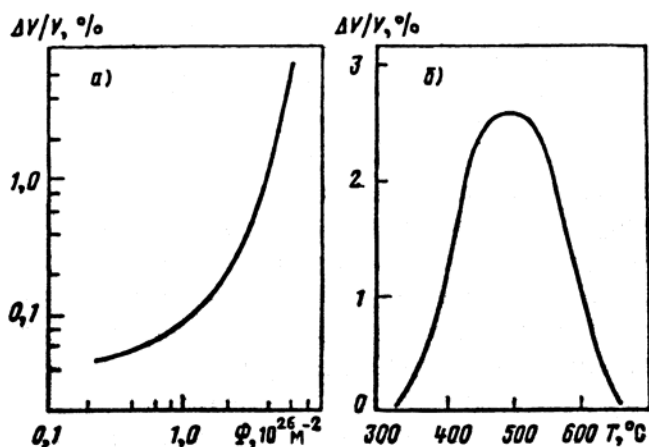
Высокотемпературному радиационному охрупчиванию подвержены тугоплавкие металлы, коррозионно-стойкие стали и никелевые сплавы при температурах выше $0,45T_{пл}$. Особенности этого эффекта являются: отсутствие связи с радиационным упрочнением и необратимый характер падения пластичности. Охрупчивание проявляется в виде зёрнограничного разрушения и поэтому свойственно поликристаллам, зависит от энергетического спектра нейтронов (чувствительностью к тепловым нейтронам) и флюенса нейтронов. С увеличением флюенса снижается температурная граница начала охрупчивания. Структурное состояние металла проявляется в том, что эффект усиливается (пластичность падает) по мере укрупнения зерна

Одна из основных причин нарушения баланса прочности между телом зерна и границами зёрен – гелий, образующийся под облучением по (n, α) - реакции на Fe, Ni, Cr, N, В и других элементах. Накапливаясь в облученном материале и взаимодействуя с радиационными дефектами и примесями в веществе, гелий образует легкоподвижные комплексы и пузырьки, как в теле зерна, так и по границам. Наибольшее влияние на охрупчивание гелий оказывает в случаях образования пузырьков или клиновидных трещин по границам зёрен, а рост и коагуляция пузырьков (или трещин) приводит к относительному ослаблению границ. Роль гелия зависит от напряжённого состояния материала. При низких напряжениях гелий стабилизирует зародыши пор (скопления вакансий), а при высоких способствует образованию и росту клиновидных трещин.

Наиболее эффективными способами борьбы с высокотемпературным охрупчиванием могут быть: измельчение зерна, т.е. увеличение площади границ зёрен; легирование для создания дисперсных выделений внутри зерна (как мест закрепления гелия и продуктов ядерных реакций, продуктов строения материала; механико-термическая и термомеханические обработки.

5.4 Радиационное распухание материала (свеллинг)

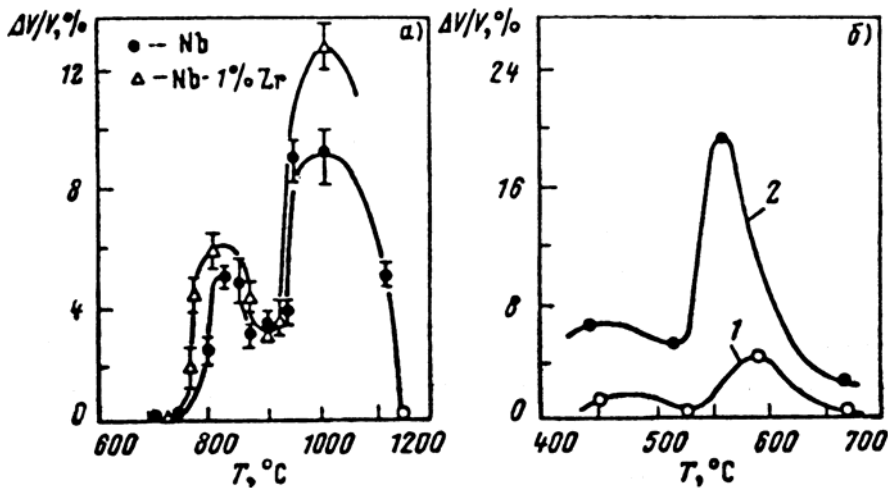
Распухание, т.е. увеличение объёма и уменьшение плотности материала в результате облучения высокоэнергетическими частицами, обусловлено различной подвижностью радиационных точечных дефектов, приводящей к избытку вакансий и образованию их скоплений в виде пор в объёме облучаемого материала. Процесс распухания чувствителен к условиям облучения и зависит от вида, флюенса и интенсивности потока частиц, температуры и



структурно-фазового состояния облучаемого материала. Распухание начинается после определённого инкубационного периода, в течение которого материал не распухает, и увеличивается с ростом флюенса частиц (Рис. а).

Рис. 9. Зависимость относительного объёма пор в реакторных аустенитных сталях AISI 304 и 316 от интегрального потока нейтронов ($E > 0,1$ МэВ) при температуре максимума распухания (а) и от температуры облучения при $\Phi = 5 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$ (б)

Инкубационный уровень флюенса у чистых металлов (для Ni – это $\Phi = 4 \cdot 10^{21} \text{ м}^{-2}$) меньше, чем у сплавов (для стали 10^{26} м^{-2}); зависимость распухания от температуры имеет сложный характер с максимумом при $(0,4 - 0,45)T_{пл}$, причём распухание установлено в широком интервале



температур от $0,25$ до $0,55T_{пл}$ (Рис. 96). При больших флюенсах и высоких температурах возникает второй максимум распухания (Рис.10).

Рис.10. Температурная зависимость распухания чистого Nb и сплава Nb-1% Zr, облучённого ионами Ni^{+} (а), и отожжённой стали 316 (б), облучённой в реакторе до $\Phi=8 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ МэВ}$) (1) $1,3 \cdot 10^{27} \text{ м}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ МэВ}$) (2)

Распухание усиливается с ростом растягивающих напряжений σ в упругой области по зависимости:

$$\Delta V/V = (\Delta V/V)_0 (1 + r\sigma)$$

где $(\Delta V/V)_0$ – распухание ненапряжённого материала; r – константа. При увеличении напряжений до $\sigma > \sigma_{0,2}$ вследствие возрастания плотности дислокаций как стоков дефектов распухание уменьшается.

Процесс распухания существенно зависит от присутствия в материале газообразных продуктов ядерных реакций, например гелия, так как газ стабилизирует зародыши пор, уменьшая их критические размеры, увеличивает плотность мест зарождения пор.

Пути снижения распухания конструкционных материалов касаются условий облучения и изменения структурного состояния материалов легированием, механической и термической обработками. При выборе основы сплава предпочтение следует отдавать мелкозернистым металлам с ОЦК кристаллической решёткой. Важно выбрать элементный состав сплава с малым выходом (n, α) реакции на всех элементах сплава.

Легирование должно содействовать измельчению зерна, уменьшению содержания гелия, примесей внедрения, обеспечивать условия максимальной аннигиляции радиационных дефектов. Этому способствует введение в сплав элементов с атомным радиусом, меньшим радиуса основных атомов. Например, в сталях и никеле положительную роль играют легирующие добавки бериллия и кремния, атомы которых, находясь в растворе, способствуют притяжению междоузельных атомов, препятствуя тем самым образованию петель междоузельных атомов, и ускоряют рекомбинацию дефектов. Легирующие добавки с размером атома большим, чем радиус матричного атома, захватывают и удерживают в растворе вакансии, препятствуя росту пор. Таким образом действуют Al, Ti и Mo, растворённые в никеле, но их действие менее эффективно, чем кремния и бериллия.

Легирующие элементы влияют на распухание и через изменение энергии дефекта упаковки, поверхностной энергии, коэффициентов диффузии дефектов и компонентов сплава. Например, чем больше различие в парциальных коэффициентах диффузии компонентов, тем меньше распухание. Весьма эффективна совместная добавка Si и Ti в аустенитную сталь. Распухание максимально у металлов с d- электронной оболочкой, заполненной менее, чем наполовину (при 2, 3 и 5 электронах на d – оболочке), что свидетельствует о влиянии электронного состояния в металлах на поведение радиационных дефектов.

Положительную роль в подавлении распухания играют малые количества примесей внедрения. Они оказывают влияние на распределение и концентрацию точечных дефектов, изменяют равновесную концентрацию вакансий. Так, с ростом атомной концентрации фосфора

свыше 0.05% распухание начинает заметно снижаться. Некоторое снижение распухания наблюдается с введением в стали бора с атомной концентрацией 0,005%, однако в состаренных сталях эффект обратный.

Примеси внедрения при оптимальной концентрации способствуют ускорению рекомбинации вакансий и примесных атомов, отравляют поры как стоки вакансий, дислокационные петли и дислокации, тормозя перемещение последних. К числу малораспухающих относятся ферритные и ферритно-мартенситные коррозионно-стойкие стали, сплавы тугоплавких ОЦК –металлов, сплавы ГПУ – металлов.

5.5 Радиационная ползучесть

В условиях облучения происходит ускорение обычной (термической) ползучести нагруженных конструктивных элементов ЯЭУ, приводящей к их формоизменению: удлинению и изгибу. Важную роль радиационная ползучесть играет при относительно низких температурах (менее 0,45Тпл), причём при температуре 0,5Тпл и выше основную роль уже играет термическая ползучесть. Весьма нежелательные последствия в формоизменении конструктивных элементов ЯЭУ могут произойти в результате совместного действия распухания и ползучести. Как видно на **Рис.11**, шестигранный чехол ТВС реактора на быстрых нейтронах увеличивается в размере и грани его выгибаются.

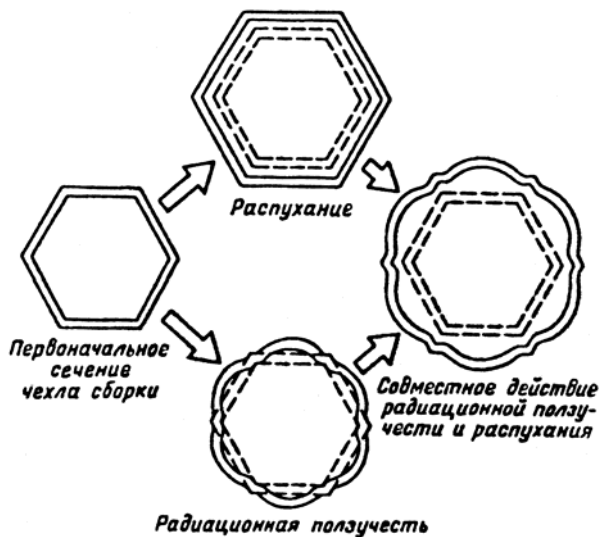


Рис.11. Совместное действие радиационной ползучести и распухания, приводящее к формоизменению оболочки ТВС.

Следствием радиационно-ускоренной ползучести является существенное снижение (в отличие от кратковременной ползучести) длительной прочности материалов под действием облучения. Радиационная ползучесть происходит в результате скольжения и переползания дислокаций. Роль облучения проявляется двояко. С одной стороны, радиационные дефекты и их скопления тормозят движение дислокаций. С другой стороны, точечные радиационные дефекты способствуют переползанию краевых дислокаций, ускоряя деформацию. Вклад радиационных дефектов в ускорение ползучести является более существенным, чем в замедление через торможение движения дислокаций. Методы уменьшения радиационной ползучести аналогичны путям снижения распухания, основанным на легировании сплава (стали) с целью получения твёрдых растворов (замещения и внедрения), формирования равномерного распада твёрдого раствора и распределения дисперсных частиц второй фазы, измельчения зерна и регулирования уровня вредных примесей.

5.6 Радиационный рост

Под явлением радиационного роста понимается анизотропное изменение размеров кристаллов в условиях облучения без приложения внешней нагрузки. Явление радиационного роста свойственно анизотропным материалам, например, урану, цирконию, графиту, при больших флюенсах и материалам с кубической решёткой, например коррозионно-стойкой стали. Зависимость радиационного роста металлов от флюенса носит сложный характер, свидетельствующий о смене механизма роста в увеличением флюенса. Кроме того, в процессе облучения релаксация макронапряжений в холоднодеформированных образцах, изменение плотности металла в начальный момент облучения, что оказывает влияние на развитие радиационного роста. При высокой температуре монокристалл растёт интенсивнее

поликристалла. ГПУ металлы, например цирконий, удлиняются вдоль оси а и сокращаются вдоль оси с.

Методы борьбы с радиационным ростом, обусловленным накоплением точечных дефектов вследствие образования отдельных пар Френкеля, должны включать объединение и исключать разъединение потоков вакансий и междоузельных атомов. Это возможно увеличением подвижности вакансий, например, путём поднятия температуры облучаемого металла или снижением подвижности междоузельных атомов (удержанием их в решётке), например, путём легирования элементами с атомным радиусом, меньшим матричного.

5.7 Структурно-фазовые изменения (радиационно-стимулированная диффузия)

Образование в облучённых материалах точечных радиационных дефектов, и прежде всего вакансий, переводит материал как термодинамическую систему в новое состояние – более или менее стабильное относительно существующего метастабильного состояния. Роль облучения проявляется в интенсификации процессов диффузии вследствие образования точечных дефектов, снижающих энергию активации диффузии, в насильственном перемещении атомов в кристаллической решётке вследствие атом-атом столкновений (атомов отдачи), в изменении элементного состава за счёт ядерных реакций. Например, переход сплава метастабильное состояние может произойти в результате разрушения частиц второй фазы в каскаде атом-атомных столкновений, приводящего к уменьшению её радиуса до величины менее критической при данных условиях.

В зависимости от условий облучения ускорение диффузии может составлять несколько порядков. Данные по диффузии меди в алюминии (**Табл.5**) свидетельствуют, что основное изменение коэффициента диффузии происходит при относительно низкотемпературном облучении ($<0,3T_{пл}$); высокотемпературное облучение ($>0,5T_{пл}$) не влияет на диффузию в металлах.

Табл. 5. Радиационно-стимулированная диффузия Cu в Al при облучении нейтронами ($>1,0$ МэВ).

$T_{обл}$	$\Phi, 10^{22} \text{ м}^{-2}$	$D_{термич}, \text{ м}^2/\text{с}$	$D_{радиаци}, \text{ м}^2/\text{с}$	Ускорение диффузии
36	1,2	$2 \cdot 10^{-26}$	$6 \cdot 10^{-20}$	$3,0 \cdot 10^6$
80	1,2	$7 \cdot 10^{-24}$	$1,7 \cdot 10^{-19}$	$2,4 \cdot 10^4$
218	10,5	$1,1 \cdot 10^{-18}$	$1,2 \cdot 10^{-18}$	1

При облучении протекают радиационно-ускоренные процессы, например распад твёрдых растворов, упорядочение, рост зародышей второй фазы, и радиационно-индуцированные процессы, например сепарация и сегрегация элементов, образование второй фазы, формоизменение (через растворение) частиц второй фазы, разупорядочение, в основе которых лежат диффузионные процессы. В результате роль облучения проявляется при образовании атомных скоплений, растворении и формоизменения второй фазы, распаде старых и образовании новых соединений, упорядочении-разупорядочении и в других случаях.

Снижение энергии бомбардирующих частиц их интенсивности и флюенса будут способствовать уменьшению дестабилизации структуры, исключая образование дефектов типа обеднённой зоны непосредственно в каскаде. Методами легирования возможно торможение развития каскада и, следовательно, снижение количества радиационных дефектов, возможно усиление их рекомбинации. Стабильность выделений частиц второй фазы может быть обеспечена торможением процесса их растворения вследствие выброса атомов (атомов отдачи) через границу раздела, частичного разупорядочения цепочками замещающих соударений и радиационно-стимулированной диффузии. Наиболее эффективным воздействием на диффузионные процессы является легирование сплава элементами, увеличивающими энергию связи атомов. В этом случае стабильность фазового и структурного (упорядочение) состояний можно несколько повысить.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 30. БЕЗОПАСНОСТЬ ПРЕДПРИЯТИЙ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

Содержание

1. КРИТЕРИИ БЕЗОПАСНОСТИ	2
2. БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ	3
3. БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС	4
3.1 Первое поколение - реакторы ВВЭР-440/230.	5
3.2 Второе поколение - реакторы ВВЭР-440/213.	5
3.3 Третье поколение - реакторы ВВЭР-1000.	6
3.4 РБМК - "реактор чернобыльского типа"	7
4. БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОГО ФЛОТА	8

“Безопасность настоящего поколения реакторов обеспечивается, главным образом, увеличением числа различных систем безопасности и систем ограничения выхода активности, ужесточением требований к оборудованию и персоналу. В результате АЭС становятся все более и более сложными и, следовательно, более и более дорогими. Можно сказать, что при господствующей в настоящее время философии безопасности атомная энергетика близка к ее экономически “предельному” уровню”.

(Из “Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века”.)

Атомная энергетика - активно развивающаяся отрасль. Очевидно, что ей предназначено большое будущее, так как запасы нефти, газа, угля постепенно иссякают, а уран - достаточно распространенный элемент на Земле. Но следует помнить, что атомная энергетика связана с повышенной опасностью для людей, которая, в частности, проявляется в крайне неблагоприятных последствиях аварий с разрушением атомных реакторов. В связи с этим необходимо закладывать решение проблемы безопасности (в частности, предупреждение аварий с разгоном реактора, локализацию аварии в пределах биозащиты, уменьшение радиоактивных выбросов и др.) еще в конструкцию реактора, на стадии его проектирования.

Факторы опасности ядерных реакторов достаточно многочисленны. Перечислим лишь некоторые из них.

- **Возможность аварии с разгоном реактора.** При этом вследствие сильнейшего тепловыделения может произойти расплавление активной зоны реактора и попадание радиоактивных веществ в окружающую среду. Если в реакторе имеется вода, то в случае такой аварии она будет разлагаться на водород и кислород, что приведет к взрыву гремучего газа в реакторе и достаточно серьезному разрушению не только реактора, но и всего энергоблока с радиоактивным заражением местности. Аварии с разгоном реактора можно предотвратить, применив специальные технологии конструкции реакторов, систем защиты, подготовки персонала.
- **Радиоактивные выбросы в окружающую среду.** Их количество и характер зависит от конструкции реактора и качества его сборки и эксплуатации. У РБМК они наибольшие, у реактора с шаровой засыпкой наименьшие. Очистные сооружения могут уменьшить их. Впрочем, у атомной станции, работающей в нормальном режиме, эти выбросы меньше, чем, скажем, у угольной станции, так как в угле содержатся долгоживущие радионуклиды, и при его сгорании они выходят в атмосферу.
- **Необходимость захоронения отработавшего реактора.** На сегодняшний день эта проблема не решена, хотя есть много разработок в этой области.

- **Радиоактивное облучение персонала.** Можно предотвратить или уменьшить применением соответствующих мер радиационной безопасности в процессе эксплуатации атомной станции.

Ядерный взрыв ни в одном реакторе произойти в принципе не может.

1. КРИТЕРИИ БЕЗОПАСНОСТИ

Обычно под термином **безопасность** понимают совокупность условий, обеспечивающих минимальный уровень неблагоприятных воздействий на здоровье людей. Безопасность включает несколько компонентов. Одним из основных является социальная составляющая, т.к. даже минимальная угроза может приводить к увеличению стресса у населения и как результат – к повышению заболеваемости. **Экологическая безопасность** – сумма условий, при которых достигается научно обоснованное ограничение или практическое исключение вредного воздействия хозяйственной деятельности на жизнедеятельность населения и качество окружающей среды.

Меры безопасности направлены на максимальное снижение степени риска возникновения экологически опасных ситуаций и, в первую очередь, аварий в ядерной энергетике, на хранилищах и средствах транспорта радиоактивных веществ. Поэтому при экологической экспертизе проектов особое внимание обращается на раздел, посвященный риску аварий, мерам их предотвращения и, в случае необходимости, их ликвидации. Проекты должны включать схемы оповещения населения о возникающих опасных экологических ситуациях.

*Замечание: при решении задач оптимального управления безопасностью необходимо принять во внимание, что в качестве критерия выступает не условие достижения минимально возможного риска, а условие достижения **приемлемого** риска, уровень которого диктуется исключительно причинами социального характера. Решение проблемы обеспечения экологической безопасности надо искать на путях согласия между политическими, экономическими, экологическими, экономическими и социальными требованиями.*

Риск от АЭС можно подразделить на «хронический» (выбросы радионуклидов, воздействие на среду радиационными полями, неконтролируемый сброс тепла и т.п., осуществляемые в ходе нормальной эксплуатации предприятия) и «однократный» (авария, сопровождающаяся выбросом вредных веществ, разрушением оборудования, гибелью людей и т.п.). Отметим, что реализация природоохранных технологий возможна лишь при наличии на всех стадиях и циклах производств специальных систем промышленного мониторинга с контролем качества продуктов и отходов, а также непрерывного мониторинга окружающей среды с анализом состава выбросов.

Борьба с аварийностью сложнее из-за ее непредсказуемости. Чем сложнее производство, чем выше сконцентрированы в нем энергетические источники, чем мощнее производство, тем оно выгоднее с термодинамической и экономической точек зрения. Широкое использование на таких производствах компьютерных систем и других элементов автоматизированного управления уменьшает возможность аварий, но аварии на таких «выгодных» производствах предсказать значительно труднее. (Чем сложнее система, тем сильнее накапливается в ней фактор случайности и тем труднее предсказать во что, в конце концов, выльются те или иные нарушения режима). Последствия таких аварий часто катастрофичны.

Существуют два уровня обеспечения безопасности: «защита от дурака» (сравнительно простая задача) и «защита от специалиста» (трудновыполнимая задача) Защита от «дурака» означает создание дополнительных блокировок, препятствующих некомпетентному вмешательству человека в технологический процесс. Защита от «дурака» необходима, но недостаточна. Действительно, например чернуюбыльскую атомную электростанцию взорвали специалисты, осуществившие для этой цели (не по злому умыслу) целый цикл мероприятий, в том числе – демонтаж четырех из пяти линий защиты. Осуществить такое случайному человеку или специалисту, но по случайной оплошности (обе такие ситуации попадают под действия «дурака») невозможно. Поэтому защите от специалиста на АЭС уделяется значительное внимание. На

первом этапе было ограничено участие проектировщиков в технологическом процессе, пересмотрен подход к подготовке операторов: если раньше стремились к универсализации, многопрофильности специалиста, то теперь к работе допускают только узких (но высоко квалифицированных в своей области) специалистов. В этом плане идеальным решением является создание безлюдных производств, заводов-роботов, станций подземного базирования без доступа людей и т.п.

Для снижения катастрофических последствий применяются такие методы, как строительство специальных колпаков над реактором, монтаж АЭС в шахтах, установка аварийных систем, в том числе – на элементах пневмоавтоматики, способных активно действовать при полном отключении электроэнергии, а так же внедрение автоматизированного контроля за всеми элементами производства, трубопроводами, баками и т.п.

Безопасность предъявляет высокие требования к пространственно-географическому размещению производств (включая АЭС) и сочетанию их в конкретном регионе. Прежде всего, необходимо избежать высоких локальных концентраций токсинов в окружающей среде, способных существенно подорвать местные экосистемы. Здесь вступает в силу критерий рассредоточенности промышленных предприятий. АЭС строятся на удалении 30 -40 км от больших городов с учетом розы ветров и направлений течения близлежащих рек. Газовые сбросы станции осуществляются через высокие трубы, обеспечивающие разброс радиотоксинов на большие расстояния (эффект разбавления).

При размещении АЭС в первую очередь следует уделять внимание сохранению наиболее ценных ландшафтов и других природных объектов. При выборе мест строительства нескольких различных производств следует учесть возможность химико-радиационного синергизма. Действительно, различные выбросы соседних производств на фоне радиационных полей могут вступать в различные химические и микробиологические процессы с образованием экзотических соединений, токсичность которых в сотни раз превышает токсичность исходных компонентов.

Развитие гражданской атомной энергетики тормозится в первую очередь сформированным масс медиа негативным к ней отношением. Действительно, **в случае серьезной аварии ядерного реактора может последовать выброс в окружающую среду радиоактивных материалов.** Несколько получивших широкую огласку аварий (особенно на Чернобыльской АЭС в 1986 г.) оказалось достаточно, чтобы атомные электростанции приобрели славу экологических бомб замедленного действия. Атомные электростанции конструктивно очень хорошо защищены, но не выдерживают испытания "законом Мерфи". Например, для взрыва 4 энергоблока ЧАЭС персоналу потребовалось грубейшим образом нарушить регламент и совершить как минимум 7 ошибок, в числе которых были отключение аварийной защиты, отключение всех контуров охлаждения, вывод из активной зоны реактора почти всех регулирующих стержней, и т.п. Расследовавшая аварию комиссия сделала вывод, что "авария произошла в результате крайне низкого уровня культуры персонала". Хотя собственно ядерный взрыв на АЭС невозможен в принципе (из-за низкой концентрации и специфического расположения топлива), тепловой или химический взрыв или горение активной зоны реактора с выбросом радиоактивных материалов в окружающую среду по своим последствиям оказываются катастрофическими. Впрочем, некоторые данные указывают на то, что негативные последствия аварии на ЧАЭС гипертрофированы средствами массовой информации.

2. БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Безопасным считается такой реактор, который ни при каких неконтролируемых ситуациях не создает радиоактивное загрязнение вне пределов реакторного зала. Реактором с внутренней безопасностью называется такой безопасный реактор, в котором авария гасится не усилиями человека (оператора), а автоматически, в силу заложенных в него физических причин.

Насколько соответствуют современные реакторы концепции внутренней безопасности?

Реакторы на быстрых и медленных нейтронах имеют одну общую черту: они работают по схеме выжигания активного компонента топлива (^{235}U , ^{239}Pu) в активной зоне. В современные реакторы первоначально закладывается активного материала больше, чем это требуется для непосредственного поддержания критического уровня. Поэтому система управляется регулируемыми стержнями – поглотителями нейтронов. По мере выгорания топлива регулирующие стержни вынимаются, что и поддерживает стационарность реактора. Так как любой реактор осуществляет некоторый конечный по времени срок жизни твэлов, то в нем исходно содержится некоторый запас по надкритичности, тем больший, чем больше предполагаемое время кампании. В этом смысле **ни один из ныне существующих реакторов**, работающих по принципу выгорания, **нельзя отнести к безусловно безопасным**, потому что, если вдруг по случайным и маловероятным причинам регулирующие стержни разом покинут активную зону, возникнет взрывоопасная ситуация (переход через верхнее критическое состояние). Цепная реакция в таких условиях будет развиваться настолько быстро (с характерным временем намного меньшим, чем время запаздывающих нейтронов) что никакая аварийная защита не поможет.

Поясним понятия верхнего и нижнего критических состояний.

Различают два вида критических состояний: нижнее, которое в балансе учитывает все нейтроны, и верхнее – исключаящее, так называемые запаздывающие нейтроны. Как уже упоминалось в Л.2, в акте деления возникают не только мгновенные нейтроны (подавляющая часть), но также в продолжении примерно минуты дополнительные (около 1,5%). Если перейдено нижнее состояние, но не достигнуто верхнее, тем развития цепной реакции сдерживается временем появления запаздывающих нейтронов, и успевает проявить себя механическая система защиты реактора (введение стержней – поглотителей нейтронов в активную зону реактора). Недопустимым или очень опасным является переход через верхнее критическое состояние, при котором нарастание нейтронного потока происходит через характерное время в доли миллисекунды или меньше.

3. БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС

Создание новых государств на территории бывшего СССР и в Восточной Европе стимулировало повышенный интерес к военным и гражданским объектам, сооруженным в условиях закрытого общества. Значительное внимание привлекли атомные электростанции старой постройки, доверие к которым было подорвано Чернобыльской катастрофой. Анализ реальной ситуации вызвал обеспокоенность как конструктивными особенностями реакторов и качеством изготовления станций, так и способом эксплуатации и квалификацией персонала.

Беспокойство общественности вылилось в политические решения о закрытии атомных электростанций, спроектированных по советским проектам. Однако осуществить эти намерения удалось только Германии. Эта страна сразу закрыла все станции, построенные на территории ГДР, а затем приступила к осуществлению программы закрытия любых электростанций на своей территории, предпочитая покупать готовое электричество за границей. Ни одна другая страна так и не закрыла ни одной АЭС. Более того, такие страны как Армения и Чехия, после достижения самостоятельности, вновь ввели в строй энергетические реакторы, ранее закрытые по соображениям безопасности. Подобная ситуация возникла из-за резкого роста потребностей в электроэнергии во вновь созданных странах, стремящихся к развитию собственной экономики.

Поскольку закрыть действующие АЭС не удалось, а программы снятия с эксплуатации устаревших реакторов рассчитаны на длительные сроки, основные мероприятия по устранению недостатков АЭС были направлены на модернизацию и, иногда, на серьезную реконструкцию электростанций. В 2000 году в Восточной Европе и странах бывшего СССР эксплуатировалось 57 ядерных энергетических реакторов советской постройки. Реакторы советского происхождения были спроектированы главным образом в 60-х и 70-х годах. Некоторые из этих АЭС имеют несколько реакторов. Суммарная доля подобных ядерных установок в производстве электроэнергии в странах региона значительна: приблизительно 60% в Литве, 51% в Венгрии, 36%

в Болгарии, 29% в Чешской и Словацкой республиках, 25% на Украине и в Армении, 12% в России, 10% в Казахстане. Целью реконструкции АЭС с этими реакторами является снижение вероятности инцидентов, особенно крупных.

Рассмотрим некоторые особенности энергетических реакторов, спроектированных в СССР с точки зрения их безопасности.

Существуют четыре основные конструкции ядерных установок: ВВЭР-440/230, ВВЭР-440/213, ВВЭР-1000 и РБМК. ВВЭР - реактор, охлаждаемый водой под давлением, сокращение которого расшифровывается как водо-водяной энергетический реактор. РБМК - легководный реактор канального типа с графитовым замедлителем.

Из этих типов реакторов две конструкции рассматриваются как вызывающие наибольшее беспокойство с точки зрения безопасности: ВВЭР-440/230 и РБМК. РБМК представляют наиболее серьезную потенциальную проблему в отношении безопасности, так как в их конструкции отсутствует защитная оболочка, предотвращающая радиоактивный выброс в случае аварии.

3.1 Первое поколение - реакторы ВВЭР-440/230.

Первое поколение реакторов ВВЭР-440/230 было разработано в 60-х годах. Десять реакторных установок ВВЭР-440/230 размещены в Болгарии, Словакии и России. Шесть других были остановлены - две в Армении по сейсмическим причинам (в настоящее время уже по экономическим причинам один пущен вновь) и четыре в Грейфсвальде (ФРГ) западногерманскими органами, ответственными за радиационную безопасность, вскоре после объединения Германии в 1990 году.

Конструкции этих реакторов присущ ряд недостатков, включая:

- отсутствие защитной оболочки;
- ограниченная способность аварийного охлаждения активной зоны;
- почти полное отсутствие резервирования и разделения оборудования для обеспечения безопасности;
- несовершенные контрольно-измерительные приборы и системы управления;
- серьезные недостатки пожарной защиты.

В 1991 году Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) провело оценку безопасности десяти находящихся в эксплуатации реакторных установок ВВЭР-440/230 и выявило 100 проблем безопасности, относящихся к конструкции и эксплуатации этих установок. Около 60% из них было отнесено к числу серьезных проблем безопасности, требующих немедленного рассмотрения.

3.2 Второе поколение - реакторы ВВЭР-440/213.

Второе поколение реакторов ВВЭР - ВВЭР-440/213 было разработано в период между 1970 и 1980 годами и является более совершенным по сравнению с реакторами первого поколения. Разработка второго поколения совпала с работой советских проектировщиков над первыми едиными требованиями в области безопасности. В настоящее время около 14 реакторов ВВЭР второго поколения эксплуатируются в России, 2 реактора на Украине, 4 в Венгрии, 4 в Словакии и 2 в Финляндии (последние были модернизированы с помощью западной технологии и оборудования).

Недостатки конструкции модели 230 были учтены во втором поколении реакторов модели 213: была усовершенствована и улучшена защитная оболочка и повышена эффективность систем аварийного охлаждения активной зоны. Однако контрольно-измерительные приборы и системы управления станции по-прежнему не удовлетворяют международным нормам.

Наиболее усовершенствованные реакторы этого типа эксплуатируются в Финляндии. Финские станции отличаются эффективными защитными оболочками, и на них в значительной степени используются западная технология и оборудование, в частности, контрольно-измерительные приборы и системы управления, а также системы аварийного охлаждения активной зоны.

3.3 Третье поколение - реакторы ВВЭР-1000.

Самым крупным реактором ВВЭР является ВВЭР-1000; 19 блоков с этими реакторами эксплуатируются в России, в Украине и в Болгарии. Они были разработаны в период между 1975 и 1985 годами на основе требований новых советских нормативов в ядерной области, которые частично включали в себя международную практику, особенно в области безопасности станций. В целом концепция безопасности этого типа реакторов подобна концепции безопасности реакторов, охлаждаемых водой под давлением, установленных на станциях западной конструкции, и она предусматривает защитную оболочку. Основным усовершенствованием реакторов этого поколения является то, что ВВЭР-1000 оборудованы защитной оболочкой из предварительно напряженного бетона с внутренней стальной оболочкой, которая соответствует западным аналогам. Стальная конструкция позволила повысить уровни безопасности по сравнению с предыдущими поколениями. Реактор характеризуется стабильностью энерговыделения, целостностью парогенератора и отказоустойчивостью. Реактор заключен в стальную оболочку, которая оснащена внешней защитной оболочкой из предварительно напряженного бетона.

Тем не менее, надо учитывать, что водо-водяные реакторы в принципе не могут быть достаточно безопасными.

Если в I контуре реактора типа ВВЭР происходит неконтролируемая течь воды (в таких реакторах вода является замедлителем нейтронов и теплоносителем), или она по другим причинам перестает циркулировать в системе охлаждения, то возможно с определенной степенью вероятности утверждать, что произойдет разрушение активной зоны и последующий выход радиоактивных продуктов. А гарантии, что не произойдет разгерметизация системы и теплоноситель не перестанет охлаждать активную зону, как показывает практика, никто не в состоянии дать.

Приведем неполный перечень причин аварийных ситуаций, возможных на водоохлаждаемых реакторах:

- При потере герметичности тепловыделяющих элементов продукты деления выходят в теплоноситель, при этом повышается радиоактивность первого контура. Для справки: для реакторов типа В-230, В-179 средняя доля разгерметизации составляет $3,5 \cdot 10^{-5}$. Для реакторов типа В-1000 средний уровень разгерметизации по АЭС России составляет $2,5 \cdot 10^{-5}$, а по АЭС Украины $6,8 \cdot 10^{-5}$. Общее число выгруженных ТВС в ВВЭР-1000 (по всем блокам) составляет 1798 шт. Число отработанных сборок призванных негерметичными по новой методике контроля — 18, а по старой - 53. *Примечание: по старым нормам негерметичными считались ТВС, активность которых в пенале на 3σ превышает фон. По новым нормам, кроме указанного условия активность ТВС должна превышать $1 \cdot 10^{-6}$ Ки/кг.*

- Под воздействием ионизирующего излучения вода разлагается на кислород и водород. При определенном соотношении эта смесь образует гремучий газ и поэтому на водоохлаждаемой АЭС всегда остается опасность возникновения химического взрыва (Калининская АЭС, 1990 г. разрушение внутрикорпусных устройств реактора).

- По самым разным причинам может возникнуть интенсивное парообразование в первом контуре и произойти паровой взрыв; энергии при этом будет достаточно, чтобы сбросить крышку реактора или разрушить первый контур.

- В конструкционных материалах стенок корпуса реактора и трубопроводов неизбежно возникают трещины, развитие которых может привести к аварии.

- Известно, что большая часть аварий на АЭС происходит в результате ошибок или несанкционированных инструкциями действий персонала.

- На АЭС с реактором типа ВВЭР не предусмотрено достаточно надежное предотвращение осушения активной зоны при разрыве, какого либо элемента первого контура.

- Отказ систем автоматического обеспечения защиты из-за неоднократных переносов сроков реализации мероприятий по замене теплоизоляции оборудования и трубопроводов.

На четырех атомных электростанциях России с ВВЭР-1000 эксплуатируется 8 энергоблоков. Характеризуя состояние безопасности действующих атомных станций с ВВЭР, можно отметить, что эксплуатация их осуществляется в соответствии с требованиями правил и норм по безопасности, которые были заложены на период их создания и реализованы в соответствующих проектах, но на настоящий момент ни одна из станций не отвечает современным требованиям безопасности в полной мере. На сегодня ни одна из действующих АЭС не имеет процедурно законченного обоснования безопасности, содержащего выводы о состоянии безопасности и анализ возможных последствий нарушений эксплуатации энергоблоков. Кроме этого, необходимо отметить, что отечественные активные зоны ВВЭР-1000 уступают западным аналогам по своим экономическим показателям. Главными факторами, являются:

- использование в качестве конструкционного материала для дистанционирующих решеток и направляющих каналов нержавеющей стали (около 2 т в активной зоне ВВЭР-1000);
- применение в активной зоне для компенсации избыточной реактивности стреловой выгорающего поглотителя (ВВЭР-1000) или топливных компенсаторов (ВВЭР-440) в отличие от введенного в топливо поглотителя нейтронов, используемого в большинстве зарубежных АЭС подобного типа;
- значительная утечка нейтронов вследствие неоптимальной схемы перегрузок топлива;
- использование сплавов циркония с высоким содержанием гафния.

На сегодня, имеются проблемы, связанные с обеспечением безопасности на АЭС с ВВЭР-1000, основными из которых являются:

- проблема выработки ресурса оборудования систем, важных для безопасности, отсутствие утвержденных методик по управлению ресурсными характеристиками оборудования;
- снижение темпов модернизации объектов использования атомной энергии, увеличение количества мероприятий по повышению безопасности, сроки выполнения которых переносятся из года в год;
- недостаточен прогресс работ по обоснованию возможности продления срока службы блоков АЭС первого поколения;
- медленные темпы внедрения современных технологий переработки радиоактивными отходами;
- низкие темпы вывоза отработавшего ядерного топлива с АЭС;
- высокое время падения и застревание рабочих органов системы управления и защиты;
- отказы насосов аварийного и планового расхолаживания;
- нарушения водно-химического режима.

Кроме этого, целый ряд нарушений повторяется из года в год из-за недостаточности корректирующих мер и финансирования работ по их реализации. Анализ непосредственных причин нарушений в работе АЭС показал, что более 70 % всех причин приходится на механическое повреждение элементов оборудования, из них 65 % — коррозионные дефекты сварных соединений различных трубопроводов, остальные дефекты обусловлены усталостным разрушением, деформацией стержней, штанг, износом и исчерпанием ресурса. Другую группу большую группу причин (около 20 %), составляют неисправности в электротехнической части: нарушение изоляции, короткое замыкание, обрыв цепи, внутренние повреждения, помехи, наводки. На причины, обусловленные «человеческим фактором» — неправильными действиями персонала, приходится 6 % всех причин.

3.4 РБМК - "реактор черновильского типа"

Три поколения реакторов черновильского типа с графитовым замедлителем (РБМК) - были сконструированы в 60-х годах. В настоящее время в странах бывшего СССР находятся в эксплуатации 15 реакторов, а четыре реактора сооружаются. Два блока мощностью 1500 МВт, самые крупные ядерные энергетические установки в мире, эксплуатируются в Литве, 11 блоков мощностью 1000 МВт в России и два - на Чернобыльской АЭС в Украине (в настоящее время остановлены).

Эксперты придерживаются мнения, что эти реакторы, наряду с реакторами ВВЭР-440/230, требуют самого неотложного внимания. На реакторах РБМК отсутствует защитная оболочка типа предусмотренной на реакторах западного образца, и их безопасность после аварии на Чернобыльской АЭС постоянно вызывает международную обеспокоенность. Тревогу вызывает и противопожарная защита.

Некоторая модернизация этих реакторов привела к повышению уровня безопасности.

Замечание. В свое время реакторы типа РБМК внедряли в энергетику по достаточно важным причинам. В начале энергетической атомной эры в СССР существовали только военные реакторы (на них нарабатывался оружейный плутоний). Это были именно реакторы типа РБМК. Альтернативы им не существовало. Естественно, что для гражданской энергетики использовали именно этот тип реактора. К тому же тогда не было специальной промышленности для производства прочных корпусов, в которых РБМК не нуждается. (Для реактора ВВЭР нужен прочный корпус, способный выдержать 100 атм. Понадобились большие усилия, чтобы наладить их промышленное производство). Поэтому ВВЭР гораздо дороже РБМК. ВВЭР использует более высокообогащенное (т.е. более дорогое и более трудоемкое) топливо, чем ВВЭР. Реакторы РБМК довольно просты в изготовлении, большая часть сварочных работ ведется непосредственно на стационарной площадке, буквально под открытым небом, что особенно удобно при российском бездорожье. Реакторы РБМК, как показывает статистика, дают меньше сбоев, чем ВВЭР. Так, из 56 неплановых отключений энергоблоков от сети в 1992 году на 28 российских энергоблоках (11 с реактором типа РБМК, 12 ВВЭР, 1 - БН, 4 - ЭГП) 35 произошло на АЭС с ВВЭР и 21 - на АЭС с РБМК.

Недостатки РБМК и способы их устранения

1) Отсутствие прочного корпуса.

Реакторы типа РБМК в принципе не могут быть приведены к международным стандартам (т.е. "одеты" в защитную стальную оболочку), поскольку имеют слишком большой размер - диаметр активной зоны превышает 10 метров (у ВВЭР - около 5 метров). Создание же оболочки для реактора, настолько прочной, чтобы она могла выдержать падение терпящего аварию самолета, и при этом имеющей внутренний диаметр 65-75 метров - пока невыполнимая задача.

2) Сложность и ненадежность управления расхода воды.

Не решена проблема надежного контроля и управления поканального расхода воды. На каждом из 1700 каналов РБМК есть свой запорный клапан и расходомер. Оператору станции нужно наблюдать за их показаниями, а эта аппаратура часто выходит из строя. Оператор, уже не доверяющий приборам, останавливает реактор не по показаниям одного расходомера, а после их проверки. Это обстоятельство неоднократно приводило к аварийным ситуациям.

3) Положительный паровой коэффициент реактивности.

Главный недостаток РБМК - положительный паровой коэффициент реактивности, т.е. повышение реактивности реактора при образовании пара в активной зоне. Больше пара - больше мощность, больше мощность - больше пара. Реактор разгоняется не регулируя сам себя. Эта задача ложится на персонал, не застрахованный от ошибок. В борьбе с этим недостатком пытаются перейти на более обогащенное топливо (от 1.8% до 2.4%), что сопровождается ростом стоимости электроэнергии.

Многие аварии на АЭС могли бы не произойти, не ошибись персонал станции. Но персонал ошибается и будет продолжать ошибаться. Многим сотрудникам российских атомных станций не хватает квалификации.

4. БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОГО ФЛОТА

Практически сразу после создания, энергетические ядерные реакторы были модернизированы с целью создания двигателей для атомного флота.

Атомный флот, совокупность гражданских судов и военных кораблей различного класса и назначения, имеющих в качестве главного источника энергии ядерные силовые установки.

Атомход, общее название судов (надводных и подводных) с ядерной силовой установкой.

В 1956 г. на ВМФ СССР был пущен прототип реактора с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ) и началось обучение экипажа для АПЛ с ЖМТ К-27 (проект 645). В ее реакторах теплоносителем являлся сплав свинца и висмута. На базе АПЛ пр.645 были воздана серия из семи скоростных АПЛ проектов 705 и 705К («Альфа»). Лодки строились в

г.Северодвинске на ПО «Севмаш». Первая подводная лодка после завершения строительства во время заводских испытаний и непродолжительной опытной эксплуатации показала низкую надежность и в результате ряда крупных поломок была разрезана. Остальные шесть кораблей этой серии эксплуатировались в течение 10 лет. За это время корабельные ЯЭУ с ЖМТ наработали около 70 реакторо-лет. По состоянию на сегодняшний день все они выслужили свой срок и выведены из боевого состава, кроме К-123. Освоение кораблей с ядерно-энергетическими установками на жидкометаллическом теплоносителе было трудным. Всегда существовала опасность затвердевания сплава, что привело бы к выводу из строя атомной установки. В Западной Лице, где базировались корабли класса «Альфа», был создан целый береговой комплекс для кораблей этого проекта. Построена специальная котельная для подачи пара на корабли, а также к пирсам поставлены плавказарма и эсминец, которые давали пар от своих котлов. Однако, в связи с низкой надежностью берегового комплекса подводные лодки «грелись» от своего тепла, т.е. ядерные реакторы работали на минимально контролируемом уровне мощности. Это приводило к быстрому износу реакторов и необходимости постоянного присутствия экипажа на борту лодки. Трудности с обеспечением внешним теплом привели к тому, что практически все АПЛ этого класса к концу 80-х г.г. были выведены из эксплуатации. Перегрузка ядерного топлива не осуществлялась, из-за чего ЯЭУ этого класса АПЛ получили название — «реакторы одноразового использования».

Одним из главных недостатков АПЛ с жидким металлическим теплоносителем явилось использование сплава «свинец-висмут» в первом контуре реакторной установки. При реакции захвата нейтрона висмутом идет наработка полония-210. На конец кампании активность полония-210 в теплоносителе первого контура составляла 28,8 Ки/л. Высокая активность и проникаемость полония-210 (альфа — излучатель) существенно влияла на радиационную обстановку при эксплуатации реакторной установки и производстве работ по обращению с отработанным ядерным топливом.

После некоторого спада, развитие атомной энергетики вновь набирает темпы. Становится все более очевидным, что человечество стоит на пороге «ядерного ренессанса». Современные АЭС в ходе эксплуатации практически не загрязняют среду (главный их вредный фактор - тепловое загрязнение) и взрывобезопасны. Проектируемые АЭС принципиально исключают возможность возникновения неконтролируемой цепной реакции. Тепловое загрязнение среды от них так же будет снижено. Строиться и демонтироваться они будут на специальных заводах, что позволит осуществить принцип «зеленой лужайки», т.е. возвращать ландшафт в исходное состояние. Циклический принцип использования ядерного горючего резко сокращает наработку долгоживущих радионуклидов (в первую очередь делящихся альфа - излучателей). Можно считать, что единственным узким местом ядерной энергетики сейчас является проблема переработки и захоронения отходов, возникающих при получении ядерного горючего.

Решающими факторами в обеспечении безопасности реакторной установки и АЭС в целом являются:

1. Развитие свойств внутренней самозащищенности, которая определяется применением интегральной конструкции реактора со всережимной естественной циркуляцией теплоносителя I контура, свойствами саморегулирования и самоограничения мощности реактора за счет отрицательных коэффициентов реактивности (мощностного, парового, температурного по топливу и теплоносителю) во всем диапазоне изменения параметров реактора, большой теплоаккумулирующей способностью контуров установки, инерционностью процессов, отсутствием в реакторе патрубков большого диаметра, большим располагаемым временем для выполнения персоналом корректирующих действий;

2. Глубокое эшелонирование средств и систем локализации, резервирование оборудования и систем безопасности, различные принципы действия систем безопасности. Рабочие органы системы управления и защиты (СУЗ) - электромеханического типа обеспечивают введение

поглощающих элементов в активную зону как за счет электродвижения, так и пассивно под действием собственного веса при обесточивании исполнительных механизмов. Исполнительные механизмы СУЗ оснащены также устройством ручного опускания. Кроме этого предусмотрена страховочная система ввода жидкого поглотителя. Средства аварийного теплоотвода от реактора включают: два активных канала через паротурбинную установку, два пассивных канала теплоотвода и один канал системы очистки и расхолаживания. Один канал пассивной системы аварийного теплоотвода обеспечивает расхолаживание РУ в течении 4 часов, после чего РУ находится в безопасном состоянии неограниченное время за счет отвода тепла в окружающую среду. Система охлаждения активной зоны в авариях при разгерметизации I контура включает двухканальную систему подпитки и аварийной проливки и систему рециркуляции. Исключение распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду обеспечивается наличием последовательного ряда независимых физических барьеров - матричного топлива, оболочки ТВЭЛа, герметичного I контура, герметичной защитной оболочки с барботером и системой понижения давления, защитного ограждения. Наличие барьеров безопасности и локализирующих систем практически полностью исключает выброс активности за пределы станции в проектных авариях, а при запроектных авариях с постулированным плавлением активной зоны он значительно ниже нормативов. Поэтому с точки зрения радиационной безопасности АЭС с РУ АБВ не имеют ограничений по размещению.

3. Применение самосрабатывающих устройств и систем безопасности, не требующих для своего функционирования внешних источников энергии, а также вмешательства персонала.

4. В авариях, связанных с несанкционированным введением реактивности и прекращением теплоотвода, при полном отказе управляющих систем и невмешательстве оператора установка переводится в режим расхолаживания устройствами, которые срабатывают при достижении давления аварийных значений от непосредственного воздействия среды. Это обуславливает высокую устойчивость РУ к ошибкам персонала. При любых аварийных ситуациях реактор будет заглушен и переведен в безопасное состояние без вмешательства персонала.

5. Наличие технических средств и достаточных резервов времени для управления авариями средствами оператора сводят к минимуму возможность его ошибочных действий в аварийных ситуациях. В реактивных авариях даже в случае постулированного зависания всех рабочих органов (РО) СУЗ при отработке сигнала аварийной защиты повреждение активной зоны исключается. В теплоотводных авариях с потерей активных средств теплоотвода (при введенных РО СУЗ) обеспечивается перевод РУ в безопасное состояние за счет пассивного рассеяния тепла в окружающую среду. В авариях с разгерметизацией полным отказом средств проливки имеется запас времени не менее 6 часов при разгерметизации любого трубопровода I контура. Принятые в установке схемно-конструктивные решения позволяют свести к минимуму радиоактивные отходы, образующиеся при эксплуатации.

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 31. АВАРИИ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

СОДЕРЖАНИЕ

1. МЕЖДУНАРОДНАЯ ШКАЛА ЯДЕРНЫХ СОБЫТИЙ.	1
2. ОПАСНОСТЬ ПРЕДПРИЯТИЙ ЯТЦ	6
3. ИНЦИДЕНТЫ НА РОССИЙСКИХ АЭС	12
4. ИНЦИДЕНТЫ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ	14
4.1 Сибирский химический комбинат (г. Северск, Томская обл.)	14
4.2 Красноярский горно-химический комбинат ГХК (г. Железногорск, Красноярск-26)	18
4.3 Электрохимический завод (Красноярск-45)	19
4.4 Производственное объединение «Маяк», (г.Озерск, Челябинская обл.)	19
4.5 Уральский электрохимический комбинат, УЭХК (г.Новоуральск Свердловская обл.)	21
4.6 Аварии на промышленных реакторах России	22
4.7 Основные причины возникновения аварийных ситуаций на предприятиях ЯТЦ России	23
5. КРУПНЫЕ АВАРИИ	24
5.1 Аварии ядерных реакторов	24
5.2 Россия	25
5.2.1. Южный Урал	25
5.2.2 Чернобыль	27
5.3 США	29
5.4 ВЕЛИКОБРИТАНИЯ	29
6. ПРИЛОЖЕНИЕ. ПАРАМЕТРЫ ПРЕДПРИЯТИЙ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА РОССИИ, ХАРАКТЕРИЗУЮЩИЕ ИХ ПОТЕНЦИАЛЬНУЮ ОПАСНОСТЬ.	29

1. МЕЖДУНАРОДНАЯ ШКАЛА ЯДЕРНЫХ СОБЫТИЙ.

Целью реконструкции предприятий ядерной индустрии является снижение вероятности инцидентов, особенно крупных. При этом используется специальная международная шкала ядерных событий.

Международная шкала ядерных событий (INES) разработана МАГАТЭ в 1988 г., в России введена с 1990 г. Она была создана в качестве средства оперативного информирования общественности о значимости с точки зрения безопасности событий происходящих на ядерных установках.

ИНЕС - международная шкала ядерных событий (INES). Была введена с целью облегчить передачу сообщений о ядерных событиях специалистам атомной промышленности, средствам массовой информации в общественности. Шкала охватывает уровни от нулевого - события, не существенные для безопасности, до седьмого - крупная авария. Сеть связи "Информационная система ИНЕС получает от национальных координаторов ИНЕС и распространяет между ними в течение 24 часов "Формуляры классификации события", содержащие компетентную информацию о ядерных событиях, когда: значимость с точки зрения безопасности находится на уровне 2 и выше; - общественный интерес за пределами страны, где они произошли, требует сообщений в прессе (уровни 1 и 0). Формуляр классификации события предназначен для того, чтобы помочь каждому национальному координатору ИНЕС представить общественности и средствам массовой информации своей страны необходимую информацию о ядерных событиях в других странах. МАГАТЭ предоставляет Формуляр классификации события в качестве отдельного документа вместе с руководством по его заполнению, учитывающим точки зрения национальных координаторов ИНЕС.

Шкала разрабатывалась на основе изучения опыта прошлых событий, их классификации и оценок, а также в соответствии с параметрами ядерной и радиационной безопасности (Табл.1).

Табл. 1. Международная шкала ядерных событий

АВАРИЯ	7. Крупная авария
	6. Серьезная авария
	5. Авария с риском за пределами площадки
	4. Авария без значительного риска за пределами площадки
	3. Серьезный инцидент
ИНЦИДЕНТ	2. Инцидент
	1. Аномалия

ОТКЛОНЕНИЕ	0
	Ниже шкалы
	Не существенно для безопасности

Шкала не лишена недостатков, в частности, оценки событий по уровням страдают некоторой расплывчатостью и субъективизмом, что иногда приводит к расхождению мнений экспертов. Так, аварийная ситуация на Ленинградской АЭС в 1992 г. оценивалась специалистами по разному – от второго до четвертого уровня (в итоге был принят третий). До сих пор некоторые эксперты оценивают случившееся на Чернобыльской АЭС (1986 г.) как событие четвертого уровня, хотя по всем критериям оно должно было быть отнесено к седьмому. В прямой зависимости от уровня событий находится комплекс вызванных ими последствий (**Табл.2**)

Важным элементом в структуре международной шкалы является соотношение семи уровней и трех критериев (**Табл.3**). Первый критерий связан с количеством выброса радиоактивных веществ во внешнюю среду, т.е. фиксирует наиболее опасную сторону аварийной ситуации, затрагивающую непрямых к объекту людей; второй критерий характеризует обстановку на самом объекте, имеющую отношение прежде всего к персоналу; третий критерий является показателем состояния технических систем объекта.

Международная шкала ядерных событий (ИНЕС) позволяет оперативно и согласованно оповещать общественность о значимости с точки зрения безопасности событий на ядерных установках, о которых поступают сообщения. Реально характеризуя события, шкала может облегчить достижение единообразного понимания событий ядерным сообществом, средствами массовой информации и общественностью. Она разработана международной группой экспертов, созданной совместно Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ) и Агентством по ядерной энергии (АЯЭ) Организации экономического сотрудничества и развития.

События классифицируются в шкале на семи уровнях. Нижние уровни (1-3) называют инцидентами, а верхние (4-7) – авариями. События, которые не имеют значимости с точки зрения безопасности, классифицируются как относящиеся к уровню 0, находятся ниже шкалы и называются отклонениями. События, не относящиеся к безопасности, определяются как выходящие за рамки шкалы.

Структура шкалы представляет собой матрицу с ключевыми словами. События рассматриваются с точки зрения трех характеристик или критериев безопасности, представленных в каждом из трех столбцов: воздействие за пределами площадки, воздействие на площадке и деградация глубокоозелонированной защиты.

Второй столбец матрицы связан с событиями, приводящими к выбросам радиоактивности за пределами площадки. Поскольку только это последствие оказывает непосредственное воздействие на население, естественно, что такие выбросы являются предметом особой озабоченности. Поэтому нижний уровень в этом столбце соответствует выбросу, в результате которого лица, находящиеся вне площадки и подвергшиеся наибольшему облучению, получают дозу облучения, эквивалентную одной десятой годового дозового предела для населения; это событие классифицируется на уровне 3. Как правило, такая доза составляет также около одной десятой средней годовой дозы естественного фонового излучения. Наивысший уровень представляет собой крупную ядерную аварию с широкомасштабными последствиями для здоровья людей и окружающей среды.

В третьем столбце рассматривается воздействие события на площадке. Эта категория охватывает диапазон уровней от 2-го (загрязнение и/или переоблучение персонала) до 5-го (серьезная авария на станции, такая, как расплавление активной зоны ядерного реактора).

Все ядерные установки проектируются таким образом, что существует ряд слоев безопасности, предотвращающих возникновение значительного воздействия на площадке или за пределами площадки, а размеры предусматриваемых слоев безопасности в целом соответствуют возможности воздействия на площадке и за ее пределами. Действие всех этих слоев безопасности должно быть исчерпано прежде, чем возникнут существенные последствия на площадке или за пределами площадки. Совокупность этих слоев безопасности называют «глубокоэшелонированной защитой». Четвертый столбец матрицы связан с инцидентами на ядерных установках или во время перевозки радиоактивных материалов, в ходе которых деградировали свойства глубокоэшелонированной защиты. Инциденты в этом столбце классифицируются на уровнях 1 - 3.

Событие, которое включает характеристики, представленные более чем одним критерием, всегда классифицируются на самом высоком уровне, соответствующем любому отдельно взятому критерию.

Авария (арабск. авар – повреждение, ущерб), выход из строя, повреждение какого-либо механизма, устройства, машины и т.п. во время работы, движения. Перен. – несчастный случай, неудача.

Авария на ЯУ - нарушение эксплуатации ядерной установки (например, атомной станции), при котором произошел выход радиоактивных материалов и/или ионизирующих излучений в количествах, приводящих к значительному облучению персонала, населения и окружающей среды.

Аварийная ситуация - состояние ядерной установки (например, атомной станции), характеризующееся нарушением пределов безопасной эксплуатации, но не перешедшее в аварию.

Радиационная авария - нарушение пределов безопасной эксплуатации, при котором произошел выход радиоактивных материалов или ионизирующего излучения за предусмотренные границы в количествах, превышающих установленные для нормальной эксплуатации значения.

Запроектная авария - авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности, реализацией ошибочных решений персонала, которые могут привести к тяжелым повреждениям или к расплавлению активной зоны. Уменьшение последствий достигается управлением запроектной аварией и/или реализацией планов мероприятий по защите персонала и населения. Примером запроектной аварии может служить разрыв корпуса ядерного реактора.

Ядерная авария – потеря управления цепной реакцией в реакторе, либо образование критической массы при перегрузке, транспортировке и хранении тепловыделяющих сборок, приведшее к потенциально опасному облучению людей или к повреждению тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) сверх допустимых пределов.

Инцидент (incidens – случающийся), случай, происшествие (обычно неприятное); столкновение, недоразумение.

Радиационный инцидент - событие, при котором происходит облучение в дозах, превышающих установленные пределы для соответствующих категорий лиц.

Ядерноопасный режим – отклонения от пределов условий безопасной эксплуатации реакторной установки АЭС, не приведшие к ядерной аварии

Режим аварийный - ненормальный режим работы реактора. Существенную часть аварийных режимов можно рассматривать как переходные процессы, протекающие с недопустимыми отклонениями основных параметров, нарушающими условия безопасности ЯЭУ и приводящими к срабатыванию аварийной защиты, т. е. к выключению реактора или существенному ограничению мощности. К аварийным режимам относятся: режимы, связанные с незапланированным изменением реактивности вследствие неконтролируемого извлеченияборок СУЗ реактора или стержней-поглотителей, изменения концентрации жидкого поглотителя в теплоносителе и т. п.; режимы с аварийным сокращением расхода теплоносителя через активную зону или отдельные технологические каналы реактора; режимы работы, обусловленные появлением неплотностей (течей) на оборудовании и трубопроводах главных контуров циркуляции теплоносителя; режимы работы при потере электрического питания (обесточивании) собственных нужд АЭС; режимы работы при нарушении герметичности оболочек твэлов и увеличении

активности теплоносителя; режимы работы, связанные с повреждением главных паровых трубопроводов; работа ЯЭУ при непредвиденных сбросах и набросах электрической нагрузки.

Аварийная остановка реактора - быстрое прекращение цепной ядерной реакции при возникновении аварийной ситуации. Осуществляется быстрым вводом в активную зону регулирующих стержней или жидкого поглотителя нейтронов.

Внутренняя самозащитенность реактора - свойства ядерного реактора, которые обеспечивают его самоглушение и охлаждение при любых аварийных ситуациях.

Радиационная безопасность - комплекс мероприятий, направленных на ограничение облучения персонала и населения до наиболее низких значений дозы излучения, достигаемой средствами, приемлемыми для общества, и на предупреждение возникновения ранних последствий облучения и ограничение до приемлемого уровня проявлений отдаленных последствий облучения.

Радиационный контроль - контроль за соблюдением «Норм радиационной безопасности» и «Основных санитарных правил работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений», а также получение информации об уровнях облучения людей и о радиационной обстановке на предприятии (например, атомной станции) и в окружающей среде.

Инспекция - действия, в ходе которых с помощью проверки, наблюдения или измерения определяется соответствие материалов, частей, узлов, систем, конструкций, а также процессов и методик определенным требованиям.

Системы безопасности - системы, предназначенные для выполнения действий по предотвращению аварий или ограничению их последствий.

Система локализации аварии - в случае возникновения аварийной ситуации, при которой разгерметизируется первый контур ЯЭУ системы локализации должны полностью исключить возможность попадания радиоактивных веществ в окружающую среду. В состав системы локализации входят две группы устройств герметичные помещения и боксы в здании АЭС, а также герметичная защитная оболочка для всего оборудования первого контура и системы, обеспечивающие внутри герметичных помещений и оболочки определенное расчетное давление, т. е. предохраняющие их от разрушения при аварии, связанной с потерей теплоносителя. Последние системы обязательны для установок с водным теплоносителем. На первых ВВЭР-440 и всех РБМК герметичная защитная оболочка не обязательна. Все оборудование первого контура расположено в связанной системе боксов за биологической защитой реактора. При появлении течи теплоносителя в одном из боксов давление в нем возрастает. Когда давление достигает определенного значения, обычно не более 0,5 МПа, срабатывают предохранительные клапаны и подключается следующий бокс.

Система обеспечения безопасности (СОБ) - предусматривает три категории устройств: устройства нормальной эксплуатации, локализирующие и защитные устройства.

Промышленные аварии или другие события, не связанные с ядерными или радиационными операциями, не классифицируются и определяются как «выходящие за рамки шкалы». Например, хотя события, связанные с турбиной или генератором, могут оказать воздействие на системы безопасности, отказы, воздействующие лишь на эксплуатационную готовность турбины или генератора, будут классифицироваться как выходящие за рамки шкалы. Пожары, следует считать выходящими за рамки шкалы, когда они не связаны с какой-либо возможной радиационной опасностью и не воздействуют на слои безопасности.

Табл.2. Международная шкала ядерных событий для оперативной передачи сообщений о значимости событий с точки зрения безопасности

Степень и описание	Последствия вне площадки АЭС	Последствия на площадке АЭС	Примеры
7. Тяжелая авария	Внешний выброс значительной части радиоактивного материала из активной зоны энергетического реактора, содержащий смесь коротко- и долгоживущих радиоактивных продуктов деления (в количестве, радиологически эквивалентном десяткам тысяч терабеккерелей йода-131), в результате которого будут превышены дозовые	Максимальны; тяжелые повреждения активной зоны и физических барьеров; возможность острых лучевых поражений; острые и отдаленные последствия для здоровья населения (на обширной территории, возможно не в одной стране); долговременные последствия для окружающей среды	Чернобыль, СССР, 1986

	пределы для запроектных аварий.		
6. Серьезная авария	Внешний выброс радиоактивных материалов (в количестве, радиологически эквивалентном тысячам – десяткам тысяч терабеккерелей иода-131); в результате которого дозовые пределы для проектных аварий будут превышены, а для запроектных - нет. Требуется полномасштабное выполнение плановых мероприятий по защите персонала и населения в случае аварий в радиусе 25 км, включающих эвакуацию населения	Тяжелые повреждения активной зоны и физических барьеров; серьезные последствия для здоровья людей.	ПО «Маяк», СССР, 1957 г.
5. Авария с рисками для окружающей среды	Ограниченный внешний выброс (в количестве, радиологически эквивалентном сотням – тысячам терабеккерелей иода-131), приводящее к незначительному превышению дозовых пределов для проектных аварий; в некоторых случаях требуется частичное введение планов мероприятий по защите персонала и населения на случай аварии	Тяжелые повреждения активной зоны и физических барьеров, вызванная механическим воздействием и плавлением; крупная авария с превышением критичности, крупный пожар или взрыв с выбросом большого количества радиоактивности в пределах установки	Windscale, Великобритания, 1957 (военный реактор); Три Майл Айленд, США, 1979
4. Авария без значительных рисков для окружающей среды	Незначительный внешний выброс радиоактивности в окружающую среду в количествах, не превышающих дозовые пределы для населения при проектных авариях. При таком выбросе необходимость в защитных мероприятиях за пределами площадки маловероятна, за исключением, возможно, местного контроля пищевых продуктов.	Серьезные повреждения активной зоны и радиологических барьеров; облучение персонала с летальным исходом (облучение работающих порядка 1 Зв, вызывающего лучевые эффекты); возможна необходимость проведения крупных восстановительных работ на площадке, напр. частичное расплавление активной зоны реактора и сравнимые события на нереакторных установках.	Saint-Laurent, Франция, 1980; Tokaimura, Япония, 1999
3. Серьезный инцидент	Очень малый выброс радиоактивных веществ, в количестве, не превышающем 5-кратного допустимого суточного выброса; облучение населения на уровне доли установленных пределов. За пределами площадки не требуется принятия защитных мер.	Серьезное распространение радиоактивности; облучение персонала с серьезными последствиями; значительное переоблучение работающих (порядка 50 мЗв).	Vandellos, Испания, 1989 (пожар); Сибирский химический комбинат, СССР, 1993 г.)
2. Инцидент	Инциденты со значительным нарушением мер безопасности (отказы оборудования или отклонения от нормальной эксплуатации), которые хотя и не вызывают непосредственного влияния на безопасность станции, но способны привести к значительной переоценке мер по безопасности. Сохранение достаточной глубокоошелонированной защиты, позволяющей справиться с последующими отказами.	Значительное распространение загрязнения; облучение персонала, превышающее годовую предельную дозу.	Частые события
1. Аномальная ситуация	Отклонения от разрешенного режима эксплуатации, вызванное отказом оборудования, ошибкой человека или процедурными несоответствиями. Не представляют какого-либо риска, но указывают на недостатки в обеспечении безопасности (отказ оборудования, ошибки	Не существенно для безопасности	Частые события

	персонала. недостатки руководства)		
0. Отклонение ниже уровня шкалы	Отклонения от эксплуатационных пределов и условий, устранимые в соответствии с предусмотренным регламентом.	Не имеет отношения к безопасности	Частые события

В настоящее время радиоэкологи разрабатывают на основе международной шкалы ядерных событий оценочные системы, в которых учитывался бы не только уровень события, но и нанесенный этим событием экономический и экологический ущерб, упущенная выгода, долгосрочные социально-экономические и санитарно-гигиенические последствия.

Примеры классификации ядерных событий

Авария 26 апреля 1986 года на Чернобыльской АЭС привела к крупномасштабным воздействиям на окружающую среду и здоровье людей (уровень 7). Согласно официальным данным суммарный выброс радиации на 6 мая 1986 года – ко времени, когда распалась большая часть короткоживущих нуклидов – составлял 50 млн Ки, при этом из взорвавшегося реактора было выброшено 3 - 4% топлива. Радиоактивный выброс был не только 26 апреля, но продолжался с разной интенсивностью еще несколько дней. 2 и 5 мая в результате вторичного разогрева топлива в разрушенном реакторе произошло еще два интенсивных выброса.

Авария в 1957 году на кыштымском заводе (Россия) привела к мощному выбросу за пределами площадки. В целях ограничения серьезных воздействий на здоровье людей были предприняты аварийные меры, включая эвакуацию населения (уровень 6).

Авария в 1957 году на графитовом реакторе с воздушным охлаждением в лаборатории в Уиндскейле (Селлафилд) Англия привела к выбросу в окружающую среду радиоактивных продуктов деления (уровень 5).

В результате аварии в 1979 году на АЭС «Три-Майл Айленд» в США произошло серьезное повреждение активной зоны реактора. Выброс радиоактивности за пределы площадки был весьма ограниченным (уровень 5).

Авария в 1973 году на заводе по переработке топлива в Уиндскейле (Селлафилд) Англия привела к выбросу радиоактивного материала в рабочую зону завода в результате экзотермической реакции в технологической емкости (уровень 4).

В 1980 году авария на АЭС в Сен-Лоране, Франция, привела к частичному повреждению активной зоны реактора, но внешнего выброса радиоактивности не было (уровень 4).

В ходе произошедшей в 1983 году аварии на критической сборке РА-2 в Буэнос-Айресе (Аргентина) аварийный разгон мощности, обусловленный несоблюдением правил безопасности во время выполнения последовательности операций по модификации активной зоны, привел к смерти оператора, который находился в 3-4 метрах от активной зоны. Оценки доз, поглощенных пострадавшим, дали цифры: 21 грэй для гамма-дозы плюс 22 грэя для дозы нейтронного облучения (уровень 4).

В результате инцидента в 1989 году на АЭС в Вандельосе, Испания, не произошло внешнего выброса радиоактивности, не было также и повреждения активной зоны реактора или загрязнения на площадке. Однако повреждение систем безопасности станции привело к значительной деградации глубокошелонированной защиты (уровень 3).

подавляющее число событий, о которых поступили сообщения, классифицированы ниже уровня 3.

2. ОПАСНОСТЬ ПРЕДПРИЯТИЙ ЯТЦ

Попытаемся сравнить потенциальную опасность некоторых предприятий ядерного топливного цикла России.

На 01.01.2000 г. загрязненные радионуклидами территории имелись на 22 предприятиях Минатома, которые находятся в 16 субъектах российской Федерации. Общая загрязненность территорий составляет 480 км², в том числе земли — 376 км², водоемы — 104 км². Из них

промплощадки — 63 км², в санитарно-защитных зонах — 220 км², в зонах наблюдения — 197 км². Территории с уровнем загрязнения, соответствующие мощности доз более 2 мкЗв/час занимают около 6 км². наибольшее количество загрязненных территорий имеют пять предприятий, в том числе: «Сибирский химический комбинат» — 10,4 км², Приаргунское производственное горно-химическое объединение — 8,5 км², Горно-химический комбинат — 4,7 км², Чепецкий механический завод — 1,35 км², Гидро-металлургический завод — 1,34 км².

В 1999 г. предприятиями ЯТЦ в атмосферу было выброшено 92 тыс. тонн вредных химических веществ (ВХВ), в том числе: первого класса опасности 0,0001 %, второго — 21,1 %, третьего — 44,7 %. Превышение предельно допустимых нормативов имело место на 25 предприятиях по 47 наименованиям загрязняющих веществ. Сверхнормативные выбросы составили около 600 т. Наибольшую долю в них составляют вещества третьего класса опасности. Практически без улавливания выбрасываются в атмосферу сернистый ангидрид, оксид углерода, углеводороды.

В 1999 г. 46 предприятий Минатома сбросили в поверхностные водоемы 298 млн.м³ загрязненных ВХВ сточных вод, в том числе в бассейны Азовского и Черного морей — 9,5 (3 предприятия), Арктических морей — 124,8 (20 предприятий), Балтийского моря — 91,4 (5 предприятий), Каспийского моря — 59,0 (16 предприятий), Тихого океана — 13,1 (2 предприятия). Основными веществами, отводимыми со сточными водами с превышением ПДК и ПДС являются: нефтепродукты, азот аммонийный, фтор, тяжелые и цветные металлы, (отходы гальванического производства).

В 1999 нормативы ПДК на ряде предприятий превышены в 50-100 раз (ГХК, НЗХК, КЧХК, машиностроительный завод, Электромеханический завод «Авангард»). На предприятиях Минатома по состоянию на 1 января 2000 г. было 20 млн. тонн токсичных отходов, в том числе: первого класса опасности — 218 т, из которых ртутьсодержащих — 184 т, второго класса опасности — 94 тыс. тонн, четвертого класса опасности — 19.8 млн. тонн.

Тяжелая радиозокологическая ситуация в России, сложившаяся в зоне воздействия ЯТЦ, связана, прежде всего, с используемой на предприятиях жидкостных технологий в уран-плутониевом цикле и в экстрагировании трансурановых элементов, представляющих постоянный источник радиоактивных и других отходов, порождая вечную проблему водоемов-накопителей, емкостей-хранилищ. Переход на принципиально иные виды технологий не планируется. Следовательно, будет продолжаться интенсивное загрязнение окружающей среды.

Суммарное количество РАО, находящихся на предприятиях Минатома на 01.01.2000 с учетом предшествующей деятельности, составили — $8,2 \cdot 10^{19}$ Бк (2,2 млрд. Ки), из них ЖРАО — $7,1 \cdot 10^{19}$ Бк, в том числе высокоактивных — $4,0 \cdot 10^{19}$; твердых — $1,1 \cdot 10^{19}$ Бк. Основное количество РАО сосредоточено на трех предприятиях ЯТЦ России: ПО «Маяк», СХК и ГХК. Большое количество накопленных некондиционированных радиоактивных отходов, недостаточность технических средств для обеспечения безопасного обращения с ними, отсутствие надежных хранилищ для их длительного хранения (захоронения) повышают риск возникновения радиационных аварий и создают реальную угрозу радиоактивного загрязнения окружающей природной среды.

Экологические проблемы при захоронении и переработке РАО обусловлены, в первую очередь, наличием высокой степени потенциальной опасности нанесения ущерба окружающей природной среде в связи с возможностью радиационного заражения гидросферы, атмосферы, почв и причинения вреда биологическим ресурсам в процессе производства этих работ. Эта опасность связана с возможным выходом радиоактивных веществ, которые в аварийной ситуации или, к примеру, при неисправности упаковочного контейнера могут попасть в окружающую среду и создать уровни загрязнения и концентрации радионуклидов в воде, на почве или в окружающем воздухе сверх допустимых значений. Кроме этого, потенциальная опасность предприятий атомной энергетики обусловлена еще и тем, что в 30-километровых зонах АЭС и в непосредственной

близости к объектами ЯТЦ расположено 1300 населенных пунктов, в которых проживает около 4 млн. человек.

Сравнение потенциальной опасности предприятий ЯТЦ можно провести на основе параметров, приведенных в **Прил. 1**.

Табл. 3. Сравнение риска здоровья людей от эксплуатации ядерных установок и радиационных источников. *Источник: В.Кревитт, Р.Фридрих «Сравнение риска от различных источников электроэнергии», «Атомная техника за рубежом», 1998 г, № 5, с.15-21*

Этап ЯТЦ	Онкологические заболевания		Генетические эффекты
	с летальным исходом	без летального исхода	
Добыча урана	$1,4 \cdot 10^{-2}$	$3,4 \cdot 10^{-2}$	$2,8 \cdot 10^{-3}$
Производство концентратов	$8,6 \cdot 10^{-3}$	$2,1 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-5}$
Отвалы в процессе эксплуатации	$8,1 \cdot 10^{-4}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-4}$
Отвалы после эксплуатации	$8,1 \cdot 10^{-1}$	1,9	$1,6 \cdot 10^{-1}$
Конверсия	$1,6 \cdot 10^{-6}$	$3,5 \cdot 10^{-6}$	$2,9 \cdot 10^{-7}$
Изотопное обогащение	$1,2 \cdot 10^{-6}$	$2,9 \cdot 10^{-6}$	$2,4 \cdot 10^{-7}$
Изготовление ТВС	$2,9 \cdot 10^{-7}$	$6,8 \cdot 10^{-7}$	$5,7 \cdot 10^{-8}$
Переработка топлива	$1,6 \cdot 10^{-1}$	$4 \cdot 10^{-1}$	$3,3 \cdot 10^{-2}$
Окончательное захоронение отходов	Количественно	не определено	
Транспорт	$6,5 \cdot 10^{-5}$	$1,6 \cdot 10^{-4}$	$1,3 \cdot 10^{-5}$
Итого	1	2,3	0,19

Поясним причину выбора этих параметров и прокомментируем их различие для выбранных элементов ЯТЦ.

Число объектов в России. Этот показатель определяет степень потенциальной опасности для страны от предприятий данного вида. При малом числе (единицы) опасности подвергаются отдельные регионы, и поэтому важным является их географическое расположение, при большом (десятки) — влияние распространяется на многие регионы страны.

Количество радионуклидов, находящихся на объектах. Данный показатель характеризует потенциальную опасность конкретного предприятия ЯТЦ. Из **Прил. 1** видно, что этот диапазон составляет несколько порядков. Реальную опасность представляют максимально возможные выбросы радиоактивности при тяжелых авариях. А также их качественный состав.

Возможность развития самоподдерживающейся цепной ядерной реакции (СЦЯР). Предотвращение такой реакции было и остается предметом первоначальных забот обеспечения безопасности предприятия ЯТЦ. В большинстве из рассмотренных элементов ЯТЦ возникновение неуправляемой цепной ядерной реакции потенциально возможно. С 1953 по 2000 год произошло 13 ядерных аварий на различных предприятиях Минатома. Одиннадцать из них произошли до 1979 года. В 1997 г. произошла одна авария: на НЗХК без переоблучения персонала и выброса радиоактивности в окружающую среду. Наибольшее количество аварий — 10 произошло на установках химико-металлургических заводов, производящих и перерабатывающих металлические изделия и отходы из плутония и высокообогащенного урана. Подавляющее число аварий — 12 произошло при обращении с растворами, пульпами ядерных материалов.

Главными причинами являлись использование ядерно-опасного оборудования, ошибки, нарушения персонала, недостатки в учете и контроле ядерных материалов при их передачах и

подготовке к загрузке в аппараты. К настоящему времени накоплен достаточный опыт для того, для того чтобы сформулировать принципы, требования и нормы ядерной безопасности, позволяющие избежать образования критических систем при обращении с делящимися материалами в условиях промышленного производства. К провоцирующим моментам можно отнести использование разных единиц измерения массы, содержания или концентрации делящихся материалов в пределах одной установки. Провоцирующим моментом является также ошибочное отнесение оборудования к безопасному. Авария в г.Томске-7 в 1993 г. году и авария в 1997 г. в г.Новосибирске произошли на оборудовании, которое называлось безопасным, но не являлось таковым на самом деле, хотя в аварию в г.Новосибирске внесли свою лепту и деформация аппаратов и плохие, с точки зрения ядерной безопасности, технологические решения. К провоцирующим моментам можно отнести и выполнение технологической операции на одном рабочем месте одновременно несколькими операторами.

Аварии подтверждают, во-первых, очевидное положение о том, что ядерная безопасность, учет и контроль ядерных материалов — два важнейших, взаимодополняющих вида деятельности, направленных на предотвращение аварий на ядерных установках, т.е. необходимость интегрированного равнозначного подхода к обеспечению безопасности. Анализ имевших место аварий позволяет провести классификацию делящихся материалов по их опасности: наибольшую опасность представляют обогатенный уран и плутоний, а по агрегатному состоянию - их водные растворы или водородсодержащие смеси (из 13 аварий 12 произошло в водородсодержащих системах). Осциллирующий характер СЦР в растворах приводит еще к одному важному моменту - необходимости внешнего вмешательства для прекращения СЦР и для перевода системы в подкритическое состояние. Персонал, находящийся в зоне аварии, испытывает стрессовое состояние и, как показывают результаты аварий, может выполнять действия, неадекватные ситуации. Поэтому единственной реакцией на сигнал аварийной системы должна быть немедленная эвакуация из ядерно-опасной зоны.

Напряженность технологических параметров. Потенциальная опасность от наличия радиоактивных продуктов на объекте существенно зависит от напряженности параметров нормального технологического процесса и сопутствующих им физико-химических явлений. К таким параметрам, прежде всего, относятся давление (Р) и температура (Т), при которых работают барьеры, удерживающие радиоактивные материалы в заданных границах. Оборудование, работающее под давлением, само по себе требует специального внимания и нормирования, а в сочетании с радиоактивными веществами — особенно. Технологические процессы, проходящие на грани неуправляемого выделения энергии и повышения давления в виде взрывов, создают дополнительный источник опасности и требуют, с одной стороны, достаточного изучения этих пограничных процессов и условий попадания в эту область, с другой, мер по предотвращению реализации самих явлений и минимизации их последствий. В таблице этот фактор отмечен символом — В (взрыв). Следующим показателем является пожаровзрывоопасность. Рассматривая этот фактор, как и предыдущие, имеем в виду не вообще возможность пожаров на данном объекте, а те пожары, которые могут привести к разрушению барьеров на пути распространения радиоактивных веществ. В Прил. 1 этот фактор отмечен символом — П.

Уязвимость к внешним воздействиям. К внешним воздействиям, способным привести к разрушению барьеров на пути выхода радиоактивных веществ, будем относить сейсмическую активность и особенности геологической площадки (С и Г), метеорологические условия (М), включающие ураган, обильные осадки и т.п., и вызванные человеческой деятельностью воздействия (ДЧ), в том числе падение самолета, взрывы на соседних предприятиях, диверсии и т.п. Как показывают события произошедшие 11.09.2001 г. в США, этот фактор является наиболее значимым для обеспечения безопасности предприятий ЯТЦ.

Уязвимость к ошибкам персонала. Ограничимся только качественной экспертной оценкой этого сложного показателя, введя категории «слабая», «средняя», «сильная», опять же имея в виду ошибки в действиях персонала, способные привести к авариям с тяжелыми последствиями.

Необходимо отметить, что на предприятиях ЯТЦ отсутствуют полномасштабные тренажеры, на которых персонал мог бы проходить подготовку и переподготовку.

Возможная площадь загрязнения при авариях. Этот показатель характеризует масштабы возможных последствий аварий для окружающей среды и определяет необходимость реализации планов по защите населения.

Для иллюстрации опасностей, которые могут возникнуть при нарушениях работы оборудования, ошибках персонала и внешних воздействиях, рассмотрим основные процессы, способные привести к выбросу радионуклидов за контролируемые границы.

Для горно-химического комбината - ветровой износ пыли на отвалах «пустой» породы; попадание неочищенных шахтных вод, содержащих ^{226}Ra , в грунтовые и поверхностные воды.

В г. Лермонтов (Ставропольский край), где с 1954 по 1991 производилась добыча и переработка урановых руд, отходы производства сбрасывались в хвостохранилище, площадь которого в настоящее время составляет 81,2 га. На нем складировано 12,3 млн м³ отходов уранового производства суммарной активностью 45,6 тыс. Ки. Минатомом разработан и утвержден проект рекультивации хвостохранилища, который будет реализован в течение 8 лет. Необходимо отметить, что выделение радона и образование дочерних продуктов его распада являются глобальными природными явлениями, происходящими, в особенности, в горных и ураноносных районах. Поэтому повышенный природный радоновый фон имеет место не только в г.Лермонтове, но и во всем регионе Кавказских Минеральных Вод.

Предприятия ЯТЦ России имеют 184,42 га загрязненных территорий. Загрязнения связаны главным образом с хвостохранилищами, которые сооружались на начальном этапе деятельности предприятий без устройства противодиффузионных защитных мер. Негативное влияние хвостохранилищ на окружающую среду сохраняется и в настоящее время из-за продолжения их эксплуатации на МСЗ, ЧМЗ и НЗХК. За последние годы обострилась обстановка на НЗХК, связанная с эксплуатацией хвостохранилища, дамба которого не отвечает гидротехническим и строительным требованиям. На МЗП требуется реабилитация склона берега Москвы-реки из-за его оползневой характер. В п.Балей Читинской области имеются загрязнения жилого фонда и зданий соцкультбыта.

Для обогатительного завода - выброс гексафторида урана и радиоактивной и ядовитой пыли при получении диоксида урана.

Для транспортировки ядерного топлива: Водозаполненные контейнеры - развитие неконтролируемой СЦЯР при нарушении геометрии расположения ТВС в контейнере, разгерметизация контейнера в результате взрыва радиолитического водорода, замерзание или утечка в нем теплоносителя — воды, повышение нейтронного поля вне контейнера при утечке воды, выдавливание загрязненной радионуклидами воды через поврежденные уплотнения, выброс радиоактивных аэрозолей через поврежденные уплотнения; Сухие контейнеры — выброс радиоактивных аэрозолей через поврежденные уплотнения, повышение нейтронного поля вне контейнера при повреждении нейтронной защиты, развитие СЦЯР при нарушении геометрии расположения ТВС в контейнере, его перегрев, разгерметизация в результате механических повреждений при транспортных авариях.

Для радиохимического завода:

Отделение резки — возгорание пирофорных опилок при обрезке хвостовиков ТВС, выделение окклюдированных и адсорбированных радиоактивных благородных газов и летучих соединений радионуклидов.

Отделение растворения — взрыв водорода, образующегося при растворении металла (если перерабатываются металлические твэлы), отгонка трития, радиоактивных газов и летучих соединений радионуклидов, «заикливание» трития вследствие процессов изотопного обмена, протечки высокоактивной жидкости вследствие коррозии оборудования.

Хранилища отработанного ядерного топлива — взрыв радиолитического водорода при нарушении системы вентиляции, развитие СЦЯР при нарушении геометрии расположения

отработанных ТВС, коррозионное или механическое повреждение оболочек твэлов и выход радиоактивности в воду хранилища, разлив радиоактивной воды из бассейна при повреждении системы водообмена.

Узел экстракции — развитие СЦЯР. Пожар в результате вспышки паров экстрагента и разбавителя, взрыв радиолитического водорода, протечки радиоактивной жидкости вследствие коррозионного повреждения оборудования, взрыв в результате автокаталитической реакции с газовой выделением в жидкой фазе.

Отделение упаривания — протечки высокоактивной жидкости при коррозионном повреждении оборудования, выброс радиоактивных паров и аэрозолей при нарушении системы газоочистки.

Отделение получения товарного продукта: Урановая ветвь — пожар в результате вспышки паров экстрагента и разбавителя, взрыв твердых нитратов в результате автокаталитической реакции с газовой выделением в твердой фазе, протечки в результате коррозионного повреждения оборудования; Плутониевая ветвь — узел экстракции, отделение упаривания, взрыв при термическом разложении гидразина, пыль диоксида плутония при денитрации, развитие СЦЯР.

Получение нептуния — см. узел экстракции.

Отделение хранения и переработки радиоактивных растворов и пульп — развитие локальной СЦЯР, рост давления газа в результате нагрева радиоактивного раствора теплом ядерного распада и выделение радиолитических газов, технологические причины, прорыв сжатого газа в аппараты, предназначенные для работы «под налив», «обратная» диффузия радиоактивной паро-воздушной смеси из свободных аппаратов хранилищ, взрыв газообразных продуктов радиолитического жидких радиоактивных отходов и паров компонентов отходов, автокаталитическая химическая реакция с газовой выделением в жидкой фазе, взрыв твердого остатка после выпаривания отхода, протечки высокоактивной жидкости вследствие коррозионного повреждения оборудования;

Отделения отверждения (остеклования) жидких отходов - протечки в результате прогорания свода печи, на стадии кальцинации или при розливе плава, выброс аэрозолей и летучих соединений радионуклидов при нарушении системы газоочистки, взрыв в результате автокаталитической реакции с газовой выделением в жидкой фазе, взрыв твердых нитратов.

Наличие физических барьеров безопасности. На обогатительных заводах реально существует один барьер — границы герметичного оборудования. На заводах по изготовлению ядерного топлива реально физические барьеры отсутствуют. При транспортировке как свежее, так и отработанное ядерное топливо имеет только два собственных физических барьера: матрицу делящегося материала и оболочку твэлов и герметичный контейнер, т.е. реально наличие двух независимых физических барьеров безопасности не обеспечивается. На радиохимическом заводе требование герметичности при переработке ОЯТ с высокой активностью привело к наличию не менее трех реальных физических барьеров. Полигоны захоронения высокоактивных отходов - подземные сооружения, содержащие герметичные емкости, реально имеют не менее одного барьера.

Ядерная и радиационная безопасность предприятий ЯТЦ. В настоящее время ядерная и радиационная безопасность регламентируется в соответствии с нормативными документами Минатома России, которые формируют, в основном, требования к предотвращению СЦЯР. Радиационная безопасность регламентирована в основном для нормальной эксплуатации предприятий ЯТЦ и оптимальных проектных решений с точки зрения экономических показателей. Требования и параметры безопасности для отдельных видов производств регламентированы отраслевыми стандартами, правилами и технологическими инструкциями. Порядок организации работ по обеспечению безопасности определен соответствующими отраслевыми положениями. Главный недостаток этой системы состоит в отсутствии требований к параметрам и коэффициентам запаса для взрывопожароопасных процессов, производств, установок. В настоящее время эту функцию частично выполняют технологические инструкции и заключения (рекомендации) отраслевых институтов. Слабо применяется «принцип единичного отказа», не используется принцип «внутренней самозащищенности», согласно которому потенциально

опасные установки должны обладать определенными физико-химическими свойствами, исключая возможность возникновения тяжелых аварий. Не прослеживается четкое выполнение требования обеспечения единого государственного подхода к учету ядерных материалов

3. ИНЦИДЕНТЫ НА РОССИЙСКИХ АЭС

За период с 01.01.91 г. по 31.12.2000 г. на российских АЭС произошло 1187 нарушений в их работе (см. Рис.1, 2 и 3, Табл.1 и 2). Причины инцидентов представлены на Рис.4 и 5 и в Табл.4 -7).

Табл. 4. Интенсивность инцидентов на российских АЭС в разные годы

АЭС	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000
БалАЭС	50	69	36	24	10	4	5	5	6	5
БелАЭС	1	2	1	1	4	2	0	0	2	1
БилАЭС	7	8	8	7	8	2	8	11	4	2
НВАЭС	14	29	32	27	19	17	21	10	15	15
КолАЭС	25	35	44	38	20	19	7	10	11	1
КлнАЭС	17	14	7	8	11	11	10	9	6	5
ЛенАЭС	19	14	14	5	4	11	4	8	9	14
КурАЭС	20	17	16	10	11	14	14	26	21	19
СмоАЭС	11	12	13	8	12	8	10	23	16	7
Итого:	164	200	171	126	99	88	79	102	90	69

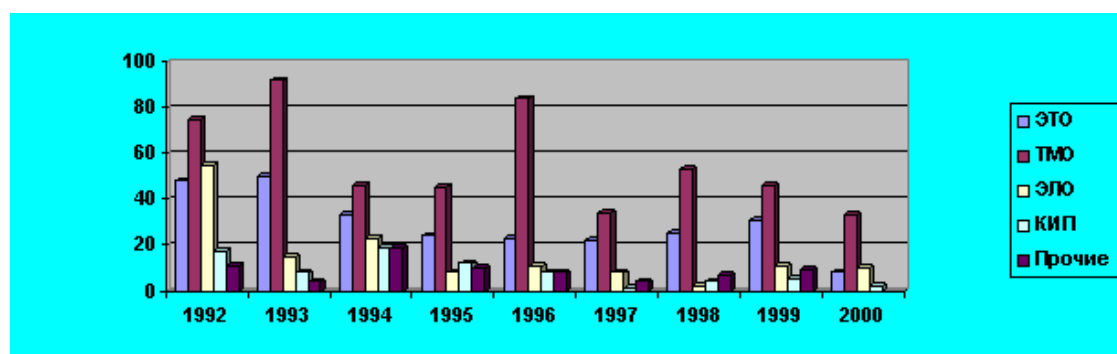


Рис.1

Распределение отказов по типу оборудования на предприятиях ЯТЦ России. Табл. 5.
Распределение отказов по типу оборудования

ТИП ОБОРУДОВАНИЯ	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000
Электро-техническое (ЭТО)	48	50	33	24	23	22	25	31	8
Тепломеханическое (ТМО)	75	92	46	45	84	34	53	46	33
Электронное (ЭЛО)	55	15	23	8	11	8	2	11	10
Контрольно-измерительное (КИП)	17	8	19	12	8	1	4	5	2
Прочие	11	4	19	10	8	4	7	9	-

Табл. 6. Основные конкретные причины нарушений в работе АЭС.

ПРИЧИНЫ НАРУШЕНИЙ В РАБОТЕ АЭС	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000
Административное Управление (АУ)	64	64	32	32	43	8	7	45	29
Изготовление оборудование (ИЗ)	23	20	21	8	9	5	7	6	10

Проектирование и конструирование (ПиК)	43	44	22	17	19	9	11	19	24
Ремонт (Р)	14	9	8	3	3	2	3	4	5
Прочие	56	34	43	40	23	4	7	16	1

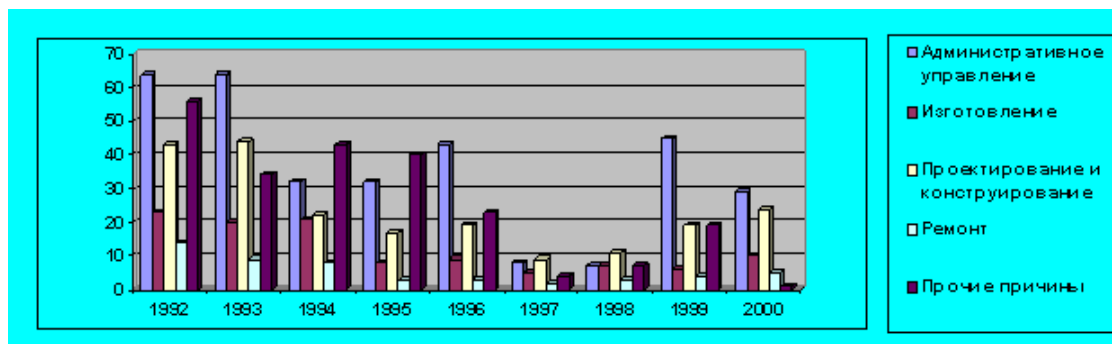


Рис.2

Основные конкретные причины нарушений в работе АЭС. Табл. 7. Распределение отказов по типу реакторной установки (в процентах от общего количества отказов).

ТИП РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000
ВВЭР-440	27	32	39	26	33	18	16	18	16
ВВЭР-1000	46	37	38	35	35	37	18	20	22
РБМК-1000	22	25	17	27	32	35	55	46	58
ЭГП-6	4	5	6	8	2	10	11	4	3
БН-600	1	1	1	4	2	0	0	2	1

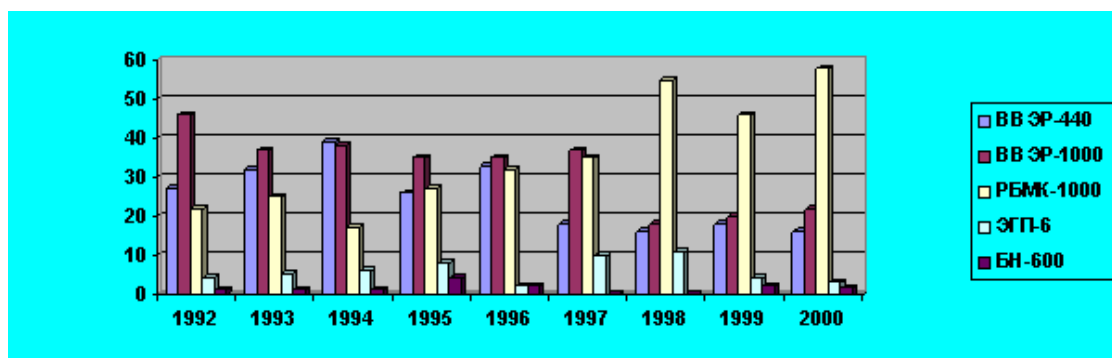


Рис.3 Распределение отказов по типу реакторной установки. Приведем некоторые конкретные примеры инцидентов на Российских АЭС.

Балаковская АЭС

В результате халатных действий персонала станции в 1985 году при испытании первого блока без загрузки топлива произошел разрыв трубопровода. Погибло 13 человек; в течение 1987-1991 гг. происходил выход из строя парогенераторов АЭС; в первом квартале 1997 г. повреждение парогенераторов блока 2 привело к радионуклидному загрязнению кровли машинного зала площадью около 30 м² выше контрольного уровня (до 180 мкР/ч); 26.06.93 г. произошло затирание одиннадцати органов регулирования системы управления и защиты во время останова второго энергоблока, 14.05.95 г. на блоке 1 выявлено превышение проектной величины времени падения органов регулирования из-за искривления каналов (конструкторские недоработки); 19.03.97 г. перед останом блока 1 на текущий ремонт время падения трех органов регулирования превысило проектное время (4 сек).

Нововоронежская АЭС

На блоке 5 01.11.96 г. на номинальном уровне мощности проверялась система безопасности. При этом были залиты водой кабельные разъемы системы управления и защиты реактора, а также системы внутриреакторного контроля, что привело к появлению ложной информации о состоянии реактора; 01.11.98 г. — при работе блока 5 обнаружен выход пара из-под теплоизоляции горячего коллектора парогенератора. Обнаружены две трещины в металле сварного шва. Причины события: совместное воздействие в зоне разрушения технологических остаточных напряжений, циклических нагрузок, возникших в процессе длительной эксплуатации с влиянием коррозионно-активной среды (отклонение от требований конструкторской документации при изготовлении).

Калининская АЭС

06.01.90 г. имело место ухудшение радиационной обстановки на блоке 1. Через быстродействующее редуцирующее устройство произошел пролив воды второго контура на крыши машинного зала и спецкорпуса в количестве около 20 м³ с удельной активностью 3 Ки/л. Основная часть воды по ливневодам поступила в общий коллектор пожарно-ливневой канализации и далее в сбросной канал оз. Песьво, а часть просочилась внутрь помещений. Значения экспозиционной мощности дозы колебались от 0,1 до 1,3 мР/час, плотность потока бета-частиц достигала до 1500 бета-частиц/(см мин). Переоблучения персонала выше предельно допустимых норм не было. Данное радиоактивное загрязнение произошло по вине руководящего и оперативного персонала АЭС; 01.07.92 г. при проведении земляных работ было обнаружено радиоактивное загрязнение участка территории, примыкающей к спецкорпусу. Основная причина этого загрязнения — низкое качество работ и приемки строительных работ; в 1994 г. при проведении ремонтных работ два человека превысили предельно допустимую дозу облучения (5 бэр), а двое других — контрольный уровень облучения (3 бэр); 14.05.95 г. на блоке 1 выявлено превышение проектной величины времени падения органов регулирования; 15.02.97 г. на блоке № 2 выявлено превышение проектной величины времени падения стержней СУЗ вызванное конструкторскими недоработками.

Белоярская АЭС

Белоярская АЭС укомплектована реакторами на быстрых нейтронах типа БН-600. В августе 1992 года в районе Белоярской АЭС обнаружены аномальные концентрации ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co. Максимальная мощность излучения зарегистрирована на уровне около 1200 мкР/час и сформирована в основном излучением ⁶⁰Co; 22 декабря 1992 года на станции при перекачке жидких радиоактивных отходов на спецводоочистку для ее переработки из-за халатности персонала было затоплено помещение обслуживания насосов. Вода поступила в страховочный поддон - затем в грунт, после чего по специальной дренажной сети - в водоем-охладитель. Общее количество ЖРО в поддоне 15 м³ суммарная активность 6 Ки. Суммарная активность ¹³⁷Cs, попавшего в пруд-охладитель, около 6 мКи. Этому инциденту был присвоен третий уровень опасности по международной шкале INES. 7 октября 1993 года в 11 часов 19 минут третий блок Белоярской АЭС был остановлен по признакам повышения радиационного фона в вытяжной вентиляционной сети. Причины останова — утечка теплоносителя в одной из вспомогательных систем. Происшествие оценено как инцидент первого уровня по шкале INES. 6 июня 1994 года, во время капитального ремонта, произошла утечка нерадиоактивного натрия из второго контура, из-за чего начался пожар. Персонал станции своими силами справиться не смог и вызвал пожарную бригаду. У нее также не оказалось средств для тушения натрия. Утечка натрия была остановлена, вышедший натрий выгорел, пожар прекратился.

4. ИНЦИДЕНТЫ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

4.1 Сибирский химический комбинат (г. Северск, Томская обл.)

Более 40 лет в нескольких километрах от г. Томска функционирует крупнейшее в России и мире предприятие по производству оружейного плутония — Сибирский химический комбинат (СХК). На СХК функционируют следующие радиационно-опасные производства: реакторный

завод (два реактора АДЭ), завод по разделению изотопов, сублиматный завод, радиохимический завод, химико-металлургический завод.

На СХК случались различные инциденты, приведшие к загрязнению окружающей среды. 18.04.1961 - в результате автокаталитической реакции между органической жидкостью и концентрированной азотной кислотой произошел взрыв испарителя, предназначенного для упаривания водных растворов после экстракции. Два смертельных случая. 30.01.1963 - самоподдерживающиеся цепная реакция (СЦР) в течении 10 часов. Четыре человека из числа персонала переоблучены. 13 декабря 1963 - СЦР в течение 18 часов. В 1963 на полигоне захоронения ЖРО имело место интенсивное газовыделение из скважины, повлекшее вынос радиоактивной газированной жидкости. При этом был загрязнен участок поверхности около 0,1 га. В большинстве скважин после закачки ЖРО наблюдалось значительное повышение температуры (максимально до 156°C). Для снижения температуры в скважины закачивался кислый раствор. В середине 70-х XX века на площадке 18 была обнаружена взаимосвязь горизонтов III и IV (буферного) уровней и возникновение каналов фильтрации. Все нагнетательные скважины, пробуренные на этом участке, были законсервированы. 18.11.1967 - взрыв в сорбционной колонне. 24.04.1977 - разрушение оборудования в реакторе производства реагентов. В июне 1977 на РХЗ при переработке облученных на реакторном заводе блоков в скомплектованную партию попали блоки с малой выдержкой, что привело к повышенному выбросу в атмосферу в течение двух недель ^{131}I в объеме 22 Ки (превышение месячных предельно допустимых выбросов — ПДВ в 2,4 раза. 11.05.77 на РХЗ в результате образования свища на напорном трубопроводе у нагнетательной скважины при закачке радиоактивного сбросного раствора в скважину произошел разлив раствора в объеме 8-14 м³ на поверхностный грунт. Протяженность загрязненной зоны составила 200-220 м, ширина 10-40 м. Гамма фон в зоне загрязнения достигал 145 Р/час. На радиохимическом заводе еще было 3 инцидента (1976, 1969, 1978), на заводе разделения изотопов - 2(1961), на сублиматном заводе - 3 инцидента (два в 1963, один в 1978). С 1959 по 1970 на разных реакторах СХК произошло 24 значимых инцидента. Все они были связаны с тяжелыми зависаниями сборок тепловыделяющих элементов в технологических каналах. В 1991 произошло аэрозольное загрязнение на складе готовой продукции, 6.04.1993 - разрушение технологического оборудования, сопровождающееся взрывом газа, разрушением нескольких производственных зданий и выбросом аэрозолей в окружающую среду (Индекс по шкале INEC) - 3. 5.12.1994 на установке электронно-лучевого переплава опытного химико-металлургического завода СХК при заполнении аргоном рабочей камеры произошла разгерметизация в результате срыва камерных перчаток под воздействием аргона. В результате разгерметизации камеры произошло загрязнение помещения установки до уровня $20,7 \cdot 10^{-11}$ Ки/л по α -аэрозолям. 12.02.96 на химико-металлургическом заводе α -датчиками стационарной системы дозиметрического контроля было зафиксировано загрязнение α -активными аэрозолями операторской зоны цеха № 11, что было квалифицировано как радиационный инцидент. Причиной был факт вскрытия оператором вне защитной камеры контейнера с находящимся в нем делящимися материалами. Выброс радиоактивных веществ в окружающую среду составил $0,048 \cdot 10^{-3}$ мкКи. На радиохимическом заводе СХК в 1997 в течение двух недель имел место сверхнормативный выброс в атмосферу радиоактивного йода-131 с превышением предельно допустимого выброса в 2,4 раза. 18.01.97 произошла внеплановая остановка реактора АДЭ-5 в связи с ухудшением теплотехнических параметров одного из периферийных каналов, вызванных снижением расхода теплоносителя и зависанием топливного бочка в технологическом канале. Причиной нарушения явилось «распухание» топливного бочка. 14.06.99 в центральном зале промышленного уран-графитового реактора АДЭ-4 реакторного завода СХК при проведении регламентных работ по загрузке блоков в технологический канал реактора в результате ошибки оператора облученные блоки вышли на плитный настил. При этом два человека получили дозу облучения, равную 1,5 и 3,0 годовых ПДД.

За время существования СХК произошло 36 аварийных ситуаций и инцидентов в 5 случаях возникала самоподдерживающаяся цепная реакция, погибло 4 человека, 6 человек получили повышенные дозы облучения.

Отдельно необходимо рассмотреть аварию на СХК, произошедшую 06.04.1993 г. В результате аварии образовалась зона радиоактивного загрязнения местности, вытянутая до 25 км в северо-восточном направлении, площадью около 100 км². По данным Росгидромета, суммарное количество радиоактивных веществ, выброшенных из аварийного аппарата СХК на эту территорию, составило от 530 до 590 Ки. В отдельных точках мощность дозы гамма-излучения достигала 400 мкР/ч.

Производственная деятельность СХК сопровождается образованием большого количества жидких, твердых и газоаэрозольных отходов. Выбрасываются в атмосферу и инертные радиоактивные газы (криптон, аргон и др.), тритий, углерод-14, стронций-90, йод-131, цезий-137, α -излучающие радионуклиды (уран, плутоний, америций и др.). Кроме того, в атмосферу выбрасываются нерадиоактивные вредные химические вещества: соединения фтора, трибутилфосфат (ТБФ), оксиды азота, азотная кислота, парафины, четыреххлористый углерод, бензол и ряд других компонентов. Загрязнение территории атмосферными выбросами СХК зафиксировано на расстоянии до 30-40 км от промзоны комбината. В р.Томь из водохранилища-отстойника сбрасываются радиоактивные воды, которые содержат в своем составе натрий-24, фосфор-32, скандий-46, хром-51, железо-59, кобальт-60, цинк-65, мышьяк-76, цезий-137, европий-152, нептуний-239, плутоний-239 и ряд других радионуклидов. На территории комбината расположены 50 хранилищ жидких и твердых радиоактивных отходов, являющихся потенциально опасными. Суммарная активность отходов, хранящихся в них, оценивается в 125 млн. Ки.

Отходы могут рассеяться на большой территории в результате стихийных бедствий (ураганы, смерчи), а также в случае падения самолета или другого летательного аппарата. Радиоактивные элементы разносятся на большие расстояния водоплавающими птицами (гуси, утки) и дикими животными, в том числе крупными (лоси, медведи).

Большую опасность представляет хранение на территории комбината отвалного гексафторида урана, в том числе и тех нескольких сотен тонн, которые получены при переработке и обогащении частично очищенного отработанного топлива зарубежных АЭС по договору с французской фирмой «КОЖЕМА». Заметное загрязнение почвы долгоживущими радионуклидами в результате выбросов комбината было обнаружено до аварии 06.04.93 г. В процессе γ -съемки местности вокруг СХК обнаружены участки загрязнения почв цезием-137 с плотностью загрязнения до 1-2 Ки/км². Характер цезиевого загрязнения не позволяет связать его с аварией 1993 г., следовательно, это загрязнение — следствие многолетней деятельности комбината. В образцах почвенно-растительного покрова были обнаружены резко аномальные концентрации плутония, значительно (в 10 раз и более) превышающие уровни глобального загрязнения. Большую потенциальную опасность представляет также крупномасштабное подземное захоронение ЖРО (общая активность более миллиарда Ки), осуществляющееся более 30 лет в водоносные горизонты на глубину 280-400 м. Делящиеся материалы интенсивно сорбируются песчано-глинистыми породами и скапливаются в устье скважин. Учитывая, что вода является замедлителем нейтронов, это создает угрозу накопления критической массы, достаточной для возникновения самоподдерживающейся цепной реакции. СХК до сих пор не имеет разрешения Госатомнадзор России на захоронение ЖРО в подземные горизонты по причине отсутствия обоснования ядерной безопасности данного процесса.

Проблемы полигона подземного захоронения жидких отходов связаны с протечками в результате коррозионного или механического повреждения «больших» трубопроводов для передачи радиоактивных растворов с завода на полигоны, с развитием самоподдерживающейся цепной ядерной реакции, с авариями на нагнетательных скважинах и в пласте (разрыв труб в результате коррозии или механического повреждения и выброс жидкости из скважины), с газообразованием и повышением давления в пласте и скважине в результате жизнедеятельности

анаэробных бактерий и с выбросом жидкости из скважины в результате радиационно-химического газовыделения в пласте, с перегревом пласта вследствие чрезмерной радиационной нагрузки, а также с непредвиденным гидрогеологами движением радиоактивной жидкости в пласте по разломам с последующим выносом в горизонты, соединяющиеся с поверхностью.

Известно, что некоторые широко одобренные решения проблемы долгосрочного распоряжения плутонием из оружия и другими отходами делящихся ядерных материалов включают в себя помещение порций материала под землей при подкритических концентрациях. Однако, при этих концентрациях подкритически делящийся материал, находясь под землей, может достигнуть критичности, которая окажется самовозрастающей (автокаталитической). Такая критичность могла бы наступить при распространении материала в окружающую среду в результате естественных процессов и внешней деятельности, а также при переносе делящегося материала в другие места, где он может сформировать иные автокаталитические критические конфигурации. Под землей, где материал находится в ограниченном пространстве, и вокруг него нет среды, замедляющей нейтроны, результатами подобных отклонений к сверхкритичности могли бы стать энерговыделения от умеренных величин до нескольких сот ГДж (десятки и сотни тонн тротилового эквивалента) в одном событии. В отсутствии воды потребуются 50-100 кг делящегося материала, чтобы достигнуть автокаталитической критичности. При наличии воды автокаталитическая критичность может наступить при небольших массах порядка 2 кг.

По состоянию на 14.03.2000 со стороны СХК отсутствовало достаточно обоснованное заключение по ядерной и радиационной безопасности, учитывающее наличие возможных неоднородностей в распределении ядерно-опасных делящихся нуклидов в пластах — коллекторах. Не ясна возможность образования критических значений параметров (массы, концентрации и т.д.) указанных радионуклидов в результате физико-химических процессов, происходящих при взаимодействии закачиваемых растворов с породообразующими веществами пластов — коллекторов. В результате возможного возникновения СЦР при дальнейших закачках ЖРАО, проводимых СХК, может произойти залповый выброс радиоактивных веществ в водоносные горизонты, что может изменить гео- и гидрообстановку, а также оказать воздействие на безопасную эксплуатацию ядерных реакторов. Кроме этого, подобное явление может возникнуть и при возможном землетрясении. Несмотря на то, что сама площадка расположения СХК относится к асейсмичному району, следует иметь в виду, что землетрясения силой 3-4 балла в г.Томске фиксировались. Так, в июне 1990 г. ощущались отдельные толчки после землетрясения в районе оз.Зайсан (Казахстан). Землетрясение силой 3.5 балла с эпицентром в 180 км на восток от г.Томска зафиксировано в 1979. Сейсмические подвижки интенсивностью 6-7 баллов фиксировались в районе г.Новокузнецка в начале XX века.

Определенную опасность представляют бассейны и открытые водоемы, содержащие среднеактивные отходы поскольку дают протечки «больших» трубопроводов, используемых для передачи радиоактивных растворов с завода к водоему или бассейну. Ветровой разнос радиоактивных аэрозолей идет с водной поверхности. Определенную роль играет ветровой разнос пыли, образующейся при оголении и разогреве донных осадков. Наконец, следует учитывать разнос активности водоплавающими птицами и насекомыми. В результате этих процессов возможно проникновение радионуклидов в водоносные горизонты.

На комбинате хранится 23000 контейнеров с делящимися материалами, полученных из войсковых частей в связи с резким сокращением количества ядерных боеголовок в России. Перевозка металлических изделий осуществляется в контейнерах, не удовлетворяющих обязательным требованиям к ним и поэтому не сертифицированных, склады для хранения построены более 30 лет назад, проектная документация на эти склады и акты их приёмки отсутствуют. Все опасные грузы везут по однопольной железнодорожной ветке, которая проходит по г. Томску в непосредственной близости от густонаселённых кварталов.

4.2 Красноярский горно-химический комбинат ГХК (г. Железногорск, Красноярск-26)

На Горно-химическом комбинате действует реакторное производство, радиохимический завод по переработке реакторного топлива, не подлежащего хранению, хранилище ОЯТ АЭС с реакторами ВВЭР-1000, цех переработки отходов. Образовавшиеся ЖРО направлялись в открытые поверхностные хранилища, хранились в специальных сооружениях, захоранивались в глубоководных поглощающих геологических горизонтах. Общая активность ЖРО, находящихся в поверхностных и подземных (геологических) хранилищах, оценивается в 450 млн. Ки. Имеется также хранилище твердых отходов. Донные отложения реки Енисей и пойменные участки загрязнены радиоактивными нуклидами за счет сбросов с 2-х прямоточных реакторов, остановленных в 1992 г.

За сорокалетний период эксплуатации военных производств на Горно-химическом комбинате накопились следующие проблемы, связанные с ядерной и радиационной безопасностью: 1) Проблемы, связанные с продолжением работы реактора АДЭ-2. Более десяти лет отработавшие блоки ДАВ-90 не отправляются на переработку, а хранятся в бассейне выдержки, где накоплено около 28 тысяч отработавших блоков. Длительное хранение блоков без переработки может привести к коррозионному разрушению блоков, накоплению урана-235 в илах бассейна выдержки и в охлаждающей воде. После снятия Государственного оборонного заказа в 1995 предприятие вынуждено хранить нарабатываемый диоксид плутония на своей территории, используя для этих целей временное хранилище. 2) Проблемы, связанные с работой радиохимического завода. За время работы радиохимического завода в емкостях-хранилищах накоплено 6700 м³ осадков пульп, суммарной активностью более 100 млн. Ки. 3) Проблемы, связанные с работой изотопно-химического завода. Необходимо переработать пульпы, накопленные в емкостях-хранилищах (700 м³ осадков-пульп высокоактивных отходов, суммарной активностью более одного миллиона Ки) и в открытых бассейнах (20000 м³ пульп активностью примерно 80 тыс. Ки). 4) При выводе из эксплуатации основных производств комбината образуется большое количество твердых РАО, в связи с чем необходимо строительство новых хранилищ. 5) На Горно-химическом комбинате хранится государственный запас препаратов радия (1200 г). Препараты радия хранятся в запаянных стеклянных ампулах около 45 лет. 6) Проблема хранения ОЯТ АЭС.

Строительство завода РТ-2 отложено на неопределенный срок. Между тем, для обеспечения безопасной эксплуатации АЭС России необходимо создание хранилища на 10000 т., которое позволило бы осуществлять хранение ОЯТ АЭС с реакторами не только ВВЭР-1000, но и РБМК-1000.

Упомянем некоторые инциденты, произошедшие на ГХК.

21.09.87 авария на радиохимическом заводе. Она привела к радиоактивному загрязнению дренажных каналов промышленных зданий. В 1999 превышен контрольный уровень внешнего облучения (25 МЗв) семи человек - персонала реактора АДЭ-2. 27.07.2000 г. во время перегрузки пеналов с отработавшими твэлами реактора ВВЭР-1000 произошло падение пенала на металлоконструкцию. Перегрузка производилась под водой, выхода радиоактивных веществ за пределы пенала не выявлено, радиационная обстановка в районе отсека перегрузки не изменилась. Данное событие классифицировано в как аномалия — нарушение «1» категории. В 2000 г. при транспортировании ОЯТ с АЭС России и Украины на ГХК наблюдались превышения допустимых уровней нефиксированного загрязнения внутренних поверхностей вагон - контейнеров до 1500 бета-част./см² мин. При этом параметры радиационной безопасности с внешней стороны вагон-контейнеров не превышали допустимых уровней. В 2001 на реакторном заводе из-за неполадок остановлен реактор АДЭ-2. При ликвидации неполадок 8 работников получили дозу облучения, превышающую годовую контрольную и отстранены от работы. На реакторном заводе в хранилище ОЯТ при проведении регламентных работ не сработал механизм расцепления захвата штанги.

4.3 Электрохимический завод (Красноярск-45)

В г. Зеленогорске (Красноярск-45), недалеко от г. Канска, более 20 лет действует Электрохимический завод (ЭХЗ) по обогащению урана. На ЭХЗ, как и на других аналогичных предприятиях, образуются твердые и жидкие радиоактивные отходы. Твердые радиоактивные отходы размещаются в грунтовых могильниках на промплощадке ЭХЗ. Жидкие радиоактивные отходы сливаются в специальные бассейны, вынесенные за территорию завода. Общий объем двух бассейнов составляет 29000 м³. В бассейнах находится около 2 тонн урана и его распределение неравномерно по горизонтам бассейна. В нижней придонной части содержание урана может достигать до 300-500 г/т. Возможен вынос 0,5 тонны урана в окружающую среду. Обнаружено присутствие цезия-137 в пробах с промплощадки (до 425 Бк/к).

4.4 Производственное объединение «Маяк», (г.Озерск, Челябинская обл.)

Производственное объединение «Маяк» выросло на базе Комбината № 817 — первого в СССР предприятия по промышленному получению делящихся материалов — урана-235 и плутония-239 - для ядерной бомбы. Комбинат был построен на Южном Урале, недалеко от старинных уральских городов Кыштыма и Касли. В состав предприятия первоначально вошли: уран-графитовый реактор; радиохимический завод по выделению плутония из облученного в реакторе урана; химико-металлургический завод по производству металлического плутония.

На уран-графитовый реакторе отмечены следующие инциденты. 22 июня 1948 года реактор после серии испытаний, начавшихся 7 июня, был выведен на проектную мощность. Все работы по проектированию, испытанию и эксплуатации объектов Комбината велись в условиях жесткого лимита времени. Испытания, наладка и ввод в эксплуатацию агрегатов и систем производились, что называется, «на ходу». Первая крупная авария на реакторе произошла уже в первые сутки работы реактора при выведении его на проектную мощность. 19.06.48 из в центре активной зоны возник дефицит охлаждающей воды. Реактор был остановлен, оставшиеся в графитовой кладке разрушенные урановые блоки были извлечены. Вскоре последовала еще одна авария. Руководители работ зам. Пред. Спецкомитета при Государственном Комитете обороны СССР Б. Л. Ванников (председателем Спецкомитета был Л. П. Берия) и И. В. Курчатов решили ликвидировать аварию при работающем реакторе. Выполнение этого решения привело к переоблучению сменного персонала и бригады ремонтников. Ликвидация последствий аварийных ситуаций периодически приводила и к трагическому исходу.

Работа на радиохимическом заводе была достаточно вредной. Первая партия концентрата плутония была получена в феврале 1949 года. В начальный период работы завода экспериментальные данные о минимальных критических массах плутония в водных растворах отсутствовали. Поэтому практически было невозможно обосновать предельно допустимые количества плутония в отдельных видах оборудования, чтобы обеспечить ядерную безопасность. Однако аварий, связанных с самопроизвольными цепными реакциями, на заводе не возникало до 1953. Это было вызвано тем, что первые годы не удавалось получить высокую степень обогащения плутонием, а в 1951 были определены значения минимальных критических масс в растворах плутония и ²³⁵U с 75%-ным обогащением. И все же условия работы были опасны. Плутоний из массы сопровождавших примесей выскабливали вручную. Вследствие большой площади поверхности технологических аппаратов, трубопроводов и проч. плутоний оседал на стенках арматуры и «пропадал». Агрессивные растворы вызывали коррозию оборудования, нарушая его герметичность. Ремонтники, сотрудники аналитических и эксплуатационных служб практически постоянно работали в аварийном режиме, получая недопустимо высокие дозы облучения.

Первая очередь химико-металлургического завода закладывалась в переоборудованных складских помещениях. 26.02.1949 на завод поступил первый конечный продукт с радиохимического завода, и в августе того же года были изготовлены первые детали из чистого плутония. На этом заводе завершался технологический цикл изготовления «сердцевины» ядерной бомбы. Активным материалом служил плутоний δ -фазы с удельной массой 15,8. Заряд имел вид полого шара, состоящего из двух половинок, которые, как и внешний шарик инициатора,

спрессовываются в атмосфере никель-карбонила. Внешний диаметр шара 80-90 мм. Масса активного материала вместе с инициатором 763 - 1060 г. Между полушариями имелась прокладка из рифленого золота толщиной 0,1 мм.

Ядерное производство Комбината с самого начала представляло собой крайне опасный объект для работающих на нем. Еще в 1949 году были зарегистрированы первые случаи лучевой болезни. Смертельной опасности подвергались и люди, просто жившие вблизи комбината, ничего не знавшие об опасности и долгое время ничем не защищенные от нее. И состояние природной среды, которая определяет здоровье и благополучие людей, остается тревожным и по сей день. Позднее был построен второй радиохимический завод, реконструировано и расширено металлургическое производство. В настоящее время действующее реакторное производство ПО «Маяк» включает два реактора, производящие радионуклиды различного назначения. Завод радиоактивных изотопов стал одним из крупнейших мировых поставщиков радиоактивных источников и радиоактивных препаратов.

Территория ПО «Маяк» и прилегающие к нему районы продолжают оставаться источником радиоэкологической опасности. На начальном этапе работы предприятия жидкие РАО сбрасывались в р. Теча. В последующем в верхней части реки был построен каскад водоемов. Большая часть (по активности) жидких радиоактивных отходов сбрасывалась в оз. Карачай (водоём 9) и «Старое болото». Пойма реки и донные отложения загрязнены, иловые отложения в верхней части реки рассматриваются как твёрдые РАО. Подземные воды в районе оз. Карачай и Теченского каскада водоемов загрязнены. Район ПО «Маяк» характеризуется высокой степенью загрязненности в результате аварии 1957 (взрыв емкости с жидкими РАО и образование Восточно-Уральского следа), ветрового уноса 1967 с берега оз. Карачай и предшествующей деятельности основных производств при выполнении оборонных программ.

На ПО «Маяк» отмечены следующие инциденты. 15.03.53 - возникла самоподдерживающаяся цепная реакция. Переоблучен персонал завода; 13.10.54 - разрыв технологического оборудования и разрушение частей здания. 21.04.57 — СЦР на заводе № 20 в сборнике оксалатных декантатов после фильтрации осадка оксалата обогащенного урана. Шесть человек получили дозы облучения от 300 до 1000 бэр (четыре женщины и два мужчины), одна женщина умерла. 29.07.57 - взрыв хранилища радиоактивных отходов. 02.10.58 г. — СЦР на заводе. Проводились опыты по определению критической массы обогащенного урана в цилиндрической емкости при различных концентрациях урана в растворе. Персонал нарушил правила и инструкции по работе с ЯДМ. В момент СЦР персонал получил дозы облучения от 7600 до 13000 бэр. Три человека погибли, один человек получил лучевую болезнь и ослеп. 28.07.59 - разрыв технологического оборудования. 05.12.60 - СЦР на заводе. Пять человек были переоблучены. 26.02.62 - взрыв в сорбционной колонне, разрушение оборудования. 07.09.62 - СЦР. 16.12.65 г. - СЦР на заводе № 20 продолжалась 14 часов. 10.12.68 г. - СЦР. Раствор плутония был залит в цилиндрический контейнер с опасной геометрией. Один человек погиб, другой получил высокую дозу облучения и лучевую болезнь, после которой ему были ампутированы две ноги и правая рука. 11.02.76 на радиохимическом заводе в результате некачественных действий персонала произошло развитие автокаталитической реакции концентрированной азотной кислоты с органической жидкостью сложного состава. Аппарат взорвался, произошло радиоактивное загрязнение помещений ремонтной зоны и прилегающего участка территории завода. Индекс по шкале INES—3. 02.10.84 г. - взрыв на вакуумном оборудовании реактора. 16.11.90 - взрывная реакция в емкостях с реагентом. Два человека получили химические ожоги, один погиб. Авария на радиоизотопном заводе ПО «Маяк» 17 июля 1993 г. с разрушением сорбционной колонны и выбросом в окружающую среду незначительного количества α -аэрозолей. Радиационный выброс был локализован в пределах производственных помещений цеха. Авария 2.08.1993 на линии выдачи пульпы с установки по очистке жидких РАО произошел инцидент, связанный с разгерметизацией трубопровода и попаданием 2 м³ радиоактивной пульпы на поверхность земли (загрязнено около 100 м² поверхности). Разгерметизация трубопровода привела к вытеканию на

поверхность земли радиоактивной пульпы активностью около 0,3 Ки. Радиоактивный след был локализован, загрязненный грунт вывезен. 27.12.1993 произошел инцидент на радиоизотопном заводе, где при замене фильтра произошел выброс в атмосферу радиоактивных аэрозолей. Выброс составлял по α -активности 0,033 Ки, по β -активности 0,36 мКи. 4.02.1994 зафиксирован повышенный выброс радиоактивных аэрозолей: по β -активности 2-суточных уровней, по ^{137}Cs суточных уровней, суммарная активность 15,7 мКи. 30.03.1994 при переходе зафиксировано превышение суточного выброса по ^{137}Cs в 3, β -активности - 1,7, α -активности - в 1,9 раза. В мае 1994 по системе вентиляции здания завода произошел выброс активностью 10,4 мКи β -аэрозолей. Выброс по ^{137}Cs составил 83% от контрольного уровня. 7.07.1994 на приборном заводе обнаружено радиоактивное пятно площадью несколько квадратных дециметров. Мощность экспозиционной дозы составила 500 мкР/с. Пятно образовалось в результате протечек из заглушенной канализации. 31.08.1994 зарегистрирован повышенный выброс радионуклидов в атмосферную трубу здания радиохимического завода (238,8 мКи, в том числе доля ^{137}Cs составила 4,36 % годового предельно допустимого выброса этого радионуклида). Причиной выброса радионуклидов явилась разгерметизация ТВЭЛ ВВЭР-440 при проведении операции отрезки холостых концов ОТВС в результате возникновения неконтролируемой электрической дуги. 24.03.1995 зафиксировано превышение на 19% нормы загрузки аппарата плутонием, что можно рассматривать как ядерно-опасный инцидент. 15.09.1995 на печи остекловывания высокоактивных ЖРО была обнаружена течь охлаждающей воды. Эксплуатация печи в регламентном режиме была прекращена. 21.12.1995 при разделке термометрического канала произошло облучение четырех работников (1,69, 0,59, 0,45, 0,34 бэр). Причина инцидента — нарушение работниками предприятия технологических регламентов. 24.07.1995 произошел выброс аэрозолей ^{137}Cs , величина которого составила 0,27 % годовой величины ПДВ для предприятия. Причина — возгорание фильтрующей ткани. 14.09.1995 при замене чехлов и смазке шаговых манипуляторов зарегистрировано резкое повышение загрязнения воздуха α -нуклидами. 22.10.96 произошла разгерметизация змеевика охлаждающей воды одной из емкостей-хранилищ высокоактивных отходов. В результате произошло загрязнение трубопроводов системы охлаждения хранилищ. В результате данного инцидента 10 работников отделения получили радиоактивное облучение от $2,23 \cdot 10^{-3}$ до $4,8 \cdot 10^{-2}$ Зв. 20.11.96 на химико-металлургическом заводе при проведении работ на электрооборудовании вытяжного вентилятора произошел аэрозольный выброс радионуклидов в атмосферу, который составил 10% от разрешенного годового выброса завода. 27.08.97 г. в здании завода РТ-1 в одном из помещений было обнаружено загрязнение пола площадью от 1 до 2 м², мощность дозы гамма-излучения от пятна составляла от 40 до 200 мкР/с. 06.10.97 зафиксировано повышение радиоактивного фона в монтажном здании завода РТ-1. Замер мощности экспозиционной дозы показал величину до 300 мкР/с. 23.09.98 при подъеме мощности реактора ЛФ-2 («Людмила») после срабатывания автоматической защиты допустимый уровень мощности был превышен на 10%. В результате в трех каналах произошла разгерметизация части твэлов, что привело к загрязнению оборудования и трубопроводов первого контура. Содержание ^{133}Xe в выбросе из реактора в течение 10 дней превысило годовой допустимый уровень. 09.09.2000 произошло отключение на ПО «Маяк» энергоснабжения на 1,5 часа, которое могло привести к возникновению аварии.

4.5 Уральский электрохимический комбинат, УЭХК (г.Новоуральск Свердловская обл.)

УЭХК вошел в строй в 1949 году. Расположен в 50 км от г.Екатеринбурга. УЭХК экспортирует обогащенный уран на Запад с 1973 г. На комплексе работают несколько обогатительных каскадов, составленных из центрифуг четвертого и пятого поколения. В 1989 году производство оружейного урана на комбинате было полностью прекращено. С осени 1994 г. на УЭХК было введено в эксплуатацию производство по разобогащению оружейного урана.

На УЭХК произошли следующие инциденты. 1 апреля 1995 г. на комбинате в химико-металлургическом цехе на участке фторирования закиси-окиси урана произошло газовыделение

урана из камеры керамического фильтра установки горизонтальных реакторов. Инцидент произошел из-за разгерметизации керамического фильтра и забивки технологических коммуникаций. Выброс радионуклидов из вентиляционных систем здания цеха за 10 дней составил 4,9 мКи, что равно месячному выбросу при нормальной работе. Безвозвратные потери урана за указанный период составили 80 г. 03.03.95 при перевозке емкостей, заполненными огарками после фторирования высокообогащенного урана, в кузове машины произошло выпадение из ячейки стеллажа. При открытии двери кузова автомашины емкость выпала из машины на пол участка хранения, и из нее просыпался порошок. Причина инцидента — нарушения работниками предприятия технологических регламентов. 24.10.99 г. на конденсационно-испарительной установке технологического цеха аппаратчиком произошел несчастный случай при повреждении соединительных патрубков коллектора с осадительной емкостью вместимостью 24 л, содержащей 193 г соединений урана с массовой долей урана-235 2,5 % и фтористый водород. Причиной аварии явился взрыв жидкого кислорода в сосуде охлаждения в результате его взаимодействия с органическими веществами. 27.05.99 г. при снятии с коллектора упаковки вместимостью 6 л произошло рассыпание до 10 г гексафторида урана. Поступление урана через органы дыхания в организм 2 работников составило двукратную величину от допустимого суточного поступления. 03.09.99 на территории открытой площадки хранилища ядерных материалов произошла разгерметизация емкости, в которой находился отвалный гексафторид. Часть продукта рассыпалась. Там же 15.09.99 обнаружена емкость с гексафторидом урана с поврежденным дном. 13.02.99 г. на участке «Челнок» УЭХК при разогреве емкости вместимостью 2,5 м³ с обедненным гексафторидом урана произошел выход гексафторида урана в объем установки термостатирования из-за разгерметизации соединительного патрубка.

4.6 Аварии на промышленных реакторах России

В настоящее время (2000) на различных стадиях жизненного цикла находится 18 промышленных реакторов, размещенных на трех предприятиях ЯТЦ Минатома (13 реакторов в стадии снятия с эксплуатации и пять реакторов эксплуатируется).

Среди них следующие:

- на СХК г. Северска реакторы И-1, ЭИ-2, АДЭ-3 в стадии снятия с эксплуатации. Реакторы – АДЭ-4 (1964 г.) и АДЭ-5 (1965 г.) в эксплуатации (производство электроэнергии и тепла);
- на ГХК г. Железногорска реакторы АД и АДЭ-1 в стадии снятия с эксплуатации. Реактор АДЭ-2 в эксплуатации (1964 г.) (производство электроэнергии и тепла);
- на ПО «Маяк» г. Озерска реакторы А, АВ-1, АВ-2, АВ-3, АИ, ОК-180, ОК-190 и ОК-190М в стадии снятия с эксплуатации. Реакторы Р-1 (1979 г.) и ЛФ-2 (1988 г.) в эксплуатации.

Вся история существования промышленных реакторов всегда носила засекреченный характер, т.к. основное их назначение заключалось в наработке главным образом плутония, направляемого в дальнейшем на радиохимические заводы для извлечения последнего. Количество ядерных и радиационных аварий, происходивших на них, а также количество эксплуатационного персонала, переоблученного при их эксплуатации, измеряется тысячами человек. Так, например, в 1949 г. были часты случаи облучения персонала дозами от 200 до 500 сЗв в год.

Вот только некоторые факты из прошлого и настоящего промышленных реакторов:

Первая авария произошла в первый же день работы реактора А. Случилась она 19 июня 1948 г. В одном из каналов реактора прекратился приток охлаждающей воды и произошло частичное расплавление активной зоны («козел»). Реактор был остановлен, до 30 июня проводились работы по очистке каналов от сплавленных частей графита, урана и алюминиевых оболочек. Следующая авария произошла 25 июля 1948 г. и опять с расплавлением активной зоны реактора. Для ремонта требовалось остановить наработку плутония. Однако руководители работ приняли другое решение: о проведении работ в активной зоне реактора без его остановки. Это привело к сильнейшему загрязнению помещений и переоблучению персонала. 16.07.96 произошло несанкционированное срабатывание системы СУЗ реактора ЛФ-2. В 1997 г. на реакторе ЛФ-2 из-за технических неисправностей в СУЗ произошло ложное срабатывание АЗ. 23.09.98 при подъеме

мощности реактора ЛФ-2 после срабатывания АЗ допустимый уровень мощности был превышен на 10%. В результате в нескольких технологических каналах был превышен допустимый уровень подогрева воды и в трех каналах произошла разгерметизация части ТВЭЛов, что привело к загрязнению оборудования и трубопроводов I контура. Содержание ксенона-133 в выбросе из реактора в течение 10 дней превысило годовой допустимый уровень. Реактор остановлен на планово-предупредительный ремонт. 14.06.99 в центральном зале двухцелевого промышленного урано-графитового реактора АДЭ-4 реакторного завода СХК при проведении регламентных работ облученные блоки ДАВ- вышли на плитный настил. При этом два человека получили дозу облучения в 1,5 и 3 годовые ПДД.

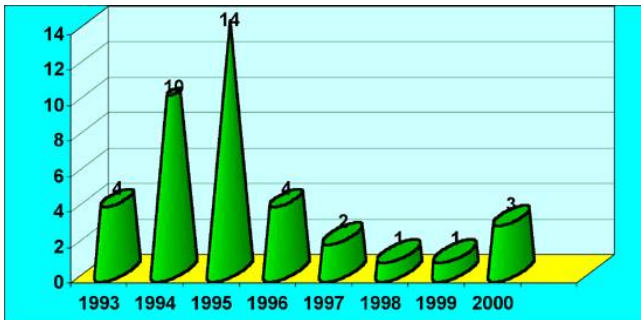


Рис.4 Количество нарушений в работе ЯТЦ России

Анализируя инциденты, происходящие на промышленных реакторах, можно прийти к выводу, что их причинами, как правило, являются нарушения регламентов и требований нормативной документации, невыполнение требований к подготовке работников и допуску к работе, к

организации работ и осуществлению ведомственного контроля.

4.7 Основные причины возникновения аварийных ситуаций на предприятиях ЯТЦ России

Начиная с 1949 г. на предприятиях ЯТЦ в целом произошло более 250 аварий, что доказывает их высокую опасность. Общее количество нарушений в работе предприятий ЯТЦ за последние 8 лет составило 39. На диаграмме 7 показано распределение инцидентов по годам.

В результате анализа причин и обстоятельств нарушений в работе предприятий ЯТЦ России выявлены следующие основные причины. Грубое нарушение технологии и технологических регламентов, недостаточная профессиональная подготовка и технологическая дисциплина отдельных специалистов и операторов; недостаточность технологических и неэффективность организационных мер по обеспечению безопасного ведения технологических процессов. Неудовлетворительное техническое состояние оборудования и систем объектов на предприятиях ЯТЦ России; невыполнение графиков замены оборудования. Ухудшение обеспечения персонала средствами индивидуальной защиты. Слабый контроль за соблюдением технологических норм и требований со стороны специалистов и руководства технологических служб комбинатов, заводов и контролирующих служб Минатома. Наличие ошибок в проектно-конструкторской документации; изменения, вносимые в технологии и аппаратурные схемы в одностороннем порядке, на большинстве предприятий Минатома России не согласовывались с разработчиками технологий и аппаратурных схем; отсутствие систематической работы по повышению технического уровня безопасности ядерно-, пожаро- и взрывоопасных производств. Отсутствие пооперационного анализа опасных производств. Такой анализ отсутствует в проектах, а за время функционирования ЯТЦ практически ни на одном из них такой анализ не был запланирован и выполнен. Системный анализ безопасности заменялся работой комиссий, работавших по факту аварий, в результате чего аварийные ситуации анализировались недостаточно, соответственно были неполными мероприятия по их устранению. Примером тому служат аварийные режимы 1982-1985 на радиохимическом заводе СХК. Мероприятия по имевшим место аварийным режимам выполнялись в течение семи лет (с 1986 по 1992), однако в 1993 на том же аппарате произошел взрыв, инициировавший радиационную аварию. Продолжающиеся инциденты на предприятиях ЯТЦ, сопровождающиеся выбросами радиоактивных веществ в окружающую среду, происходят из-за грубых нарушений технологии и технологических регламентов, недостаточной профессиональной подготовки и низкой технологической дисциплины отдельных специалистов и операторов, недостаточности технологических и неэффективности организационных мер по

обеспечению безопасного ведения технологических процессов, неудовлетворительного технического состояния оборудования и систем объектов предприятий ЯТЦ России. На предприятиях ЯТЦ отсутствуют достаточные мощности по утилизации радиоактивных отходов всех уровней активности.

5. КРУПНЫЕ АВАРИИ

5.1 Аварии ядерных реакторов

Крупные аварии возникают на атомных установках сравнительно редко. Однако их эмоциональное воздействие на население трудно переоценить. Наиболее значительные аварии на АЭС представлены в **Табл. 8**:

Табл.8 Опасные аварии на атомных электростанциях

Место аварии	Дата	Причина	Выброс радиоактивности, кюри	Площадь загрязнения, км	Число пострадавших	
					эвакуант	погибших
Кыштым, Южный Урал	1957	Взрыв хранилища	2*10, в т.ч. 5,4*10 кюри стронция	15000	100*10	-
Виндскэйл, Англия	1957	Горение графита	3*10, в т.ч. 2*10 кюри	500	-	-
Три Майл Айленд, шт. Пенсильвания, США	28 марта 1979	Расплавление активной зоны	20 кюри иода-131	-	-	-
Чернобыль, СССР	26 апреля 1986	Разгон реактора	100.10 в т.ч. ~15 10 кюри иода-131	20000	120*10	30

Из этой таблицы видны масштабы воздействия аварий выбросов значительных количеств радиоактивных веществ, загрязнение больших массивов территорий переселение огромных масс людей. Видно также и то, что такие катастрофы сопровождаются сравнительно небольшим числом жертв, погибших в течение нескольких недель после аварии. Следовательно, главные компоненты ущерба таких аварий - социальные и экономические потери.

История развития атомной энергетики знает множество аварийных ситуаций, происшедших на экспериментальных и военных реакторах, но ни один из этих случаев не привел к гибели людей, проживающих вблизи ядерного объекта, или к длительному загрязнению окружающей среды. Следующая таблица (**Табл. 9**) иллюстрирует некоторые серьезные аварии на реакторах. Все аварии, показанные в **Табл. 9**, соответствует оценке 4 или выше по Международной шкале ядерных аварий. Следует подчеркнуть, что промышленный реактор не может при любых обстоятельствах просто взорваться подобно термоядерной бомбе.

Табл.9 Серьезные аварии на военных, исследовательских и коммерческих реакторах

Реактор	Дата	Смертельные случаи	Влияние на окружающую среду	Комментарии
NRX, Канада (экспериментальный реактор, 40 МВт)	1952	0	0	Восстановлен, (закрыт в 1992 году)
Виндскэйл-1, Великобритания (военный реактор, производящий плутоний)	1957	0	Широко распределенное загрязнение, повреждение хранилища (выброс 1.5 x 10 ¹⁵ Бк)	Погребен
SL-1, США (экспериментальный, военный реактор, 3 МВт)	1961	Три оператора	Очень незначительный радиоактивный выброс	Остановлен
Ферми -1 США (экспериментальный бридер,	1966	0	0	Восстановлен, (запущен в 1972

66 МВт)				году)	
Льюсинс, Швейцария (экспериментальный реактор, 7.5 МВт)	1969	0		Очень незначительный радиоактивный выброс	Остановлен
Браунс Ферри, США (коммерческий реактор, 2 x 1080 МВт)	1975	0		0	Восстановлен
Три Майл Айленд-2, США (коммерческий реактор, 880 МВт)	1979	0		Незначительная кратковременная доза облучения населения (в пределах пределов ICRP), выброс криптона-85 2×10^{14} Бк	Остановлен
Сант-Лоренц-А2, Франция (коммерческий реактор, 450 МВт)	1980	0		Незначительный радиоактивный выброс (8×10^{10} Бк)	Восстановлен, (остановлен в 1992 году)
Чернобыль-4, Украина (коммерческий реактор, 950 МВт)	1986	31 человек из персонала и пожарные		Радиоактивный выброс на территории Восточной Европы и Скандинавии (11×10^{18} Бк)	Погребен
Ванделос-1, Испания (коммерческий реактор, 480 МВт)	1989	0		0	Остановлен

При максимальных авариях (типа аварий в Виндскэйле в 1957 году и в Чернобыле в 1986), главная опасность для здоровья исходит от продуктов деления, таких как йод-131 и цезий-137. Они биологически активны, и при попадании в организм вместе с пищей, задерживаются в нем. Йод-131 имеет период полураспада 8 дней, и опасен в течение первого месяца после аварии (именно йод-131 вызывал раковые образования щитовидной железы после Чернобыльской аварии). Цезий-137 имеет период полураспада 30 лет, и поэтому потенциально опасен в качестве примеси в травах на пастбищах и в зерновых культурах. Также опасен и изотоп цезия-134, который имеет период полураспада, приблизительно, два года. В то время как опасное воздействие иода-131 может быть уменьшено специальными мерами (эвакуацией населения с загрязненных территорий на несколько недель, йодной профилактикой), радиоактивный цезий может препятствовать производству продовольствия на загрязненных землях в течение долгого времени. Другие радиоактивные вещества, присутствующие в активной зоне реактора, образуются не в таких больших количествах и не являются биологически активными (стронций, теллур-132, трансурановые элементы).

Несмотря на внушительный срок безопасной эксплуатации промышленных ядерных установок, на их постоянное совершенствование, которое делает практически невозможным катастрофическое радиоактивное загрязнение окружающей среды, имеются такие люди, которые против риска использования ядерной энергии. Их опасения должны быть строго взвешены с точки зрения выгоды, которую принесет человечеству использование ядерной энергии. Аналогично тому, как опасения некоторых людей относительно использования самолетов, полеты на которых не менее опасны, должны быть сбалансированы с той пользой, которую приносит авиация остальной части населения. Как бы там ни было, баланс между рисками и выгодами отнюдь не простая научная задача.

5.2 Россия

5.2.1. Южный Урал

Крупномасштабное радиационное загрязнение территории и облучение части населения, проживающего на Южном Урале в Челябинской, Свердловской и Курганской областях, связано с деятельностью ПО «Маяк» (Челябинская область). Радиационную обстановку в указанных

областях определяют последствия по меньшей мере трех аварийных ситуаций, возникших из-за значительного накопления радиоактивных отходов и несовершенства технологии их хранения.

Первая аварийная ситуация (1949 – 1956 гг.) С 1946 по 1956 год сбросы средне- и высокоактивных жидких отходов ПО «Маяк» производили в открытую речную систему Теча-Исеть-Тобол в 6 км от истока реки Течи. Всего за эти годы было сброшено 76 млн м³ сточных вод с общей активностью по β-излучениям свыше 2,75 млн Ки. Жители прибрежных сел подверглись как внешнему облучению, так и внутреннему. Всего радиационному воздействию подверглись 124 тыс. человек, проживающих в населенных пунктах на берегах рек этой водной системы. Наибольшему облучению подверглись жители побережья реки Течи (28,1 тыс. человек). Около 7,5 тыс. человек, переселенных из 20 населенных пунктов, получили средние эффективные эквивалентные дозы в диапазоне 3 – 170 сЗв.

Вторая аварийная ситуация (1957 г.) Авария 1957 г. известна как Куштымская (по названию расположенного недалеко от ПО «Маяк» г. Куштым). Она является одной из наиболее тяжелых в мировой практике. На ПО «Маяк» 29 сентября в результате технической неисправности взорвалась одна из емкостей-хранилищ высокоактивных отходов. Взорванная емкость входила в состав прямоугольного, углубленного в почву на 8,2 м бетонного сооружения с ячейками-каньонами для установки 20 стальных емкостей. Емкости охлаждались водой и были оборудованы вентиляцией для разбавления радиоактивных газов до взрывобезопасной концентрации. Хранилище было введено в эксплуатацию в 1953 году. К осени 1957 г. в некоторых емкостях нарушилась герметичность, была нарушена система охлаждения, в результате чего произошел взрыв сухих солей – нитрата и ацетата натрия, образовавшихся в результате выпаривания растворов в емкости, из-за их саморазогрева при нарушении условий охлаждения.

Взрыв полностью разрушил емкость из нержавеющей стали, содержащую 70 – 80 т отходов, сорвал и отбросил в сторону на 25 м бетонную плиту перекрытия каньона. Из хранилища в окружающую среду была выброшена смесь радионуклидов общей активностью 20 млн Ки. Большая часть радионуклидов осела вокруг хранилища, а жидкая пульпа (взвесь), активность которой составляла 2 млн Ки, была поднята на высоту 1 – 2 км и образовала радиоактивное облако, состоящее из жидких и твердых аэрозолей. Основные нуклиды выброса: церий-144 (66%), цирконий-95 (25%) и стронций-90 (5%). Радиоактивные вещества в этих аэрозолях находились в хорошо растворимых соединениях – нитратах. Радиоактивное облако под действием ветра прошло над территорией Челябинской, Свердловской и Тюменской областей. При этом вследствие осаждения радионуклидов из облака произошло выпадение радиоактивных осадков и загрязнение местности. Образовавшийся след получил название Восточноуральского радиоактивного следа. Территория его с плотностью загрязнения стронцием-90 более 0,1 Ки/км² составила 23 тыс. км², оказались загрязненными 217 населенных пунктов с общей численностью населения 272 тыс. человек. Территория с плотностью загрязнения стронцием-90 более 100 Ки/см² составила 117 км². Облучение населения, проживающего на территории Восточноуральского следа, было как внешним, так и внутренним: 2280 человек за 250 дней проживания получили дозу около 17 сЗв, а 7300 человек за 330-770 дней проживания – около 6 сЗв.

Третья аварийная ситуация (1967 г.) Весной 1967 г. в результате пылевого переноса радионуклидов с обсохшей береговой полосы озера Карачай (открытого хранилища жидких радиоактивных отходов) на промплощадке ПО «Маяк» вновь возникла аварийная ситуация. Радиоактивные вещества активностью 600 Ки, состоящие преимущественно из частиц иловых отложений, рассеялись на расстоянии 50 – 75 км, усилив загрязнение территории от аварии 1957 г. В выпавшей смеси содержались в основном цезий-137 и стронций-90. Радиоактивный след охватил территорию 2700 км², в т.ч. 63 населенных пункта с численностью жителей 41,5 человек. Поглощенная доза в результате внешнего облучения для 4800 жителей ближайшей зоны составила 1,3 сЗв, для жителей дальней зоны – 0,7 сЗв.

В результате трех аварийных ситуаций на Южном Урале подверглись облучению 437 тыс человек, около 18 тыс. из них были отселены. На 70% среднегодовая эффективная эквивалентная

доза за счет выбросов ПО «Маяк» за последние 20 лет обусловлена плутонием-239. На территории предприятия в настоящее время находится радиоактивные отходы суммарной активностью около 1,0 млрд Ки, представляющие значительную потенциальную опасность и требующие постоянного радиационного контроля.

5.2.2 Чернобыль

В ночь с 25 на 26 апреля 1986 г. на чернобыльской АЭС, расположенной в 160 км к северо-востоку от Киева и в 15 км к северо-западу от Чернобыля, произошла крупнейшая в мировой истории авария, повлекшая за собой тяжкие последствия для людей и окружающей природы. Авария произошла на четвертом блоке при проведении проектных испытаний одной из систем обеспечения безопасности, входящей в состав энергоблока реактора типа РБМК-1000. Суть испытаний – использование механической энергии останавливающихся турбогенераторов для выработки электроэнергии в условиях наложения двух типов аварийных ситуаций: а) полной потери электроснабжения АЭС; б) максимальной проектной аварии, при которой происходит разрыв трубопровода большого диаметра циркуляционного контура реактора.

Испытания проводили в режиме пониженной мощности, с повышенным расходом теплоносителя через реактор, незначительным недогревом теплоносителя до температуры кипения на входе в активную зону и минимальным паросодержанием. Испытания выявили серьезные просчеты в конструкции реактора: 1) наличие высокого положительного парового коэффициента реактивности; 2) появление положительного мощностного эффекта реактивности при любых режимах эксплуатации; 3) неудовлетворительная конструкция стержней системы управления и защиты реактора. Кроме того, были допущены недочеты в организации испытаний, обусловленные как проблемами и упущениями нормативно-технической документации, так и недостаточной квалификацией персонала АЭС.

В результате перечисленных причин реактор к моменту полного вывода на режим испытаний находился в неустойчивом, трудноуправляемом состоянии. Включение аварийной защиты привело к обратному эффекту повышения давления, подъему уровня в барабанах-сепараторах, повышению давления и разрыва технологических каналов в реакторном пространстве. Произошли два мощных взрыва с разрушением части реакторного блока и машинного зала, повлекших за собой возникновение пожара и выброс в атмосферу радиоактивных веществ.

на 4-ом блоке Чернобыльской АЭС существенно повлияла на темпы развития атомной энергетики в нашей стране, вызвала острые приступы радиофобии и атомной идеосинкразии практически во всех странах мира. Тщательное расследование причин аварии, произведенное специалистами, показало, что корни аварии лежат глубоко в сфере проблем взаимодействия человека и машины, что основным "движущим" фактором аварии были действия операторов, грубо нарушивших эксплуатационные инструкции и правила управления энергоблоком. Подобно другим "рукотворным" катастрофам, авария произошла из-за того, что оперативный персонал, желая выполнить план экспериментальных работ любой ценой, грубо нарушил регламент эксплуатации, инструкции и правила управления энергоблоком. Сказались, конечно, и некоторые особенности физики активной зоны, конструктивные недостатки системы управления и защиты реактора, которые привели к тому, что защита реактора не смогла предотвратить разгон на мгновенных нейтронах.

В подробной информации о происшедшей аварии показано, что операторы

- произвели такие запрещенные действия, как блокирование некоторых сигналов аварийной защиты и отключение системы аварийного охлаждения активной зоны,
- работали при запасе реактивности на стержнях СУЗ ниже допустимого регламентом значения,
- ввели реактор в режим работы с расходами и температурой воды по каналам выше регламентных, при мощности реактора ниже предусмотренной программой.

Эти и другие ошибки операторов привели к такому состоянию реактора, что в условиях роста мощности защитные средства реактора оказались недостаточными, что и привело к значительной сверхкритичности реактора, взрыву, разрушению активной зоны.

Суммарная активность выброса составила 50МКи (без инертных газов) – около 4% общей активности топлива в реакторе. Состав выброса в целом соответствовал изотопной структуре топлива в реакторе, в котором преобладали короткоживущие радионуклиды, в первую очередь йод-131 (T=8 суток). Из долгоживущих радионуклидов в составе выброса преобладал цезий-137 (T=31 год). Стронция-90 (T=28 лет) было значительно меньше. Еще меньше было плутония-239 (T=24380 лет), представляющего наибольшую опасность в долгосрочном плане и входящего в состав горячих частиц (компонентов разрушенных твэлов), отличающихся чрезвычайно высокой удельной активностью (Табл.10).

Большая высота радиоактивного выброса (до 2 км) и изменчивость метеорологической обстановки в период 26.04 – 10.05 1986 г. (прежде всего изменение направления ветра на 360°) определили особенности последующего выпадения радиоактивных материалов на почву и воду, а также характер загрязнения территории (прежде всего его огромную площадь). Радиоактивные выпадения были зарегистрированы на удалении более 2 тыс. км от места аварии, затронув в той или иной степени территорию по крайней мере 20 государств. Только на территории Белоруссии, Украины и России загрязнению цезию-137 с плотностью выпадений свыше 1 Ки/км² подверглась территория 131 тыс. км² с населением около 4 млн человек, в том числе около 1 млн детей (Табл.11).

Вторая особенность выброса – неравномерность загрязнения территории радионуклидами. Наибольшее загрязнение стронцием-90 и плутонием-239 обнаружено в радиусе 30 км от места аварии. Однако и в 30-километровой зоне, и за ее пределами плотность радиоактивного загрязнения отличалась в 10 и более раз.

Особенно тяжелое последствие чернобыльской катастрофы – значительное ухудшение состояния здоровья большого количества людей и многочисленные жертвы. По состоянию на конец лета 1986 г. погиб 31 человек, в т.ч. шестеро пожарных. Более 200 человек были госпитализированы с диагнозом лучевая болезнь. По разным оценкам число умерших от чернобыльской катастрофы составляет от трех до десяти тысяч человек. Полная коллективная эквивалентная доза для населения всех стран мира, подвергшихся радиоактивному загрязнению, составляет 600 тыс. чел-Зв. Из них 240 тыс. чел-Зв (40%) приходится на страны СНГ. В два раза увеличилась заболеваемость раком щитовидной железы, заболеваемость злокачественными новообразованиями возросла на 20%. В настоящее время смертность среди ликвидаторов в Чернобыле не превышает среднестатистических показателей для тех же возрастных групп. Всплеск (но не смертность) наблюдается лишь в лейкозах и в заболеваниях щитовидки у детей (но тоже не смертность).

Табл. 10. Изотопный состав выброса аварийного блока Чернобыльской АЭС.

Изотоп	Активность выброса, МКи, 26.04.1986	Активность выброса, МКи, 6.05.1986
Ксенон –133	5	45
Криптон-85	-	0.9
Йод-131	4.5	7.3
Теллур132	4	1.3
Цезий-134	0.15	0.5
Цезий-137	0.3	1.0
Молибден-99	0.45	3.8
Цирконий-95	0.45	3.2
Рутений-103	0.6	1.6
Барий-140	0.5	4.3
Церий-141	0.4	2.8
Церий-144	0.45	2.4

Стронций-89	0.25	2.2
Стронций-90	0.015	0.22
Плутоний-238	$1 \cdot 10^{-4}$	$8 \cdot 10^{-4}$
Плутоний-239	$1 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-4}$
Плутоний-240	$2 \cdot 10^{-4}$	0.001
Плутоний-241	0.02	0.14
Плутоний-242	$3 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-7}$
Кюрий-242	0.003	0.021
Нептуний-239	2.7	1.2

Табл. 11. Радиоактивное загрязнение территории стран СНГ в результате чернобыльской катастрофы.

Страна	Площадь, км ²				Итого
	Плотность загрязнения ¹³⁷ Cs, Ки/км ²				
	1 - 5	5 - 15	15 - 40	Более 40	
Россия	39280	5480	2130	310	47170
Украина	34000	1990	820	640	37450
Белоруссия	29920	10170	4210	2150	46450
Итого	103200	17610	7160	3100	131070

5.3 США

Авария на американской атомной электростанции ТМ-2 (Три Майл Айленд) произошла 28 марта 1979 года. В результате произошло серьезное повреждение активной зоны водо-водяного теплового реактора. Выброс радиоактивности за пределы площадки был не большим (уровень 5). Максимальная доза, полученная населением, проживающим около электростанции, была значительно ниже установленных пределов. Этому способствовала, так называемая, гермооболочка (контэймент), внутри которой размещался сам реактор. Реактор был снят с эксплуатации. Авария привлекла внимание к разработке систем, предотвращающих расплавление активной зоны реактора и предохраняющих реактор от сбоев в работе. Однако, она имела существенный общественный резонанс, нанесла серьезный удар по ядерной промышленности США и неблагоприятно сказалась на темпах роста ядерной энергетики в США и в мире.

Следует отметить, что после утечки радиоактивности на электростанции "Трехмильный остров", американские реакторы работают практически безаварийно, если не считать несущественных мелких дефектов, и их суммарная электрическая мощность за эти годы намного повысилась. Так что 40-летние лицензии на эксплуатацию этих реакторов были продлены еще на 20 лет.

5.4 ВЕЛИКОБРИТАНИЯ

В Англии случились две существенных аварии на заводе Уиндскейле (Селлафилд). Авария 1957 г. на графитовом реакторе с воздушным охлаждением привела к выбросу в окружающую среду радиоактивных продуктов деления, а авария 1973 г. на заводе по переработке топлива - к выбросу радиоактивного материала в рабочую зону завода в результате экзотермической реакции в технологической емкости.

6. ПРИЛОЖЕНИЕ. Параметры предприятий ядерного топливного цикла России, характеризующие их потенциальную опасность.

Параметр	Горно-металлургический комбинат	Обогатительный завод	Изготовлен ие ядерного топлива АЭС	Транспортировка ядерного топлива	Радиохимический завод	Полигон захоронения высокоактивных
----------	---------------------------------	----------------------	------------------------------------	----------------------------------	-----------------------	------------------------------------

Число объектов в России	отходов						
	Единицы	Единицы	Единицы	10	Десятки	Единицы	Единицы
Радиоактивность, находящаяся на объекте, Ки	0,3 Ки/тU*	1 Ки/тU*	1 Ки/тU*	10^8-10^9	10^4-10^5	10^9-10^{10}	$> 10^8$
Возможность СЦЯР на объекте	Невозможна	Возможна	Возможна	Возможна	Возможна	Возможна	Возможна
Напряженные технологические параметры	-	Р	П	Р,Т,И,П	-	Т,И,П	-
Возможная площадь загрязнения при авариях, км ²	-	-	~10	~100	~10	~50	~10
Уязвимость к внешним воздействиям	-	ДЧ	-	С и Г, М, ДЧ	ДЧ	С и Г, М, ДЧ	С и Г, М
Уязвимость к ошибкам персонала	Слабая	Средняя	Сильная	Сильная	Сильная	Сильная	Средняя
Физическая защита делящихся радионуклидов	Не нужна	Нужна	Нужна	Нужна	Нужна	Нужна	Нужна

*Активность по альфа-источникам излучения.

Примечание: Всего в 1953-1978 гг. на предприятиях ЯТЦ произошло 13 серьезных аварий. Анализ этих аварий показывает, что причиной большей части из них являются неконтролируемые физико-химические процессы, меньшая часть аварий произошла в результате развития СЦЯР.

И.Н.Бекман

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 32. ЭКОЛОГИЧЕСКИЙ РИСК ЯДЕРНОЙ ИНДУСТРИИ

СОДЕРЖАНИЕ

1. ОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ	2
1.1 Классификация высокорисковых объектов с угрозой возникновения техногенных чрезвычайных ситуаций	2
1.2 Классификация ядерных материалов	3
2. ЭКОЛОГИЯ ЯТЦ РОССИИ	5
2.1 Выбросы химических загрязняющих веществ в атмосферу.	5
2.2 Радиоактивные сбросы в реки и озера.	5
2.3 Дозы облучения населения и персонала.	5
2.4 Радиационное воздействие на объекты живой природы	9
2.5 Воздействие на площади земель.	9
2.6 Воздействие на площади лесов.	9
3. ФИЗИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА ПРЕДПРИЯТИЙ ЯТЦ	10
4. СРАВНИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА РИСКА ДЛЯ ЗДОРОВЬЯ ЛЮДЕЙ В УГОЛЬНОМ, ГАЗОВОМ И ЯДЕРНОМ ЦИКЛАХ ПРОИЗВОДСТВА ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ	13
5. ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ РОССИИ	16
5.1 История вопроса	17
5.2 Проблемы переходного периода	18
5.3 Атомная отрасль сегодня	20
5.4 Состояние вопросов ядерной и радиационной безопасности в отраслях народного хозяйства, предупреждение и ликвидация последствий чрезвычайных ситуаций с радиационными последствиями	23
5.4.1 Госатомнадзор	23
5.4.2 Госкомэкология	24
5.4.3 МЧС России	25
5.4.4 Министерство здравоохранения	25
5.4.5 Минобороны РФ	26
5.4.6 Министерство транспорта	27
5.4.7 Минтопэнерго	27
5.4.8 МИД РФ	28
5.4.9 Ядерная и радиационная безопасность научных центров, расположенных в крупных городах	28
5.4.10 Минэкономики	30
5.6 Федеральная целевая программа “Ядерная и радиационная безопасность России”	30
5.7 Итоги межведомственного обсуждения приоритетов в реализации утвержденной Правительством программы.	32
6. ПРИЛОЖЕНИЯ	33
6.1. Последствия радиационных аварий и облучение населения России.	33
6.2. Справочные материалы Минатома России к заседанию Правительства РФ.	35
6.2.1 Добыча, переработка руды и производство топлива	35
6.2.2 Комбинаты ядерно-топливного цикла	36
6.2.3 Ситуация на предприятиях, осуществляющих заключительную стадию ЯТЦ	39
6.2.4 О ядерной и радиационной безопасности при разработке, производстве и утилизации ядерных боеприпасов.	39
6.2.5 О ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации атомных электростанций и исследовательских ядерных установок и выводе их из эксплуатации.	40
6.2.6 О ядерной и радиационной безопасности при утилизации атомных подводных лодок и кораблей ВМФ и Минтранса с ядерными энергетическими установками, проблемы береговых баз ВМФ.	42
6.2.7 О ядерных авариях.	43
6.2.8 Совершенствование системы подготовки кадров	43
6.2.9 Россия и мировой рынок услуг по обращению с ОЯТ	44

Опасность, исходящая от предприятий ядерной индустрии, включает возможность загрязнения окружающей среды и связанные с этим последствия, вероятность неблагоприятного воздействия на эксплуатационный персонал, а также на население, проживающее в непосредственной близости от этих предприятий.

После Чернобыльской аварии проблема безопасности на любом из российских ядерных объектов стала предметом повышенного интереса. Особенно в том случае, когда речь идет об АЭС Чернобыльского типа. Реакторы РБМК сегодня работают на Смоленской, Курской, Ленинградской и Игналинской АЭС в Литве. Кроме того, по нашим проектам построены АЭС с реакторами ВВЭР на Украине – 5, в Чехии и Словакии – по 2, в Армении, Болгарии, Венгрии и Финляндии – по 1. В общем балансе электроэнергетики доля АЭС очень велика: в Литве – почти 80%, на Украине и в Болгарии – по 50%, в Венгрии, Словакии и Чехии – 30 - 40%. По комплексному показателю МАГАТЭ, характеризующему надежность и безопасность АЭС, за последние 10 лет Россия совершила рывок вверх и находится на третьем месте в мире после Японии и Германии. За годы, прошедшие после Чернобыля, этот показатель улучшился в России в 5 раз.

Сообщения об инцидентах на АЭС поступают в Кризисный центр концерна «Росэнергоатом», приспособленный к дистанционному получению крупных массивов информации. При этом, в реальном режиме времени Центр регистрирует основные технологические и радиационные параметры всех АЭС, по которым можно оценить состояние безопасности любого энергоблока. Данные анализируются ситуационно-кризисным центром Минатома. В случае возникновения нештатной ситуации, аварийно-спасательные команды поступают в группу ОПАС, обеспечивающую оказание экстренной помощи атомным станциям в случае возникновения радиационно-опасных ситуаций. Аварийно-технического центр оснащен современными робототехническими системами, которые позволяют дистанционно, без участия человека проводить радиационную разведку местности, разбор завалов, транспортировку и погрузку объектов.

1. ОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ

В предыдущих лекциях мы рассмотрели опасности ядерных объектов, связанные с работой ядерных реакторов (главным образом с точки зрения возможности возникновения в них неконтролируемой цепной ядерной реакции) и с наличием на предприятиях больших количеств радиоактивных отходов. В данной главе мы ограничимся анализом проблем, связанных с возникновением техногенных чрезвычайных ситуаций и с накоплением на предприятиях ядерной индустрии делящихся материалов.

1.1 Классификация высокорисковых объектов с угрозой возникновения техногенных чрезвычайных ситуаций

Для удобства сравнения риска, исходящего от промышленных предприятий и транспорта, МЧС России ввело специальную классификацию. Классификация высокорисковых объектов осуществлена по иерархическому методу последовательным делением объектов на классификационные группировки. В качестве признака деления объектов на классы использован основной вид опасности объекта (радиационная, химическая и т.д.). Объекты разделены на следующие классы:

1. Радиационно опасные объекты
2. Химически опасные объекты
3. Взрыво- и пожароопасные объекты
4. Опасные транспортные средства
5. Опасные технические сооружения.

Деление на классы является чисто условным, поскольку чрезвычайные ситуации на многих объектах носят комплексный характер и порождают различные поражающие факторы. Поэтому некоторые из объектов можно отнести к одному из двух разных классов. При классификации

объектов с несколькими поражающими факторами следует учитывать прежде всего доминирующий фактор.

Мы ограничимся только рассмотрением радиационно опасных объектов.

100 Радиационно опасные объекты

101 АЭС с водо-водяными реакторами с водой под давлением

102 АЭС с водо-водяными реакторами с водой кипящей

104 АЭС с графитовыми реакторами с водой кипящей

105 АЭС с реакторами на быстрых нейтронах

106 АЭС с реакторами прочими

107 Атомные станции теплоснабжения и теплоэлектроцентрали с водо-водяными реакторами с водой кипящей

108 Исследовательские ядерные реакторы

111 Заводы по производству ядерного топлива

112 Заводы по переработке и обогащению ядерного топлива

113 Заводы по обработке ядерных отходов

114 Заводы ядерной энергетики прочие

121 Урановые рудники

122 Склады радиоактивной руды

123 Хранилища ядерных отходов

131 Транспортные средства с ядерными двигательными установками

132 Транспортные средства с радиоактивными грузами

138 Радиационно опасная военная техника

141 Радиационно опасные объекты прочие

К подклассу 101 относятся Балаковская, Нововоронежская, Калининская, Кольская, Костромская, Ростовская АЭС; к подклассу 104 - Курская, Ленинградская, Смоленская АЭС, к подклассу 105 - Белоярская, Южно-уральская АЭС, к подклассу 107 - Воронежская, Горьковская, Томская, Хабаровская атомная станция теплоснабжения и т.д.

1.2 Классификация ядерных материалов

Один из факторов риска связан с нахождением на территории предприятий ЯТЦ радиоактивных материалов, из которых самыми опасными являются делящиеся вещества. Классификация их задана в инструкциях МАГАТЭ. Остановимся на них несколько подробнее.

Необлученное ("свежее") ядерное топливо - слаборадиоактивное вещество, содержит оксиды урана (UO_2) в виде порошка, таблеток, брикетов, гранул темно-серого или черного цвета, не горючее. Токсичный химический продукт, опасен при попадании на кожные покровы и внутрь через органы дыхания. Топливо размещают в металлических изделиях (сборках) серебристо-белого цвета трубчатой конструкции шестигранного, круглого, треугольного и квадратного сечения, а также в виде небольших цилиндрических блоков. Неповрежденные сборки не представляют непосредственной опасности для человека.

Облученное ядерное топливо. Извлеченное из реактора отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) - отдельные тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы) или сборки, содержат оксиды урана (UO_2 и др.), плутония (PuO_2 и др.) и другие трансурановые нуклиды - продукты деления урана-235, образовавшиеся в результате облучения исходного топлива в реакторе. Оксиды - устойчивые соединения в виде таблеток темно-коричневого, черного цвета, нерастворимы в воде, температура плавления оксидов свыше 2000 °С. ОЯТ имеет высокую альфа- и бета- активность, интенсивное проникающее нейтронное и гамма-излучение.

Гексафторид урана (UF_6) - кристаллическое, химически активное вещество бледно-желтого цвета, плотность 5 г/куб.см при 20 °С, температура плавления 64 градусов С при давлении паров 0,1 МПа (1 кгс/кв.см = 1 атм.). При плавлении образуется прозрачная бесцветная жидкость плотностью 3,7 г/куб.см. При температуре 0 °С практически не испаряется, при комнатной

температуре давление пара составляет 1,4 кПа, при 95 °С - около 0,4 МПа. Пары ядовиты. На воздухе гексафторид урана гидролизуется с образованием облака радиоактивных аэрозолей тяжелей воздуха, состоящих из частиц уранилфторида и фтористого водорода (не горючие), хорошо растворим в воде с образованием уранилфторида и плавиковой кислоты. Активно взаимодействует с маслами, спиртами, эфирами и другими органическими соединениями с образованием зеленой соли, тетрафторида урана белого цвета, уранилфторида и инертных фторуглеродов.

Оксиды урана - при обычных условиях устойчивые соединения, нерастворимы в воде. Плотность порошка - до 2,5 г/куб. см, таблеток - до 11 г/куб.см, температура плавления - свыше 2000 °С. Диоксид урана (UO_2) - порошок или таблетки черного или темно-коричневого цвета, закись-окись урана (U_3O_8) - порошок от темно-коричневого до черного цвета с содержанием урана до 84%, трехокись урана (UO_3) - желтый порошок.

Диоксид плутония (PuO_2) - мелкокристаллический порошок темного или темно-зеленого цвета. Температура плавления - 2240 °С. Нерастворим в воде и минеральных кислотах. Диоксид плутония - ядерноопасный делящийся материал. Минимальное значение критической массы для смеси диоксида плутония и воды - 500 г.

Плав уранилнитрата ($(UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O)$) - стекловидная масса яркого зеленовато-желтого цвета плотностью 2.8 г/куб.см. Плав хорошо растворим в воде, нелетуч, на воздухе не окисляется. В нормальных условиях медленно разлагается с выделением воды и оксидов азота, что приводит к появлению неприятного запаха вследствие образования азотной кислоты. Оксиды азота - вредные химические вещества. Плав уранилнитрата при температуре около 60 °С переходит в жидкое состояние. При воздействии огня и высокой температуры плав разлагается до оксидов урана с выделением оксидов азота и кислорода. Плав уранилнитрата и продукты его разложения хорошо растворимы в органических соединениях, содержащих кислоту (спирты, кетоны, эфиры).

Тетрафторид урана (UF_4) - твердое кристаллическое вещество зеленого цвета плотностью до 2.5 г/куб.см, температура плавления 960°С, гигроскопичен, слабо растворим в воде - до концентрации 0,1 г/л. В сухом воздухе устойчив при температуре до 200°С, при температуре выше 200°С разлагается с образованием закиси-окиси урана и летучего оксифторида. Пары воды взаимодействуют с тетрафторидом урана с образованием диоксида урана и газообразного фтористого водорода (ядовитое химическое вещество).

Уран металлический (U) плотный (до 18.7 г/куб.см) серебристый металл, после нескольких часов пребывания на воздухе покрывается цветами побежалости. Температура плавления - 1132°С. При механическом ударе искрит, пирофорный. На воздухе компактноуложенный металлический уран медленно окисляется до закиси-окиси, а при температуре 700...1000°С достигает полного окисления в течение часа. Продукты окисления представляют собой мелкодисперсные порошки. Уран хорошо растворяется в соляной и азотной кислотах, реагирует с водой и водяным паром. Свойства сплавов урана близки к свойствам металлического урана.

Плутоний металлический (Pu) - серебристого цвета, на воздухе окраска переходит в цвета побежалости, при длительном нахождении на воздухе - в тускло черный, коричневый или зеленый цвет вследствие образования рыхлого оксидного покрытия. Плотность до 19,7 г/куб.см, температура плавления - 670°С. Ядерноопасный делящийся материал. Продукты коррозии плутония - мелкодисперсные порошки, пирофорные, окисляются на воздухе, при 300°С могут самовоспламеняться. Плутоний металлический легко растворяется в кислотах, с щелочами не реагирует. Свойства сплавов плутония близки к свойствам металлического плутония.

Смеси диоксидов урана и плутония. Диоксиды урана (UO_2) и плутония (PuO_2) - таблетки (плотность до 11 г/куб.см) черного или темно-коричневого цвета. При обычных условиях устойчивые соединения, твердые растворы смеси диоксидов растворяются в сильных кислотах, в воде нерастворимы. Температура плавления - свыше 2000 °С. При хранении в плутонии накапливается америций-241, характеризуется высокой α -активностью и токсичностью.

2. ЭКОЛОГИЯ ЯТЦ РОССИИ

Проблема выбора оптимального пути развития электроэнергетики, обеспечивающего возрастающие потребности промышленности при максимальном сохранении окружающей природной среды, приобретает всё большую актуальность. В этой связи чрезвычайно важны результаты объективной оценки воздействия объектов электроэнергетики на окружающую природную среду и здоровье населения.

Замечание. Ниже на **Рис. 1** графически в виде площадей белых прямоугольников показана доля предприятий Минатома в суммарных показателях антропогенного воздействия на окружающую природную среду и облучения населения России. Оценка вклада выполнена на основе официальных данных, приведённых в государственных отчётах "О состоянии окружающей природной среды Российской Федерации", "О санитарно-эпидемиологической обстановке в Российской Федерации" и "Радиационно-гигиенического паспорта Российской Федерации" в 1998, 1999 и 2000 гг.

Доля атомной отрасли в общегосударственном объёме природоохранных инвестиций составляет 8,3%

Объективный анализ деятельности атомной отрасли в приведённых ниже традиционных показателях воздействия на окружающую среду и оценка её вклада в общепромышленные показатели позволяет утверждать, что атомная отрасль не относится к числу главных источников ни по одному из основных показателей загрязнения окружающей природной среды. Вклад отрасли ни по одному из рассмотренных показателей не превышает 5%. Это достигается, в частности, благодаря активной природоохранной деятельности. В общегосударственном объёме природоохранных инвестиций доля отрасли составляет 8,3%.

2.1 Выбросы химических загрязняющих веществ в атмосферу.

В последние годы не было случаев превышения допустимых выбросов и сбросов радиоактивных веществ.

Современная деятельность предприятий атомной энергетики не выходит за границы строго регламентированных норм воздействия. Радиоактивные выбросы и сбросы предприятий ЯТЦ существенно ниже допустимых. В последние годы на всех АЭС выбросы по инертным радиоактивным газам и долгоживущим радионуклидам не превысили 3%, а сбросы радионуклидов составляли 40-50% от допустимой величины. Концентрации радионуклидов в воздухе в районах расположения РОО по данным радиационного контроля на **5-6 порядков ниже допустимых**, что исключает даже теоретическую возможность их вредного воздействия на человека и живую природу.

2.2 Радиоактивные сбросы в реки и озера.

Доля радиоактивно загрязнённых поверхностных вод в общем объёме поверхностного стока, не отвечающего нормативным требованиям, составляет менее 0,001%.

Радиоактивные сбросы атомных предприятий в реки и озера не создают никаких ограничений водопользования. Только воды р.Теча (годовой сток менее 0,1 км³) на ограниченном участке ниже каскада водоемов (по сути - хранилищ радиоактивных отходов производства оружейного плутония в 1949-1951 годах) имеют уровни загрязнения ⁹⁰Sr, превышающие допустимую удельную активность для населения. Вместе с тем, более 2000 км³ стока поверхностных вод страны характеризуются как "грязные" ввиду значительного превышения ПДК химических веществ. Доля радиоактивно загрязнённых поверхностных вод в общем объёме поверхностного стока, не отвечающего нормативным требованиям, не превышает 0,001%.

2.3 Дозы облучения населения и персонала.

Вклад профессионального облучения в облучение населения не превышает 0,03%. Фактические дозы облучения населения и персонала находятся значительно ниже научно подтверждённых порогов обнаружения вредных эффектов. Коллективная эффективная доза облучения персонала в 1999 году составила 324,7 чел.-Зв, индивидуальная - 1,9 мЗв. Вклад профессионального облучения в облучение населения не превышает 0,03%. Индивидуальный пожизненный риск для персонала России за счёт дозы от производственного облучения,

полученной в 1999 г., составляет $1,1 \cdot 10^{-4}$, что на порядок ниже предела индивидуального пожизненного риска для персонала, установленного НРБ-99 и равного $1,0 \cdot 10^{-3}$

Тем не менее, с облучением персонала предприятий ядерной индустрии не все так благополучно. На 1 января 2000 г. общая численность контингента Минатома составляла 1,634 млн. человек. В Постановлении Правительства РФ от 22 февраля 1997 г. № 191 отмечено ухудшение отдельных показателей здоровья как лиц, непосредственно занятых в особо опасных производствах Минатома России, так и населения прилегающих местностей. Так, в структуре профессиональной заболеваемости работников системы Минатома 58% занимают болезни, вызванные воздействием радиоактивных веществ. За последние 5 лет рост заболеваемости злокачественными новообразованиями среди работников, занятых на отдельных предприятиях Минатома России, составил 28% от общего числа лиц, обслуживаемых Федеральным Управлением медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения Российской Федерации. При этом резко увеличилось число больных, впервые выявленных в запущенной стадии, снизился процент выявления этих заболеваний на медосмотрах. На предприятиях ядерного топливного цикла Минатома России зарегистрировано около 2 тыс. лиц - носителей плутония с превышением его содержания в организме и доказана прямая связь между плутонием и заболеваемостью раком легких.

Первичная заболеваемость психическими расстройствами среди работающих на ряде предприятий Минатома России за последние 3 года возросла почти на 50%. Это - серьезная предпосылка к росту риска возникновения аварийной ситуации на особо опасных предприятиях по вине работников этих предприятий. Снижается продолжительность профессиональной деятельности высококвалифицированного персонала особо опасных производств. Среди работников имеются лица, получившие сверхнормативные дозы ионизирующего облучения и воздействия вредных химических веществ, а также страдающие профессиональными заболеваниями. У 80% работников особо опасных производств отмечается развитие вторичных иммунодефицитов, осложняющих течение профессиональных заболеваний. Неблагоприятны и общие показатели здоровья населения, проживающего в районах размещения особо опасных предприятий. Общая смертность населения закрытых административно-территориальных образований (ЗАТО), на территории которых расположены предприятия Минатома России, за последние годы возросла в полтора раза, а 1994 год характеризовался отрицательным естественным приростом населения. Распространенность врожденных аномалий среди детей в возрасте до 14 лет, проживающих в ЗАТО, вдвое превышает показатель по России.

Табл.1. Инциденты на предприятиях ЯТЦ России и число пострадавших.

Предприятие ЯТЦ	Ко-во несчастных случаев	Число пострадавших при несчастных случаях	Из них		со смертельным исходом	Коэффициент частоты			Число человек - дней нетрудоспособности	Коэффициент тяжести	
			Групповых	Тяжелых		1997	1998	1998/1997		1997	1998
ПО «Маяк»	21	24	1			1,36	1,70	1,25	574	29,6	23,9
СХК	12	12				1,01	0,78	0,77	239	35,4	19,9
ГХК	9	9			2	1,80	0,97	0,54	395	40,2	43,9
АЭХК	12	12				0,50	0,71	1,42	578	53,3	48,2
УЭХК	5	5				1,05	0,77	0,73	76	47,1	15,2
ЭХЗ	5	5			1	0,74	0,52	0,70	155	31,4	31,0
КЧТЦ	19	19			1	1,04	1,30	1,25	805	17,1	42,4

ЯТЦ:1998	83	86	1	4	1,09	1,00	0,92	2822		32,8
1997	95	95		4				3298	34,7	

Примечание: источник журнал ПО «Маяк» «Вопросы радиационной безопасности», 1999 г., No 2 ПО «Маяк» — производственное объединение «Маяк»; СХК — Сибирский химический комбинат; ГХК — Горно-химический комбинат; ЭХЗ — производственное объединение «Электрохимический комбинат»; АЭХК — Ангарский электролизный химический комбинат; УЭХК — Уральский электрохимический комбинат; КЧТЦ — Кирово-Чепецкий химический комбинат.

Табл.2. Облучение персонала предприятия ЯТЦ России

Предприятие	Количество контролируемых лиц, чел.		Среднегодовая внешняя доза, бэр			Количество персонала, имевшего в 1998 г. дозу более		Число лиц с превышением возрастной формулы, чел.
	1997	1998	1997	1998	1997/1998	1,5 бэр	5 бэр	
ПО «Маяк»	7224	7320	0,24	0,28	1,17	75		30
СХК	3341	3664	0,24	0,28	1,04	72		
ГХК	2942	2810	0,24	0,22	0,92	52		
АЭХК	633	727	0,12	0,16	1,33			
УЭХК	533	602	0,04	0,06	1,50			
ЭХЗ	115	125	0,12	0,12	1,00			
КЧХК			0,04	0,04	1,00			
Итого:	14808	15248	0,23	0,25	1,09	199		30

Концентрация радионуклидов в воздухе рабочих помещений на предприятиях ЯТЦ за 1998 г.

Предприятие	Количество помещений, имеющих среднюю концентрацию выше ДКа		Среднегодовая концентрация по этим помещениям, ДКа		Количество измерений, проведенных в течение года в этих помещениях		Число работающих в помещениях с среднегодовой концентрацией аэрозолей, превышающих ДКа
	Ремонтные зоны	Операторские зоны	Ремонтные зоны	Операторские зоны	Всего	Из них превышением ДКа	
ПО «Маяк»	24	3	3,5	1,5	6912	2432	102
СХК	5		4,5		12394	11668	56
КЧХК	1		6,8		158	125	12
Итого: 1998 г.	30	3			19464	14225	170
1999 г.	38	6			45418	26554	367

Табл. 4. Загрязненность поверхностей радиоактивными веществами на предприятиях ЯТЦ (1998).

Предприятие	Количество помещений, имеющих среднюю загрязненность поверхностей выше ДЗа		Среднегодовая концентрация по этим помещениям, ДКа		Количество измерений, проведенных в течение года в этих помещениях		Число работающих в помещениях с среднегодовой загрязненностью поверхностей, превышающих ДЗа
	Ремонтные зоны	Операторские зоны	Ремонтные зоны	Операторские зоны	Всего	Из них превышением ДЗа	
ПО «Маяк»	24	18	3,4	1,7	59182	32365	536

СХК	26	6	14,0	2,3	733634	727596	499
ГХК		2		6,5	870	370	12
Итого: 1998 .	50	26			793686	760331	1047
1999 г.	53	31			798842	767088	1126

Согласно данным "Радиационно-гигиенического паспорта Российской Федерации за 1999 г.", представленного Минздравом России, ведущим фактором облучения населения являются природные (65,5%) и медицинские (29,5%) источники ионизирующего облучения. Вклад техногенных источников в коллективную дозу облучения населения составляет около 1%, в том числе за счёт глобальных выпадений вследствие испытания ядерного оружия - 0,9%, за счёт промышленных НИИ - 0,1%. Низкий уровень облучения населения от техногенных источников сохраняется даже вблизи крупнейших предприятий ЯТЦ:

Табл. 5. Дозы облучения населения вокруг предприятий Минатома России в 1993-1996 гг.

Предприятия	Облучаемое население, тыс.чел	Годовая эффективная доза, мЗв/год		
		Внешнее	Внутреннее	Сумма
ПО "Маяк"	320	0,01	0,10	0,11
ГХК	200	0,03	0,02	0,05
СХК	400	0,0004	0,005	0,0054

Такой характер структуры коллективных доз сохраняется и в регионах с послеаварийным загрязнением.

Табл.6. Структура облучения населения некоторых субъектов РФ в 1998 г.

Область	Облучение от природных ИИИ, %	Медицинское облучение, %	Облучение от глобальных выпадений РВ и прошлых радиационных аварий, %	Техногенное облучений от предприятий, использующих ИИИ, %
<i>Зона влияния аварии на ЧАЭС</i>				
Брянская	51,9	37,3	10,8	0,01
Калужская	74,9	24,0	0,9	0,18
<i>Зона ПО "Маяк", включая последствия Кыштымской аварии 1957 г.</i>				
Свердловская	58,7	39,5	1,7	0,14
Челябинская	74,5	24,7	0,6	0,24
<i>Зона влияния испытаний ЯО</i>				
Алтайский край	81,9	17,8	0,29	0,01

Индивидуальные годовые канцерогенные риски для населения в зоне влияния крупнейших предприятий ЯТЦ при хроническом облучении составляет 10^{-6} - 10^{-7} . На уровне пренебрежимого риска находятся также риски смерти среди населения, проживающего вблизи АЭС ($3 \cdot 8 \cdot 10^{-7}$). Эти радиационно обусловленные риски оказываются на три порядка ниже рисков, связанных с химическим загрязнением атмосферного воздуха в крупных промышленных городах страны. Даже в зоне отселения ЧАЭС, индивидуальный пожизненный риск для населения ($5 \cdot 8 \cdot 10^{-5}$) за счёт дополнительной годовой дозы облучения близок к допустимому пределу, установленному НРБ-99 ($5 \cdot 10^{-5}$). Популяционные радиационные риски для персонала (0,36 в год) и (населения (0,71 в год)

страны за счёт эксплуатации промышленных НИИ в сумме не превышает значение 1,07 фатальных случаев в год. Таким образом, гипотетический вклад техногенного радиационного облучения в ежегодную смертность населения России составляет **0,00005%**. Сравнительный анализ величин рисков, представленных в таблице, позволяет утверждать, что радиационные риски пренебрежимо малы по сравнению с другими техногенными рисками, с которыми сталкивается население России.

Табл.7. Индивидуальные годовые риски смерти для населения России.

Факторы риска	Подвержено, млн чел.	Риск
Все причины	69 (мужчины)	$2,0 \cdot 10^{-2}$
Несчастные случаи	69 (мужчины)	$3,3 \cdot 10^{-3}$
Сильное загрязнение окружающей среды	15,2	$1 \cdot 10^{-3}$
Проживание вблизи ТЭС, работающих на угле	15 - 20	$5 \cdot 10^{-4}$
Зона отселения ЧАЭС	0,1	$8 \cdot 10^{-5}$
Проживание вблизи НПЗ	2,5	$1 \cdot 10^{-5}$
Проживание в 30-км. зоне ГХК	0,16	$3 \cdot 10^{-6}$
Проживание вблизи АЭС	0,3	$7 \cdot 10^{-7}$

2.4 Радиационное воздействие на объекты живой природы

Оценка радиационного воздействия на объекты живой природы более абстрактна, поскольку результаты многолетних исследований не дали оснований для пересмотра давно принятого антропоцентрического подхода (защищен человек - защищена окружающая среда)-основной парадигмы радиоэкологии. Ряд ученых предполагает, что могут существовать ситуации, когда отдельные экологические подсистемы в большей степени, чем человек, уязвимы по отношению к радиационному воздействию. Однако эти же ученые отмечают, что гораздо чаще ситуации угнетения, вплоть до полного уничтожения экосистем, наблюдаются в отношении воздействия химически вредных веществ. В России нет ни одного района с глубокими и необратимыми изменениями объектов животного и растительного мира (так определяется зона экологического бедствия), вызванными действием радиации. Радиационное поражение объектов живой природы, в том числе гибели популяций отдельных видов и сообществ, наблюдалось только при тяжелых радиационных авариях (Кыштым, 1957 г.; ЧАЭС, 1986 г.). Это происходило в ранние сроки после аварий под действием облучения в дозах порядка 50 Гр и выше. В последующем наблюдалось восстановление повреждённых экосистем.

2.5 Воздействие на площади земель.

Доля земель, «пострадавших от радиоактивного загрязнения в общей площади земель в России, находящихся в состоянии «экологического кризиса», не превышает 0,3 – 0,4 %.

Общая площадь земель, выведенных из хозяйственного оборота вследствие высокого уровня радиоактивного загрязнения от тяжелых радиационных аварий – Кыштымской и Чернобыльской, составляет 400-450 тыс. га. При этом в России насчитывается более 100 млн га земель, где проблемы землепользования достигли уровня «экологического кризиса» по причине химического загрязнения, захламления, нарушения земель и различных форм деградации почв. Площадь земель, «пострадавших» от радиоактивного загрязнения, не превышает 0,3-0,4% от общей площади земель в стране, находящихся в состоянии «экологического кризиса».

2.6 Воздействие на площади лесов.

Доля лесов, погибших от радиационного поражения за всю историю атомной промышленности, составляет 0,3-0,4% от масштабов ежегодной гибели лесов в стране.

Гибель лесов вследствие сильного облучения за всю историю с начала атомной эры (около 50 лет) отмечалась на следах радиоактивных выпадений от Кыштымской и Чернобыльской радиационных аварий и происходила от воздействия высоких уровней облучения в первые 1-2 года после аварии. В общей сложности площадь полностью погибших лесонасаждений составила не более 10 км². Доля лесов, погибших от радиационного поражения *за всю историю атомной промышленности*, составляет 0,3-0,4% от масштабов ежегодной гибели лесов в стране (2-3 тыс. км²).

В настоящее время в силу объективных исторических причин в обществе и в государстве до сих пор **существует неадекватное негативное отношение к рискам, связанным с радиационным воздействием**. В условиях подобного отношения формировалась нормативно-правовая база в области радиационной безопасности. Её отличает чрезмерная жесткость в отношении регламентации радиационного фактора в сравнении с иными видами техногенных воздействий. Федеральный закон "О радиационной безопасности населения" инициировал дальнейшее ужесточение норм радиационной безопасности, что потребует неоправданно высоких затрат на обеспечение снижения рисков, в первую очередь при профессиональном облучении. Подобный подход в условиях, когда риски, обусловленные химическим загрязнением объектов окружающей среды, во многих случаях лежат в области **неприемлемых значений, представляется нерациональным**.

В энергетической политике страны складывается следующая коллизия. С одной стороны, необходимы дополнительные затраты на ужесточение норм радиационной безопасности при отсутствии интенсивного развития атомной энергетики. С другой стороны, не уделяется должного внимания: экологической безопасности энергетики на органическом топливе. Государство и общество демонстрируют терпимость ко многим негативным последствиям тепловой энергетики, среди которых выбросы и сбросы химически вредных веществ, а также выбросы естественных радионуклидов. В сложившейся ситуации предпочтение ошибочно может быть отдано энерготехнологиям существенно более опасным для окружающей природной среды и здоровья населения как в региональном, так и в глобальном масштабах.

Таким образом: 1) Вклад радиационных рисков в общие риски для жизни и здоровья человека мал. 2) Вклад предприятий отрасли в суммарное облучение населения пренебрежимо мал и составляет менее 0,1%.

Радиоактивное загрязнение и наличие радиационно опасных объектов - лишь одно из последствий промышленной деятельности человечества в XX веке. Нельзя забывать об утрате для хозяйственного использования десятков тысяч квадратных километров земель в результате гидростроительства и добычи полезных ископаемых; о потере плодородия и загрязнении миллионов гектаров почв сельхозугодий тяжелыми металлами и пестицидами; о возникновении "техногенных пустынь" вокруг крупных предприятий цветной металлургии; о глобальных эффектах загрязнения атмосферы парниковыми газами; о наличии потенциально опасных технических объектов, связанных как с оборонной деятельностью, так и с гражданскими отраслями хозяйства: химической, нефтехимической, фармацевтической, микробиологической и другими отраслями промышленности.

В этих условиях актуальными задачами являются:

- формирование адекватного восприятия обществом и государством техногенных рисков различной природы и уровня;
- гармонизация нормативно-правовой базы в области охраны окружающей природной среды и здоровья населения на базе методологии комплексной анализа риска.

3. ФИЗИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА ПРЕДПРИЯТИЙ ЯТЦ

В настоящее время на ряде предприятий ЯТЦ методы защиты ядерно-опасных объектов не приведены в соответствие с требованиями Правил организации системы государственного учета и контроля ядерных материалов, утвержденными постановлением Правительства Российской

Федерации от 10 июля 1998 г. № 746. К нерешенным проблемам относятся: необходимость замены 50–90% инженерно-технических средств физической защиты, которые выработали свой ресурс; отсутствие на большинстве ядерных установок средств обнаружения проноса (привоza) ядерных материалов, взрывчатых веществ, а также систем оптико-электронного наблюдения за периметрами охраняемых зон, контрольно-пропускными пунктами, охраняемыми зданиями, сооружениями и помещениями, противотаранных устройств на транспортных контрольно-пропускных пунктах, средств защиты охраны от поражения стрелковым оружием; слабая защищенность объектов со стороны акваторий; отсутствие автоматизированных систем доступа на объекты и в особо важные зоны; отсутствие на значительном числе объектов служб безопасности – основного структурного подразделения, обеспечивающего в соответствии с Правилами организацию и функционирование систем физической защиты; размещение на охраняемой территории ряда объектов предприятий и коммерческих структур, в том числе совместных с иностранными фирмами, не имеющих отношения к основной деятельности этих объектов; невыполнение положения Правил об обеспечении постоянного ведомственного контроля за состоянием и функционированием системы физической защиты на подведомственных объектах.

На настоящий момент номенклатура специального сырья и делящихся материалов, находящихся на предприятиях Минатома, насчитывает 127 наименований. Сводная номенклатура приведена в Табл. 8. В 2000 на российских складах запасов ядерных материалов сосредоточено: 300 тыс. т обедненного и регенерированного урана; 780 т оружейного плутония; 100 т энергетического урана и плутония; 600 тыс. т природного урана.

Табл.8. Сводная номенклатура специального сырья и делящихся материалов, находящихся на складах и в незавершенном производстве, по состоянию на 1 января 2000 г.

Сырье	Концентрация ²³⁵ U, %
Уран:	0,711
в черных слитках	0,711
рафинированный в слитках	1,6 – 4,4
в таблетках	0,711
в стандартных заготовках	21 – 90
в ДаВах	0,652 – 0,711
в плаве	0,652 – 0,711
U ₃ O ₈	0,4–0,711
Тетрафторид урана	0,711
Гексафторид урана:	
Н	0,711
РС	0,652
Н обогащенный	1 – 90
РС обогащенный	1 – 4,4
Диоксид урана	1 – 90
Отвалы урана разделительных производств	0,1 – 0,652

На предприятиях ЯТЦ за длительный период их деятельности скопились значительные количества ЯМ. В течение длительного времени в подразделениях хранятся неиспользуемые в работе ЯМ, в том числе большое количество материалов, переведенных в категорию отходов. Разнообразие химических форм и физических свойств указанных материалов, большие финансовые затраты не позволяют осуществить их переработку на имеющемся на предприятиях технологическом оборудовании. Наличие у исполнителей значительного количества неиспользуемых в работе ЯМ и недостаточность существующих отраслевых нормативных мер учета и контроля ядерных материалов не позволяют своевременно выявлять случаи хищения ЯМ лицами, допущенными к работе с этими материалами. Слабым местом системы учета является принцип списания безвозвратных потерь на основании установленных нормативов, что дает

принципиальную возможность накапливать неучтенные ЯМ в пределах утвержденных норм безвозвратных потерь.

Предприятия в недостаточной степени оснащены средствами приборного контроля ЯМ, при этом имеющиеся средства зачастую несовершенны. Из-за этого учет ЯМ, находящихся в технологическом оборудовании, а также в отходах и оборотах, не всегда является достоверным, при передачах ЯМ не всегда осуществляется входной контроль, при проведении физических инвентаризаций ЯМ не всегда осуществляется проверка фактически наличных ЯМ в местах их нахождения. Весовое оборудование во многих случаях не обеспечивает необходимую точность при их учете. Положение усугубляется тем, что имеющийся в настоящее время на ряде предприятий ЯМ был приобретен достаточно давно, а в условиях кризиса отрасли и оттока квалифицированного персонала, изменения структурных связей внутри предприятий, а также появления спроса со стороны криминальных структур на ЯМ необходимо иметь возможность своевременно удостовериться в соответствии предъявляемого ЯМ учетным документам.

Система охраны предприятий ЯТЦ проектировалась и создавалась одновременно с развертыванием этих объектов, т.е. в начале 50-х гг. XX в., исходя из присущих тому времени представлений о возможных угрозах для подобных объектов. В то же время были сформулированы требования по обеспечению их защиты, которые просуществовали вплоть до 80-х гг. XX в. Начавшиеся с середины 80-х гг. XX в. социально-политические процессы в стране и в мире, сокращение личного состава Вооруженных сил и снижение уровня подготовки призывного контингента в условиях обострения криминогенной обстановки привели к необходимости внесения кардинальных изменений в методологию обеспечения безопасности ядерно-опасных объектов. Суть комплексного подхода сводится к предотвращению возможных инцидентов с ядерными деляющимися материалами (ЯДМ) и радиоактивными веществами (РВ) на всех этапах их жизненных циклов (производства, разработки, испытания, транспортировки и утилизации) и состоит в дополнении традиционных мер противотеррористической защиты быстрым внедрением высокоэффективных автоматизированных комплексов, существенно повышающих уровень защищенности ядерно-опасных объектов от воздействия всех факторов риска, в том числе связанных с неосторожными и умышленными действиями персонала объектов, действием крупных, хорошо оснащенных террористических групп и др. Отсрочка решения этой проблемы может привести к радиационным катастрофам, социальные и политические последствия которых будут необратимы.

Неустойчивое финансирование программ по обеспечению безопасности ядерно-опасных объектов при недостаточной оснащенности техническими средствами контроля и охраны в условиях роста социальной напряженности, ухудшения криминогенной обстановки, существования межнациональных конфликтов чревато последствиями, ущерб от которых несопоставим с затратами, необходимыми на реализацию самих программ.

Такое положение вещей находит свое отражение на практике. Так, в период с 1992 по 1995 г. было зафиксировано около 30 хищений ядерных материалов с объектов Минатома.

Существующая исторически сложившаяся система физической защиты в России основывается прежде всего на обеспечении охраны предприятий по периметру их ограждений, чем обеспечивается так называемый режим секретности. Современная же концепция охраны ядерно- и радиационно-опасных объектов, по аналогии с зарубежным опытом, предусматривает, что главными элементами в системе охраны являются непосредственно категоризованные здания, хранилища и помещения, находящиеся на охраняемой территории объекта (что позволит контролировать ЯМ при перемещениях их внутри самих предприятий) при сохранении контроля за охраняемым периметром объекта в целом.

Физическая защита на предприятиях топливного цикла организована на основе межведомственных актов, утверждаемых Минатомом и МВД России. Войсковая охрана МВД осуществляется, как правило, по периметру объектов. Внутри периметра охрану технологических производств, зданий и сооружений несут: на одних объектах – войска МВД, на других –

подразделения вневедомственной военизированной охраны, а на некоторых и те, и другие одновременно. Пропускной режим, ограничение доступа лиц и грузов в охраняемые зоны организованы в соответствии с рядом ведомственных инструкций и положений, а также с частными инструкциями, отражающими специфику конкретных предприятий. Усиление физической защиты предприятий по-прежнему осуществляется путем внедрения образцов более совершенной аппаратуры инженерно-технических средств обнаружения (ИТСО), что делается в отдельных случаях силами самих предприятий, исходя из их финансовых возможностей. В то же время обеспечения предприятий современными ИТСО недостаточно. Практически не используется компьютерная техника. Значительное количество применяемой в системе охраны аппаратуры ИТСО выработало двух- и даже трехкратный ресурс, она устарела не только физически, но и морально.

Создавшееся положение объясняется целым рядом причин. Среди основных следует отметить то, что единых правил по организации и обеспечению физической защиты на ядерно- и радиационно-опасных объектах фактически нет. Отсутствует и нормативная документация, определяющая требования при проектировании систем физической защиты, требования по применению комплексов аппаратуры физической защиты, требования по организации центров управления охраной объектов и др.

Применяемое в настоящее время инженерное оборудование контрольно-пропускных пунктов (КПП) и периметра охраняемых объектов не рассчитано на действия со стороны террористических групп. На проездах КПП отсутствуют противотаранные устройства; в местах прохода людей часовые охраны расположены открыто, нет защитных перегородок и пуленепробиваемого остекления; вдоль периметра отсутствуют охранные дороги, рвы, усиленные ограждения и пр. Подавляющее большинство КПП не оборудовано приборами контроля за проносом (провозом) ядерных материалов, металлических изделий и взрывчатых веществ. Отсутствуют единые для всего объекта (в том числе и крупного) центры управления охраной. Действующие на объектах системы сбора и отображения охранной информации морально устарели, размещены, как правило, в непригодных помещениях, а нередко и в самих караульных помещениях, которые в инженерном отношении недостаточно защищены от внезапного нападения или огневого воздействия нападающих. Одним из наиболее слабых элементов в обеспечении охранных мероприятий продолжает оставаться связь в таких основных звеньях, как «караул – часовой» и «караул – войсковая часть». В системе связи, как правило, используются городские или объектовые коммутаторы связи. Международные требования устанавливают, что в системе физической защиты объекта должно быть не менее двух непрерывно действующих речевых каналов специальной связи. При перевозке спецпродукции и ядерных материалов по железной дороге в интервалах движения поездов между станциями переадресовки отсутствует надежная связь с лицами, сопровождающими груз.

Постоянная недоукомплектованность личного состава войсковых частей, несущих охрану ядерно- и радиационно-опасных объектов, наряду со значительным разрывом в уровнях оплаты работников основного производства и персонала охраны создают трудности в организации и поддержании эффективной охраны объектов. До конца не упорядочены правила применения огнестрельного оружия вблизи производственных или жилых помещений. В случаях, когда применение огнестрельного оружия недопустимо, не предусмотрены компенсирующие технические или другие боевые средства (шоковые) для воздействия на потенциального нарушителя.

4. СРАВНИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА РИСКА ДЛЯ ЗДОРОВЬЯ ЛЮДЕЙ В УГОЛЬНОМ, ГАЗОВОМ И ЯДЕРНОМ ЦИКЛАХ ПРОИЗВОДСТВА ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ

При оценке возможного увеличения производства электроэнергии на тепловых электрических станциях следует иметь в виду, что помимо положительного аспекта, связанного с наличием больших запасов органического топлива, главным образом каменного угля, существуют и не менее важные экологические аспекты, которые становятся определяющими при формировании энергетической стратегии. По сравнению с ТЭС, атомная энергетика имеет объективные экологические преимущества по всем природоохранным показателям.



Рис.1. Удельные выбросы ТЭС, работающих на угле, мазуте и природном газе.

В условиях нормального режима работы деятельность ТЭС сопровождается выбросами в атмосферу огромных масс химических загрязняющих веществ: взвешенных веществ, оксидов углерода, азота, серы, формальдегида, кроме того, особо опасных веществ, обладающих

канцерогенными и мутагенными свойствами: бенз/а/пирена, ряда тяжелых металлов. С загрязнением атмосферы выбросами ТЭС связывают экологические проблемы как локального уровня: загрязнение воздуха в городах и ухудшение здоровья населения; так и регионального и планетарного масштаба: кислотные дожди и парниковый эффект. В отличие от АЭС, выбросы которых строго регламентированы и подлежат жесточайшему контролю, функционирование ТЭС сопровождается нарушением нормативов выбросов по одному или нескольким нормируемым веществам. Многие специфические вещества, обладающие высокой биологической опасностью, в выбросах ТЭС просто не нормируются.

Вещества, характерные для выбросов ТЭС, относятся к числу приоритетных токсичных примесей в воздухе многих городов России. По данным Росгидромета 30 млн человек проживает в городах, где средние за год концентрации взвешенных веществ и диоксида азота выше 10 ПДК. В *каждом втором городе России*, входящем в Приоритетный список городов с максимальным уровнем загрязнения атмосферного воздуха, *тепловая энергетика относится к числу главных источников загрязнения атмосферы*. Расчеты рисков смерти для населения от воздействия воздуха, загрязненного взвешенными веществами, в городах с крупными угольными ТЭС показали, что индивидуальные годовые риски находятся на уровне 10^{-3} - 10^{-4} (см. табл.). Напомним, что риск здоровью населения, проживающего вблизи АЭС, составляет $5-7 \cdot 10^{-7}$. Суммарный популяционный риск смерти для населения, проживающего в сфере влияния выбросов угольных ТЭС, оценивается в 8-10 тыс. дополнительных смертей в год.

Табл.9. Индивидуальный и популяционный годовые риски смерти для населения некоторых городов с крупными угольными ТЭС.

Города	Среднегодовая концентрация взвешенных веществ, доля ПДК	Индивидуальный годовой риск смерти	Численность населения, тыс. чел.	Популяционный годовой риск смерти, чел.
Асбест	2,0	$1,0 \cdot 10^{-3}$	117,9	117
Назарово	0,5	$1,08 \cdot 10^{-4}$	64,2	7
Черемхово	3,6	$1,9 \cdot 10^{-3}$	50,0	96
Чита	1,8	$8,8 \cdot 10^{-4}$	316,7	278
Новочеркасск	0,8	$3,2 \cdot 10^{-4}$	188,7	60

Анализ мировой энергетики показал, что при нормальных условиях эксплуатации, ядерная энергетика и возобновляемые источники производства энергии имеют тенденцию занимать нижнюю область спектра рисков для здоровья людей, а энергетические системы, использующие уголь и нефть, находятся в верхней области этого спектра. Риски для здоровья от тяжелых аварий на АЭС и ТЭС имеют один порядок величины и на два порядка меньше, чем риск от производства энергии на ГЭС.

Существуют следующие сравнительные формулировки по степени риска для здоровья людей трех систем производства электроэнергии (исключая серьезные аварии):

- **Непосредственный профессиональный риск.** Для угольного цикла профессиональный риск явно выше по сравнению с циклами на газе, и **в 8-10 раз** выше, чем соответствующий риск для легководных реакторов.

- **Отдаленный профессиональный риск.** Смертельные отдаленные последствия наблюдаются главным образом в угольных шахтах и урановых рудниках, и количество смертей в том, и в другом случае одинаково. Однако, подземная добыча угля представляется более опасной, чем подземная добыча урана в расчете на единицу произведенной электроэнергии. С другой стороны, добыча угля на поверхности в целом сопровождается меньшим количеством смертельных случаев, чем добыча ядерного топлива;

- **Непосредственная угроза здоровью населения.** Этот тип риска главным образом связан с авариями на транспорте, и он в большей степени зависит от расстояния перевозок и вида транспорта. Степень риска, присущая использованию ядерного топлива в 10 - 100 раз ниже, чем риск, присущий другим вариантам; это происходит главным образом из-за того, что перевозится сравнительно небольшое количество материалов. По той же самой причине угольному циклу присущ самый высокий уровень ущерба здоровью населения, потому что с ним связаны огромные объемы перевозок;

- **Отдаленный риск для населения.** Отдаленный риск для населения со стороны ядерной энергетики или при использовании газа, выражается приблизительно одной и той же величиной, которая по крайней мере в 10 раз ниже показателей по углю.

Профессиональная смертность и заболеваемость людей, травматизм в России при добыче угля, при переработке и транспортировке газа и при производстве электроэнергии на ТЭС значительно выше мирового уровня. Аварийность на предприятиях угольной промышленности России недопустимо высока. Профессиональная заболеваемость и состояние травматизма персонала предприятий угольной промышленности России значительно превышают аналогичные показатели в газовой и атомной промышленности России. Крайне неблагоприятная экологическая обстановка сложилась в регионах расположения предприятий угольной промышленности. Угольная промышленность является мощным источником сбросов и выбросов в окружающую среду вредных веществ. Заболеваемость взрослого и детского населения шахтерских городов значительно превышает показатели, других городов соответствующих регионов. Патология эндокринных органов, сердечно-сосудистой и нервной систем, кожи, свидетельствуют о влиянии постоянно действующих вредных факторов как производственной, так и окружающей среды этих городов. Намечаемое массовое закрытие и ликвидация угольных шахт России приведут к очень серьезным негативным последствиям, связанным с затоплением шахт и загрязнением подземных вод. Экологические последствия при этом могут быть намного серьезнее, чем при эксплуатации угольных предприятий.

Очень высокой является аварийность в газовой промышленности России на скважинах и при транспортировке газа. Последствия этих аварий наносят огромный ущерб окружающей среде и здоровью населения. Газовая промышленность является значительным источником выбросов в окружающую среду вредных веществ. Велики потери метана на предприятиях газовой промышленности.

Особо опасными являются нефтегазовые комплексы, где добывается и перерабатывается газ с высоким содержанием сероводорода. Их общей особенностью является потенциальная

возможность возникновения в случае аварий мощных выбросов сероводород содержащего газа с возможными катастрофическими последствиями для окружающей среды и здоровья людей.

Огромное воздействие на окружающую среду и здоровье людей оказывают российские ТЭС, особенно электростанции, сжигающие мазут и уголь с высоким содержанием серы и золы.

Показатели облучаемости лиц на Балаковской АЭС, имеющей реакторные установки ВВЭР-1000 последней модификации, лучше средних показателей на зарубежных АЭС. На других АЭС с реакторами ВВЭР, на Белоярской АЭС с реактором БН - 600 и на Билибинской АЭС коллективные дозы облучения персонала за последние годы находятся в диапазоне значений доз достигнутых на современных западных АЭС. Для АЭС с реакторами РБМК коллективные дозы облучения персонала и отдаленные профессиональные риски для здоровья значительно превышают значения доз достигнутых на современных западных АЭС и на российских АЭС с реакторами ВВЭР. Это предопределяет более высокие фатальные риски от облучения персонала на АЭС с реакторами РБМК. Для российских АЭС отсутствует необходимость в добыче топлива на длительную перспективу до 2030 г. Следовательно, можно считать, что по этому переделу ЯТЦ России риски для людей отсутствуют. Суммарные значения непосредственных фатальных рисков в расчете на производство 1 ГВт*год электроэнергии для персонала в ЯТЦ с реакторами ВВЭР ниже, чем значения непосредственных рисков для персонала в газовом топливном цикле России (при добыче, переработке, транспорте газа и производстве электроэнергии на ТЭС).

Потенциальными источниками радиационной опасности являются, угольные шахты, объекты нефтегазовой промышленности и ТЭС России, а также, образующиеся при добыче угля терриконы или отвалы вмещающих пород. Радиационная обстановка на значительном числе российских шахт неудовлетворительная.

Сравнение АЭС с ТЭС показывает, что радиоактивное загрязнение территории вокруг АЭС значительно меньше, чем ТЭС. Коллективные дозы облучения населения при производстве электроэнергии различными способами (на 1 ГВт(эл).год) составляют:

угольная энергетика	4,0 челЗв
атомная энергетика	3,0 челЗв
энергетика на топливе и геотермальных водах	2,0 челЗв
на нефти	0,5 челЗв
на газе	0,03 челЗв

В выбросах ТЭС значительную долю составляют более опасные нуклиды по сравнению с АЭС, например, Ra - α -излучатель с T = 1630 лет - группа А токсичности. Угольные ТЭС загрязняют окружающую среду золой, тяжелыми металлами, канцерогенами радионуклидами. Их выбросы ведут к появлению кислых дождей, парниковых газов и к заметному повышению заболеваемости и смертности населения, оказавшемуся в сфере их влияния.

Латентная смертность населения (число смертей на 1 ГВт выработанной энергии в год) вокруг электростанций

Тип электростанции	Смертность
АЭС	0.0007-0.17
Угольные ТЭЦ	4,9-73.7
Угольные ТЭЦ с кипящим слоем	1,23-23,2
Газовые ТЭЦ	0,09-6,5
Газовые ТЭЦ с парогазовыми турбинами	0,01-0,28

5. ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ РОССИИ

Характер экологических проблем России можно понять по информационно-справочным материалам, подготовленным Минатомом России к заседанию Правительства РФ по вопросу: Ядерная и радиационная безопасность России, МОСКВА 2000г. Приведем эти материалы в некотором сокращении.

Будем использовать следующие сокращения: АПЛ, ПЛА - Атомная подводная лодка; АС, АЭС- Атомная электростанция; ВВЭР, РБМК - Основные типы реакторных установок АЭС России; ГНЦ ИБФ - Государственный

научный центр Институт биофизики; ГХК - Горно-химический комбинат; ДМ - Делящиеся материалы; ДР ЯБП - Департамент разработки ядерных боеприпасов; ЖРО - Жидкие радиоактивные отходы; ЗАТО - Закрытое административно-территориальное образование; ИИИ - Источник ионизирующего излучения; ИРГ - Инертные радиоактивные газы; НД - Нормативный документ; НРБ - Нормы радиационной безопасности; ОЯТ - Отработанное ядерное топливо; РАО- Радиоактивные отходы; РВ - Радиоактивное вещество; РТ - Регенерация топлива; РФЯЦ - Российский Федеральный ядерный центр; САОЗ - Система аварийного охлаждения активной зоны; СХК - Сибирский химический комбинат; СЦР - Самопроизвольная цепная реакция; ТРО - Твердые радиоактивные отходы; ТУК - Транспортный упаковочный контейнер; ФЯЦ - Федеральный ядерный центр; ЯБП - Ядерный боеприпас; ЯЗ- Ядерный заряд; ЯРБ - Ядерная- и радиационная безопасность; ЯТЦ - Ядерно-топливный цикл.

5.1 История вопроса

Более 50 лет назад Советский Союз приступил к решению беспрецедентной по сложности задачи – созданию стратегического паритета в ядерных вооружениях с самой богатой державой мира – США. В рекордно короткие сроки было налажено производство ядерного оружия. Также быстро был создан мощнейший атомный флот, который насчитывал сотни атомных подводных лодок, десятки надводных кораблей с атомными энергетическими установками. Решить сложнейшую задачу удалось благодаря тому, что в тяжелые послевоенные годы в Минсредмаше СССР был сосредоточен колоссальный научно-технический потенциал – над проблемой работали десятки крупных НИИ, конструкторских и проектных организаций, были созданы крупные производства. В 1954 году в г. Обнинске была пущена первая в мире АЭС. Это событие стало первым шагом в мирном использовании атомной энергии. К 70-м годам атомная энергетика стала важным элементом электроэнергетики страны, в особенности в ее европейской части. Радиоизотопные материалы получили широкое распространение во многих отраслях промышленности, медицине и сельском хозяйстве. СССР стал одним из лидеров в области ядерных технологий.

Табл.10. Ввод мощностей АЭС

Годы	Реакторы российского производства, МВт	На территории России, МВт
54-65	310	310
66-75	6711	5481
76-85	27712	12492
86-95	17700	5000

Прямым следствием масштабов, сроков и безусловной срочности достижения ядерного паритета с США явилось накопление значительных объемов экологических проблем. Так, при освоении новых технологий на первом в России предприятии по производству плутония – ныне это ПО МАЯК, вопросы охраны окружающей среды и здоровья населения не являлись безусловным приоритетом. В первые годы работы предприятия трудности в создании и освоении технологии выделения оружейного плутония, недооценка вредного воздействия внутреннего облучения привели к значительному переоблучению персонала. За период становления производства плутония на комбинате профессиональное лучевое заболевание было диагностировано у 2089 работников. В 1950 году начался интенсивный сброс радиоактивных отходов в реку Теча. Летом 1951 года, после того, как стали очевидны негативные последствия для здоровья населения, были предприняты меры по переводу сбросов в бессточное озеро Карачай. С осени 1951 года основной объем радиоактивных сбросов стал поступать в Карачай. Однако к этому времени в реку Теча было сброшено более 2.8 миллионов Ки радиоактивных веществ. Для локализации сброшенных в открытую гидросеть радиоактивных отходов было начато сооружение Теченского каскада промышленных водоемов. Были проведены работы по переселению жителей верховьев реки и создана санитарно-защитная зона. Однако в 1957 году на ПО МАЯК произошла

крупная авария – из за несовершенства системы контроля температуры и нарушения системы охлаждения произошел химический взрыв, в результате которого было выброшено 2 млн Ки. Загрязнению подверглись обширные территории. Потребовалась эвакуация и переселение более 12 тысяч жителей.

Существовавшая в стране система планирования и управления не позволяла также в полной мере предусмотреть весь комплекс долгосрочных проблем, связанных с наращиванием ядерного потенциала и атомной энергетики. Ввод в строй новых АПЛ не сопровождался созданием производственных мощностей для их последующей утилизации. Развитие атомной энергетики не было подкреплено должным вниманием к вопросам культуры безопасности, в том числе и при подготовке кадров. Одной из крупных ошибок было выведение АЭС из Минсредмаша и переподчинение их Минэнерго СССР. Авария на Чернобыльской АЭС, происшедшая во многом по вине персонала станции, принципиально изменила восприятие атомных технологий в обществе и мире.

5.2 Проблемы переходного периода

В конце 80-х годов произошли принципиальные изменения во внутренней и внешней политике СССР. В условиях быстро нарастающего экономического и политического кризиса начинается процесс разоружения. Принятые в рамках сокращения стратегических ядерных сооружений темпы вывода АПЛ из состава вооруженных сил не были обеспечены средствами по реализации процесса их утилизации.

Табл.11. Сокращение стратегических ядерных боеголовок

США	Россия
СНВ – 1, достигнутый уровень	
8105	6756
СНВ – 2, планируемый	
6000	6000

Реализация программ по обращению с ОЯТ и РАО, призванных решить проблемы накопленного ОЯТ АПЛ и РАО первых лет создания ядерных вооружений, была сорвана вследствие мизерного объема их финансирования. В результате экономических кризисов были утеряны централизованные целевые фонды, создававшиеся от отчислений АЭС на решение вопросов обращения с ОЯТ АЭС и снятие с эксплуатации объектов ядерной энергетики. Текущие проблемы обращения с ОЯТ АЭС могли бы быть решены за счет средств АЭС при условии разрешения проблемы неплатежей за выработку электроэнергии. Было остановлено строительство завода РТ-2. Сложилась ситуация, когда решение вопросов ОЯТ и РАО было фактически заморожено при наличии кадровой, научно-технической и технологической базы для их успешного решения.

Ядерное разоружение потребовало: вывода из эксплуатации промышленных реакторов по наработке ядерных материалов оружейного качества; утилизации значительных количеств ядерных боеприпасов; создания технологий хранения и переработки оружейного плутония.

Вывод кораблей с ядерными энергетическими установками из боевого состава ВМФ потребовал: Увеличения мощностей береговых и плавучих баз для выгрузки ОЯТ; Увеличения мощностей для перевозки и переработке ОЯТ; Финансирования работ по разделке утилизируемых атомных подводных лодок. Создания береговых площадок и организации хранения ОЯТ и реакторных отсеков; Обеспечения безопасности хранения на плаву атомных подводных лодок, прежде всего, с не выгруженным ядерным топливом.

В 1998 году Правительством РФ решение вопросов утилизации АПЛ было возложено на Минатом. Основные причины этого шага: наличие научно-технической базы и кадров, опыта создания и снятия с эксплуатации ядерных установок различного типа, обращения с ОЯТ и РАО;

необходимость освободить Минобороны России от несвойственных функций по содержанию и обслуживанию выведенных из состава Военно-Морского Флота АПЛ и продуктов их утилизации; опыт Минатома России по созданию ядерных установок для атомного флота, сложившуюся кооперацию с судостроительными и судоремонтными заводами.

Несмотря на то, что темпы утилизации в последние полтора года быстро нарастают, в настоящее время из 183 АПЛ, выведенных из состава вооруженных сил, только из 61 выгружено ОЯТ. Оставались нерешенными проблемы обращения с РАО, накопленными при производстве оружейного урана и плутония на радиохимических заводах ПО МАЯК, СХК и ГХК. К настоящему времени накоплено 4,7 млрд. Ки ОЯТ и 1,5 млрд Ки РАО.

Табл.12. Сравнение радиоактивных отходов оборонной промышленности в России и США(по состоянию на 1995 г.)

Радиоактивные отходы	Активность, млн Ки	
	США	Россия
Высокоактивные РАО в емкостях, требуется переработка	1000	570
Хранилища РАО с трансурановыми элементами	1	
Низкоактивные РАО в открытых водоемах и спец.бассейнах		700
Низкоактивные РАО в приповерхностных хранилищах	42	12
В подземных полостях-коллекторах		800
Отходы в окружающей среде	0,16	>2
ВСЕГО	1100	1300+ 800(изолировано)

При примерно равной общей активности радиоактивных отходов, накопленных в результате оборонной деятельности в СССР и США, в СССР в значительно больших объемах осуществлялся сброс радиоактивности в открытые водоемы, спецбассейны и закачка в подземные полости-коллекторы.

К наиболее крупным проблемам, требующим первоочередного решения, относятся: фракционирование и отверждение жидких радиоактивных отходов и обеспечение их длительного хранения и захоронения; обеспечение безопасности Теченского каскада водоемов (400 млн кубометров загрязненных вод); ликвидация озера Карачай и подземной линзы, угрожающей загрязнением подземных вод.

В десятки и сотни раз были снижены объемы финансирования научных центров, что повлекло за собой снятие с эксплуатации экспериментальных стендов, исследовательских реакторных установок. В результате весь комплекс, обеспечивающий безопасное обращение с ОЯТ и РАО гражданских и промышленных реакторов (включая обеспечение безопасных условий выдержки на АЭС, транспортировки, хранения и переработки), оказался в условиях хронического

финансового кризиса. Именно эти обстоятельства привели к необходимости поиска внебюджетных источников за счет экспорта услуг по обращению с ОЯТ, за счет которых могла быть создана достаточная производственная база для решения вопросов обращения с ОЯТ, накопленным в России и получены дополнительные средства на решение экологических проблем, оставшихся наследием гонки ядерных вооружений

5.3 Атомная отрасль сегодня

Ядерно-энергетический комплекс, входящий в Минатом России, является важнейшим элементом в обеспечении ядерной и радиационной безопасности России. Общее восприятие экологической безопасности атомной промышленности в значительной мере ассоциируется с имевшими в первые годы создания ядерного оружия радиационными авариями. Авария на ЧАЭС существенно усугубила это восприятие. Безусловное понимание недопустимости подобных аварий привело к реализации Минатомом и Госатомнадзором масштабной программы мер инженерно-технического, организационного и регулирующего характера. Важно также объективно оценивать реальные радиологические последствия подобных аварий.

С конца 50-х годов вопросы обеспечения безопасности персонала и охраны окружающей среды стали постоянным компонентом работы отрасли. К изучению особенностей радиационного воздействия на человека и живую природу были привлечены беспрецедентно большие научные силы. Во вновь создаваемых новых производствах стал достигаться уровень безопасности гораздо более высокий, чем в других отраслях промышленности. На протяжении последующих десятилетий Минатом России особо важное значение придает обеспечению безопасного функционирования производства и его экологической чистоты. В отрасли создана развитая система обеспечения безопасности, которая включает систему индивидуальных допусков к работе, контроля исполнения, подготовки и аттестации кадров, системы индивидуального дозиметрического контроля персонала, мониторинга радиационной и экологической обстановки на территории промплощадок, санитарно-защитных зон и зон наблюдения. Отраслевая система дополняется системами независимого контроля со стороны Федерального надзора России по ядерной и радиационной безопасности, Государственного санитарного надзора, Государственного комитета по охране окружающей среды, Федеральной службы по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды.

Объективными показателями уровня безопасности производства являются данные по травматизму и здоровью персонала. За последние 40 лет функционирования атомной отрасли по показателям травматизма персонала отрасль была и остается одной из самых безопасных в СССР и России. В целом по Минатому травматизм в 2-3 раза ниже, чем в среднем по России, в 2 раза ниже, чем в целом по промышленности, в 6 раз ниже, чем в топливной промышленности. Планомерно снижаются дозы облучения персонала. За последние десять лет средние дозы облучения среди более чем 50 тысяч контролируемых лиц уменьшились с 5 мЗв/год до 3,5 мЗв/год. Случаи превышения предела допустимой дозы за год (50 мЗв) стали единичными.

Табл.13. Среднегодовая доза внешнего облучения персонала

Год	1992	1994	1995	1997	1998
Доза, мЗв	4,7	4,1	4,0	3,5	2,3

Объективные данные за последние 40 лет существования отрасли показывают, что вклад специфического – радиационного фактора в общие потери трудового потенциала весьма ограничены. По данным регистра ГНЦ ИБФ Минздрава России за всю 50-летнюю историю атомной отрасли произошло 384 радиационных аварий и инцидентов. Общее число пострадавших от ионизирующих излучений с клиническими синдромами – 650 человек, из них 58 умерло, а у 214 была диагностирована острая лучевая болезнь. Эти аварии привели к потере около 8000 чел.лет человеческой жизни. Доля потерь трудового потенциала от радиационного фактора за весь период

существования отрасли в 100 - 200 раз ниже, чем потери от неспецифических факторов риска на предприятиях атомной отрасли и еще ниже, чем удельные потери трудового потенциала в целом по промышленности. Последний из подобных случаев произошел в 1997 году. 17 июня на установке Физический котел на быстрых нейтронах при сборке размножающейся системы из высокообогащенного урана и бериллиевых отражателей в результате вспышки СЦР научный сотрудник ВНИИЭФ получил суммарную дозу, приведшую к летальному исходу.

За всю историю отрасли только сбросы радиоактивных отходов в реку Теча в 1950-51 годах привели к дозам, вызвавшим случаи хронической лучевой болезни среди населения. Даже после крупнейшей ядерной аварии на Чернобыльской АЭС, облучение населения, проживающего на загрязненных территориях, приводит к рискам несравненно более низким, чем риски, связанные с химическим загрязнением и многими другими причинами. После аварии на ПО "Маяк" 1957 года на предприятиях отрасли не было инцидентов с загрязнением окружающей среды в масштабах, представляющих какую-либо опасность для здоровья населения. Так, наиболее серьезный инцидент за последние 40 лет на СХК (г.Томск), который привел к незначительным выбросу радиоактивности за пределы промышленной площадки не имел каких-либо последствий для здоровья населения. (Дополнительная доза облучения была на уровне 1/3 от фоновой облучения населения за год и меньше 1 мЗв, предусмотренного Законом "О радиационной безопасности населения" в качестве допустимой максимальной дозы дополнительного облучения). Нельзя не упомянуть об аварии на ЧАЭС. Не только потому, что объективные данные о радиологических последствиях аварии разительно отличаются от широко распространенных представлениях о миллионах пострадавших. Принципиально важен факт того, что авария произошла на АЭС, входившей в систему Минэнерго СССР. Атомные станции в ту пору были выключены из отраслевой системы обеспечения безопасности.

Высокие уровни сбросов и выбросов радиоактивных веществ, характерные для первых лет работы отрасли, снижены в миллионы и тысячи раз. За последние годы не было случаев превышения предельно-допустимых выбросов и сбросов ни на одном из объектов отрасли. Создана уникальная система контроля наличия радиоактивных веществ в окружающей среде, позволяющая фиксировать их наличие при концентрациях в миллионы раз меньших предельно допустимых.

В ежегодной справке Федеральной службы по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды "О радиационной обстановке в 1999 году" приводятся данные объективного контроля подтверждающие данное утверждение:

В 1999 г. в городах Курчатове и Курске продолжали наблюдаться случаи регистрации в пробах аэрозолей короткоживущего продукта деления изотопа йода-131, но концентрации его были, как и ранее, примерн, на 5 порядков ниже допустимых. В атмосфере городов Курска, Курчатова и Обнинска отмечен ряд случаев появления в атмосфере других короткоживущих продуктов деления и нейтронной активации: бария с лантаном-140, молибдена-99, кобальта-60, марганца-54, натрия-24. Концентрация указанных радионуклидов в атмосферном воздухе была на 6-7 порядков ниже допустимой. Появление этих радионуклидов, включая йод-131, связано с деятельностью Курской и Нововоронежской АЭС, Физико-энергетического института (г.Обнинск). В водах рек России концентрации радионуклидов в последние годы сохраняются примерно на одном уровне. В среднем в 1999 г. концентрация стронция-90 в реках составляла около 5,6 мБк/л, что более чем на 3 порядка ниже допустимой удельной активности в питьевой воде для населения (ДУА_{нас}). Концентрация стронция-90 в воде реки Теча в районе поселка Муслимово (Челябинская область) уменьшилась по сравнению с 1998 годом примерно в 2,5 раза и составляла около 13,0 Бк/л, что примерно в 2300 раз выше фонового уровня для рек России и несколько ниже (до 3,5 раз) ДУА_{нас}. Средняя концентрация стронция-90 в поверхностных водах Белого, Баренцева, Охотского, Японского, Азовского и Черного морей, а также в водах Тихого океана у побережья Камчатки колебалась в пределах (1,6-18,7) мБк/л, что соответствует сложившемуся фоновому загрязнению морских вод мирового океана и более чем в 1000 раз ниже ДУА_{нас}. На территориях 18 районов Брянской, Калужской, Орловской и Тульской областей с плотностью загрязнения местности цезием-137 5,0-15,0 Ки/км² значения МЭД по результатам регулярных измерений на стационарных пунктах находились в

пределах от 11 мкР/час (пгт Красная Гора, Красногорский район Брянской области) до 47 мкР/час (с.Творишино, Творишинской сельской администрации Гордеевского района Брянской области). На территориях 16 областей Российской Федерации (Белгородской, Брянской, Воронежской, Калужской, Курской, Ленинградской, Липецкой, Нижегородской, Орловской, Пензенской, Рязанской, Саратовской, Смоленской, Тамбовской, Тульской, Ульяновской), а также республик Мордовия и Татарстан с плотностью загрязнения местности цезием-137 1-5 Ки/км² значения МЭД по результатам регулярных измерений на стационарных пунктах находились в пределах от 11 до 18 мкР/час. Данные значения МЭД находятся в пределах их колебаний, характерных для всей территории России.

Анализ данных по воздействию атомной отрасли и других производств на здоровье населения показывает, что риски, связанные с радиационным воздействием в десятки, сотни и тысячи раз ниже рисков для населения промышленных зон, связанных с выбросами химически вредных веществ.

В Табл.14/ приведены реальные выбросы основных радионуклидов за 1998 г и вероятные дозовые нагрузки от них на границе санитарно-защитной зоны Балаковской АЭС.

Табл.14. Выбросы Балаковской АС за 1998 г. и вероятные дозовые нагрузки на критическую группу населения.

Радионуклиды и группы нуклидов	Норматив — ПДВ, Ки/год	Реальный выброс, Ки/год	Вероятная доза, мкЗв/год
Sr-90	0,02	0,000048	0,036
Mn-54	0,18	0,00016	0,001
Cs-137	0,18	0,0010	0,024
Co-60	0,18	0,0011	0,059
I-131	3,65	0,022	0,107
Сумма ИРГ	182500	169,2	0,008
Всего			0,234

Даже для населения, проживающего вблизи АС, дозовые нагрузки за 1998 календарный год не превышают 0,23 мкЗв (при допустимой санитарными нормативами дозе в 200 мкЗв/год). Канцерогенный риск для этой группы населения составил $1 \cdot 10^{-8}$. Аналогичные оценки приведены для ПО МАЯК. Дозовая нагрузка на критическую группу населения составит 20 мкЗв/год. Канцерогенный риск для этой группы населения составил $2 \cdot 10^{-7}$.

Табл.15. Выбросы ПО “Маяк” за 1998 г. и вероятные дозовые нагрузки на критическую группу населения.

Радионуклиды и группы нуклидов	ДВ, Ки/год	Реальный выброс, Ки/год	Вероятная доза, мкЗв
Sr-90	0,50	0,029	2.05
Zr+Nb	0,80	0,001	0,007
Cs-137	0,50	0,033	0,816
Co-60	0,50	0,0008	0,044
I-131	1,00	0,129	0,618
СУММА ИРГ	98500	28511	1,250
Всего			4.785

Подобная ситуация характерна для всех предприятий отрасли. Таким образом, дополнительные радиационные риски, связанные со сбросами и выбросами предприятий атомной промышленности, находятся на уровне на два порядка более низком, чем химически обусловленные риски для населения проживающего в большинстве промышленных центров.

Табл.16. Индивидуальные годовые риски смерти (для населения России)

Подвержено, млн. человек		Риски
Все причины	70	1.2×10^{-2}
Несчастные случаи	70	2.4×10^{-3}
Сильное загрязнение воздушной среды	15.2	1×10^{-3}
Зона отселения ЧАЭС	0.1	8×10^{-5}
Проживание вблизи АЭС	0.3	7×10^{-7}

В обеспечение высокого уровня безопасности и эффективного снижения ущерба от возможных инцидентов Минатом России за последние годы вложил серьезные усилия в ужесточение требований по безопасности и повышение безопасности радиационных производств. В отрасли создана система Аварийно-технических центров и Аварийно-спасательных формирований с современными средствами локализации возможных аварий. В рамках общей деятельности по укреплению системы контроля и управления безопасностью объектов отрасли создан Ситуационно-кризисный центр Минатома России, обеспечивающий на современном уровне мониторинг отрасли в сфере безопасности. Достигнутый уровень ядерной и радиационной безопасности базируется на многолетних и значительных технологических достижениях атомной промышленности и техники, созданной системы государственного управления, контроля и надзора, поддержание и совершенствование которой является безусловным приоритетом в обеспечении ядерной и радиационной безопасности. В то же время наспех созданная и противоречивая правовая база поставила атомную отрасль в чрезвычайно жесткие условия. Так, в ближайшие годы необходимо будет дополнительно затратить около 7 млрд рублей в связи с введением требований новых норм радиационной безопасности. В то же время в США, к примеру, переход от 50 мЗв/год к пределу дозы для персонала в 20 мЗв/год сочли неоправданно дорогой и неэффективной мерой.

Российским Законом "О радиационной безопасности населения" определена величина допустимой дозы дополнительного облучения в 1 мЗв в год. Индивидуальный пожизненный риск от такой дозы дополнительного облучения находится на уровне $5 \cdot 10^{-5}$. Напомним, что это значение соответствует диапазону от 10 до 30% годовых доз облучения населения регионов России от других источников – естественного фона, медицинской диагностики и радона. При этом в десятках городов России наблюдаются многократные превышения предельно допустимых концентраций вредных химических веществ, вообще не характерных для естественной природы. Риски, связанные с подобным воздействием в десятки и сотни раз превышают уровень радиационных рисков. Несбалансированность в подходах и принципах нормирования воздействия ионизирующих излучений и химических загрязняющих веществ характерна для многих стран мира. Однако в России она достигла колоссальных масштабов. Это наносит прямой ущерб интересам оптимального решения экологической безопасности и в первую очередь охране здоровья населения и работников промышленности.

5.4 Состояние вопросов ядерной и радиационной безопасности в отраслях народного хозяйства, предупреждение и ликвидация последствий чрезвычайных ситуаций с радиационными последствиями

В ходе разработки программы и подготовки материалов к заседанию Правительства РФ министерствами и ведомствами представлены материалы по состоянию ядерной и радиационной безопасности и определены первоочередные задачи, которые должны стать основой определения приоритетов.

5.4.1 Госатомнадзор

Общее состояние проблемы оценивается следующим образом: Существующая организация эксплуатации объектов использования атомной энергии и организация регулирующей

деятельности со стороны Госатомнадзора России в 1999 году обеспечивали приемлемый уровень безопасности этих объектов. Тем не менее, в 1999 году имелись проблемы, связанные с безопасностью объектов использования атомной энергии, основными из которых являются: проблема выработки ресурса оборудования систем, важных для безопасности, отсутствие утвержденных методик по управлению ресурсными характеристиками оборудования; снижение темпов модернизации объектов использования атомной энергии, увеличение количества мероприятий по повышению безопасности, сроки выполнения которых переносятся из года в год; недостаточен прогресс работ по обоснованию возможности продления срока службы блоков АЭС первого поколения; проблема обращения с радиоактивными отходами, медленные темпы внедрения современных технологий их переработки; остается проблема отказа систем САОЗ по общей причине из-за неоднократных переносов сроков реализации мероприятий по замене теплоизоляции оборудования и трубопроводов, расположенных в гермообъеме, и/или по установке защиты прямков (фильтров) на входе насосов аварийного охлаждения активной зоны для АЭС с ВВЭР; не обеспечивается требуемая безопасность первой очереди (блоки 1, 2) Белоярской АЭС, не разработан проект вывода блоков из эксплуатации, не обеспечивается безопасность хранения ОЯТ в БВ (в очередной раз не выполнены сроки создания систем очистки вод БВ), блоки 1, 2 Белоярской и Нововоронежской АЭС не имеют лицензий Госатомнадзора России на их эксплуатацию (в части подготовки к выводу из эксплуатации); для АЭС с РБМК не решен вопрос с хранением ОЯТ. Переход к уплотненному хранению ОТВС в приреакторных БВ и ХОЯТ является вынужденной и временной мерой. Не решен на законодательном уровне вопрос об эффективности штрафных санкций к нарушителям правил и норм по безопасности при использовании атомной энергии, что снижает эффективность государственного надзора за ядерной и радиационной безопасностью объектов использования атомной энергии. По-прежнему остается недостаточным финансирование инспекционной деятельности Госатомнадзора России.

Особую озабоченность Госатомнадзора России вызывают факты нарушения принципиальной технологии утилизации АПЛ со стороны Минобороны России и Минатома России.

5.4.2 Госкомэкология

В материалах Госкомэкологии дан анализ экологических проблем атомной энергетики, ядерного топливного цикла, включая обращение с РАО и проблемы осуществления государственного экологического контроля в обеспечении ядерной и радиационной безопасности на территории России. На основе представленного анализа констатируется:

1. До настоящего времени деятельность радиационно-опасных предприятий и объектов не в полной мере ориентирована на обеспечение требований природоохранительного законодательства, В реализации производственных программ превалирует решение технологических вопросов, направленных на выработку полезной продукции, тогда как выполнение природоохранных мероприятий финансируется (и выполняется) по остаточному принципу.
2. Серьезным препятствием для реализации природоохранных мероприятий, особенно в области обращения с радиоактивными отходами, накопленными в ходе гонки ядерных вооружений и реабилитации радиационно-загрязненных территорий, является отсутствие достаточных объемов централизованного финансирования как федеральных и отраслевых целевых программ, так и работ по оборонному заказу. Без решения вопросов привлечения дополнительных источников финансирования указанных мероприятий (при существующие объемах финансирования) проблемы обеспечения экологической безопасности останутся нерешенными еще в течение длительного времени.
3. Финансовые затраты на мероприятия в области обращения с радиоактивными отходами как атомных электростанций, так и предприятий ядерного топливного цикла должна в приоритетном порядке включаться в себестоимость вырабатываемых полезных продуктов. Одновременно с этим должно быть исключено дискриминационное отношение к тарифам на вырабатываемую АЭС электроэнергию (по сравнению с тепловыми станциями, работающими на углеводородном сырье).

4. Одной из насущных проблем является совершенствование законодательной и нормативной базы в области обеспечения радиационной и экологической безопасности. При этом следует больше внимания уделять внедрению в России рекомендаций МКРЗ и МАГАТЭ - особенно в части выполнения основополагающих принципов обеспечения безопасности. В ближайшее время с целью гармонизации функций государственного управления и государственного регулирования безопасности в области использования атомной энергии должна быть активизирована работа по пересмотру отдельных положений ряда федеральных законов: "Об использовании атомной энергии", "О радиационной безопасности населения", "Об охране окружающей природной среды", а также указов Президента Российской Федерации и постановлений Правительства Российской Федерации в этой области. Кроме этого, следует ускорить доработку таких законопроектов как "Об обращении с радиоактивными отходами", "Об обязательном страховании граждан Российской Федерации от риска радиационного воздействия" и "О гражданско-правовой ответственности за ядерный ущерб и ее финансовом обеспечении".

5. Как показывают итоги инспекционных проверок радиационно-опасных предприятий и организаций предприятия практически не используют в своей деятельности льготные условия, определенные законодательством Российской Федерации, для реализации природоохранных мероприятий (ряда положений Закона Российской Федерации "Об охране окружающей природной среды", Закона Российской Федерации "О налоге на имущество предприятий" от 13 декабря 1991 г. (с изменениями и дополнениями, внесенными законами Российской Федерации от 16 июля 1992 г., от 22 декабря 1992 г., от 6 марта 1993 г., от 3 июня 1993 г., и Федеральным законом от 11 ноября 1994 г.). Следует активизировать работы в этом направлении при условии выделения средств на природоохранные цели.

5.4.3 МЧС России

В материалах МЧС России представлен большой комплекс вопросов дальнейшего развития подсистемы РСЧС, обеспечивающий защиту населения и территорий при ядерных и радиационных авариях. Решение большинства из этих сложных и крайне актуальных задач во взаимодействии с другими ведомствами предусмотрено соответствующими разделами ФЦП "Ядерная и радиационная безопасность России". В предложениях выделен следующий ряд первоочередных вопросов:

1. Ускорить рассмотрение проекта Единой федеральной целевой программы "Ядерная и радиационная безопасность России" и принять данную программу к исполнению. Принять меры к обеспечению финансирования мероприятий программы.

2. В целях нормализации экологической обстановки в Уральском регионе рассмотреть вопрос об увеличении объемов финансирования мероприятий, предусматриваемых проектом Федеральной целевой программы "Социальная реабилитация и радиационная безопасность Уральского региона на 2001-2005 годы и на период до 2010 года".

3. Рассмотреть вопрос о принятии дополнительных мер по выгрузке ОЯТ из списанных АПЛ, из аварийных хранилищ береговых и плавучих технических баз, обеспечению безопасного хранения этого топлива в местах выгрузки, своевременному вывозу ОЯТ с площадок временного хранения.

4. По завершению боевых действий на территории Чеченской Республики и проведению работ по разминированию поручить Госстрою России, Минобороны России, МЧС России, МосНПО "Радон" совместно с другими заинтересованными министерствами, ведомствами и организациями провести комплексное радиационное обследование ПЗРО Грозненского СК "Радон" и прилегающих территорий.

По результатам обследования принять согласованное решение о дальнейшем использовании хранилищ радиоактивных отходов Грозненского СК "Радон" или их консервации и последующем снятии с эксплуатации.

5.4.4 Министерство здравоохранения

В материалах Федерального управления медико-биологических и экстремальных проблем при Минздраве РФ констатируется, что профессиональная заболеваемость среди работников

Минатома России с 1991 года имеет тенденцию к снижению с 0.96 до 0.6 в 1998 году на 10000 работающих. Этот показатель значительно ниже, чем среди работающих в других отраслях промышленности. Проведенный анализ состояния работы в отрасли по охране здоровья работников предприятий, организаций Минатома России и членов их семей выявил целый ряд нерешенных проблем, решение которых позволило бы повысить качество медицинской помощи. На отдельных предприятиях Минатома России не полностью решены вопросы охраны труда, что способствует возникновению профессиональных заболеваний, производственного травматизма. Вызывает тревогу низкая рождаемость и отрицательный естественный прирост населения. Продолжается рост общей заболеваемости за счет болезней органов дыхания, сердечно-сосудистых заболеваний, злокачественных новообразований, неврологической патологии, болезней органов пищеварения и костно-мышечной системы. Особое значение приобретает в современных условиях устранение у работников предприятий с особо опасными условиями труда проявлений психологического стресса, что напрямую связано с безопасностью при работах с ядерными технологиями, предупреждением аварий. Создание лабораторий психофизиологического обеспечения – одна из задач администрации объектов использования атомной энергии и медико-санитарных частей. В связи с недостаточным финансированием из федерального бюджета в последние годы возникли трудности по оказанию дорогостоящих видов помощи, особенно онко-гематологическим, кардиологическим больным в клинических больницах Федерального управления.

Для улучшения качества медицинской помощи предусматривается: укрепление материально-технической базы лечебно-профилактических учреждений; совершенствование лечебно-диагностического процесса на всех этапах лечения, соблюдая его непрерывность; внедрение стандартов диагностики и лечения пациентов; внедрение новых современных технологий. Особым направлением в работе учреждений здравоохранения Федерального управления будет разработка системы мер по поддержанию надежности профессиональной деятельности персонала предприятий в современных условиях. С этой целью планируется продолжить организацию центров профпатологии на базах лечебных учреждений, расширить объемы исследований, разработать мероприятия по совершенствованию медицинской профилактики отдаленных последствий воздействия специфики вредных условий труда. Будут осуществляться меры по пересмотру нормативно-методических документов и методическому обеспечению законодательных основ радиационной защиты.

5.4.5 Минобороны РФ

Проблемы ЯРБ на объектах хранения ядерного оружия: Обеспечение безопасной транспортировки ЯО; Социальная защита военнослужащих и гражданского персонала ядерного оружейного комплекса; Отселение из “закрытых” и обособленных военных городков лиц, утративших связь с федеральными органами исполнительной власти.

Проблемы ЯРБ на объектах ВМФ при выводе из эксплуатации ЯЭУ и обращении ядерного топлива: Источниками наибольшей опасности в ВМФ являются: АПЛ, выведенные из эксплуатации, с невыгруженным ОЯТ; Исходя из реальных возможностей флотов, в перспективе на ближайшие годы техническое состояние АПЛ ухудшится. Существенно возрастет вероятность аварий, ведущих к затоплению АПЛ в пункте базирования. Существует значительный риск загрязнения окружающей среды при затоплении с одновременной потерей герметичности 1 контура. Суда атомного технического обеспечения, выведенные из эксплуатации; Анализ состояния судов АТО показывает, что наиболее опасными являются плавучие технические базы (ПМ-32 и ПМ-80) Тихоокеанского флота. На этих судах хранятся 235 дефектных ОТВС, 176 куб. м ЖРО и воды в баках хранилищ общей активностью 1340 Ки. Оба судна характеризуются низкой живучестью. При затоплении судов в пункте базирования вследствие негерметичности баков хранилищ ОТВС будет иметь место выход радиоактивных веществ. Комплексы хранения ОЯТ; На береговых и плавучих технических базах Северного и Тихоокеанского флотов сосредоточено, соответственно, 121 и 31 отработавших АЗ реакторов, что составляет около 60 т топливной

композиции. Некоторые хранилища СФ находятся в аварийном состоянии и требуют скорейшей разгрузки, выполнения работ по их ликвидации и реабилитации территорий. Хранилище ОТВС на ТОФ более 30 лет не проходило техническое освидетельствование. Всего с учетом ОЯТ, хранящегося на плавучих базах и в реакторах АПЛ, выведенных из состава ВМФ, накоплено 372 активные зоны или 150.5 т. Переработка такого количества топлива, требующая почти полной загрузки производственных мощностей ПО “Маяк”, является необходимым условием выполнения программы утилизации АПЛ и реабилитации территорий. Хранилища ТРО и ЖРО. Загрузка ТРО в хранилища десятилетиями производилась в негерметичных контейнерах или бесконтейнерным способом. Радиологическая обстановка на хранилищах требует принятия мер по реабилитации территорий. В общей сложности в хранилищах СФ и ТОФ накоплено 26000 куб. м ТРО. Не менее острой является проблема хранения и переработки ЖРО, накопленных в количестве 14000 куб. м, из которых 2000 куб. м являются среднеактивными. Свободных объемов для принятия ЖРО на флотах практически не имеется. На СФ проблема переработки ЖРО частично решается за счет использования промышленной установки РПТ Атомфлот. На ТОФ переработка ЖРО до настоящего времени не вышла за рамки опытно-экспериментальных работ. Емкости и цистерны для хранения эксплуатируются несколько десятков лет без проведения дефектования и восстановительного ремонта. Дальнейшее наращивание темпов утилизации АПЛ требует оснащения регионов промышленными установками, способными перерабатывать ЖРО.

Считается целесообразным: Производственные мощности ПО “Маяк” в первую очередь загружать ОЯТ из береговых хранилищ ВМФ и утилизируемых АПЛ; Предусмотреть выделение денежных средств за счет бюджетного и внебюджетного финансирования на создание комплексов утилизации АПЛ на судоремонтных заводах ВМФ, на которых Минатом планирует осуществлять более 28% работ по утилизации.

5.4.6 Министерство транспорта

Министерство транспорта считает первостепенными задачами, имеющими серьезное значение для ЯРБ северных регионов России, следующие: Серьезную проблему для ЯРБ представляет плавтехбаза “Лепсе”, которая стоит у причала ГУРТП “Атомфлот” в акватории Кольского залива и полностью загружена ОЯТ. Несмотря на то, что утилизация плавтехбазы является международным проектом, практическая реализация его не может начаться из-за отсутствия в России гарантий в отношении освобождения стран-доноров от гражданской ответственности за возможный ядерный инцидент и ядерный ущерб. Для решения вопроса необходимо активизировать работу по рассмотрению закона “О гражданско-правовой ответственности за причинение ядерного вреда и ее финансовом обеспечении”, а также ускорить разработку постановления Правительства “О государственных гарантиях в случае возмещения убытков и вреда, причиненных радиационным воздействием”. Проблему ядерной ответственности можно решить в рамках отдельных международных соглашений. В настоящее время на государственном гидрографическом предприятии эксплуатируется 396 радиоизотопных термоэлектрических генератора (РИТЭГ), используемых для навигационно-гидрографического обеспечения мореплавания. Из них 365 выработали установленный срок службы (более 10 лет). Тем не менее 281 находится в рабочем состоянии. 116 генераторов выведены из эксплуатации, 6 находятся в аварийном состоянии, требуется вывоз для утилизации 50 единиц. Министерством предлагается разработать совместную с Минатомом России программу вывода из эксплуатации РИТЭГ с сохранением их оптимального количества для обеспечения мореплавания по Северному морскому пути.

5.4.7 Минтопэнерго

Для повышения радиационной безопасности в ТЭК России необходимо:

1. Ускорить решение вопроса об определении Министерства топлива и энергетики Российской Федерации федеральным органом управления исполнительной власти, уполномоченным осуществлять управление использованием атомной энергии в подведомственных организациях и предприятиях отраслей ТЭК.

2. Разработать проект федерального Закона "Об обращении с радиоактивными отходами, содержащими естественные радионуклиды, в отраслях топливно-энергетического комплекса, промышленности строительных материалов, сельскохозяйственных удобрений, в горнорудной промышленности и связанных с ними перерабатывающих производствах".
3. Разработать совместно с Госсанэпиднадзором Минздрава России, Госатомнадзором России и Госкомэкологии России "Санитарные правила обеспечения радиационной безопасности персонала на объектах и территориях нефтегазового комплекса России с повышенным содержанием естественных радионуклидов "СПОРБ НГК-2000" и "Правила хранения и захоронения производственных отходов, образующихся при очистке нефте- и газопромыслового оборудования, содержащих повышенные концентрации естественных радионуклидов "ПХЗПО-2000". Разработать аналогичные правила и для других отраслей ТЭК.
4. Разработать технологии удаления радиоактивных отложений из нефтегазодобывающего оборудования и технологии захоронения радиоактивных отходов с ЕРН.
5. Разработать нормативно-правовые и методические документы по стандартизации содержания естественных радионуклидов в добываемом органическом топливе, пластовой воде, породах и грунте для решения на этой основе задач сертификации топлива и осуществления мероприятий радиационно-экологической безопасности производственного персонала и населения.
6. Разработать Межведомственную Программу "Обеспечение радиационно-экологической безопасности в топливно-энергетическом комплексе России".
7. Разработать федеральные нормативы по удельной активности естественных радионуклидов в углях, предназначенных для сжигания в бытовых печах и отопительных котельных.
8. Разработать методические рекомендации по управлению потоками энергетических углей с повышенным содержанием естественных радионуклидов.
9. Разработать перечень работ и объектов в ТЭК, подлежащих лицензированию и санитарно-гигиенической паспортизации по радиационному фактору.
10. Разработать нормативно-методические документы по осуществлению мероприятий по обеспечению радиационной безопасности при закрытии емкостей на объекте "Вега".
11. Разработать и переработать стандарты нефтегазового комплекса России в части охраны окружающей среды от радиоактивных загрязнений.
12. Ввести в действие: отраслевые руководящие документы: "Концепцию радиационной безопасности на объектах и территориях нефтегазового комплекса России"; "Положение об обеспечении радиационной безопасности на объектах и территориях нефтегазового комплекса России"; "Требования по проектированию радиационно защищенных технологий при нефтедобыче в условиях повышенного содержания естественных радионуклидов и требования по проектированию промысловых систем сбора и захоронения радиоактивных отходов".

5.4.8 МИД РФ

В представленных материалах отмечается тенденция к резкому снижению объемов финансирования, направленных на решения задач ядерной и радиационной безопасности, со стороны зарубежных стран и международных организаций. Ключевым направлением считается активизация усилий по интеграции России в международное сообщество по проблеме обеспечения ядерной и радиационной безопасности, а также повышение ее роли в соответствии со статусом одной из ведущих ядерных держав мира.

5.4.9 Ядерная и радиационная безопасность научных центров, расположенных в крупных городах

В Москве расположен целый ряд научно-исследовательских институтов и учебных заведений, имеющих в своем составе различные наборы ядерных и радиационно-опасных объектов. Наиболее характерным примером размещения крупного ядерного центра в черте большого города является исторически сложившееся расположение в северо-западном округе города Москвы Российского научного центра "Курчатовский институт". РНЦ "КИ", созданный 57 лет назад для разработки и реализации атомного проекта, является в настоящее время крупнейшим

исследовательским Центром России, в котором имеются уникальные физические установки, включая исследовательские реакторы, которые составляют основу экспериментальной базы ядерной и нейтронной физики, физики твердого тела и сверхпроводимости, атомной энергетики и других направлений атомной науки и техники. В настоящее время на территории Центра находится 9 исследовательских реакторов, 3 из которых остановлены, а также хранилища отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и временные хранилища радиоактивных отходов (РАО). Неизбежным результатом деятельности экспериментальной реакторной базы при проведении научно-исследовательских работ по реализации военных и гражданских программ в области атомной энергетики и техники за период 1943- 1999 годы явилось накопление на территории Центра значительных количеств РАО и ОЯТ.

Радиоактивные отходы (РАО) РАО являются источниками ионизирующих излучений и представляют в связи с этим потенциальную опасность для людей и биосферы. На территории РНЦ КИ находятся временные хранилища, сооруженные еще на начальном этапе деятельности института. На территории этих временных хранилищ РАО, занимающих площадь более 2-х гектар, расположены десять хранилищ. Складирование в них отходов осуществлялось с начала 50-х годов. Первоначально для складирования использовался естественный рельеф местности (овраг и его склоны). Бетонные сооружения для хранения РАО на территории стали строиться с 1955 года. Суммарная радиоактивность, накопленная в хранилищах Центра, оценивается в 100000 Ки. Объем твердых РАО (не считая загрязненного грунта) составляет около 1 200 кубических метров, а масса РАО в хранилищах оценивается в 2 000 тонн. Следует отметить, что грунт на территории площадки временных хранилищ также имеет радиоактивные загрязнения. Для полной реабилитации территории хранилищ РАО предстоит удалить загрязненный грунт объемом порядка 40 000 куб. м.

Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) В имеющихся на реакторных установках РНЦ "КИ" хранилищах ОЯТ скопилось около 900 штук тепловыделяющих сборок общим весом порядка 14000 кг, их суммарная активность по оценкам превышает 3 млн Ки. Нахождение в городской черте крупного ядерного центра безусловно создает ситуацию, требующую тщательного анализа и контроля. После аварии на Чернобыльской АЭС и ужесточения требований такое расположение объективно вызывает повышенную озабоченность. В первую очередь, это относится к ликвидации хранилищ РАО с вывозом отходов в НПО "Радон" к вывозу ОЯТ на комбинат "Маяк", к выводу из эксплуатации остановленных реакторов МР, ВВР- 2, "Ромашка".

Для снижения риска радиационного воздействия на человека и среду его обитания (персонал, население микрорайона и г. Москвы) от перечисленных объектов использования атомной энергии и источников ионизирующих излучений, расположенных на территории Центра, предлагается осуществить следующие первоочередные мероприятия:

1. Разработать проект и выполнить работы по ликвидации временных хранилищ РАО на территории РНЦ "КИ" с предварительной сортировкой и компактированием отходов и их перевозкой в НПО "Радон" для захоронения. Для этого потребуется соорудить в НПО "Радон" дополнительные хранилища. По оценкам этот комплекс работ может быть выполнен за 7-8 лет при условии обеспечения финансирования в объеме - 40 млн долларов США.
2. Комплекс работ по обеспечению вывоза ОЯТ на радиохимическую переработку на комбинат "Маяк". Создание технологии и установок для переработки нестандартного ОЯТ. Срок выполнения работ составляет 6-8 лет. Финансовое обеспечение (оценка по мировым ценам) - 27 млн долларов США.
3. Параллельно с этим необходимо обеспечить безопасное содержание остановленных реакторов МР, ВВР- 2 и "Ромашка", выполнение НИР и ОКР, и разработку проектов вывода их из эксплуатации. По оценкам финансирование этих работ на период 7- 8 лет составит ~ 18 млн долларов США.

5.5.10 Минэкономики

Основными задачами по реализации стратегии ЯРБ при обращении с РАО и ОЯТ являются: Разработка новых и уточнение действующих нормативных документов, регламентирующих вопросы обращения с РАО и ОЯТ, отвечающие современным требованиям обеспечения экологической безопасности. Создание государственного кадастра, содержащего систематизированные данные о РАО и ОЯТ и характеристики мест их хранения и захоронения. Создание системы радиационного контроля на предприятиях, деятельность которых связана с РАО и ОЯТ, и экологического мониторинга на прилегающих к ним территориях. Анализ современного состояния ЯРБ России. Развитие и разработка современных средств анализа и прогнозирования безопасности и риска ядерно- и радиационно-опасных объектов. Разработка принципов, критериев и стратегии обеспечения ЯРБ с учетом перспектив социально-экономического развития России. Утверждение в 1 полугодии 2000 года ЕФЦП “Ядерная и радиационная безопасность России”. Анализ представленных министерствами и ведомствами материалов показывает, что давая в целом сходную и объективную оценку текущего состояния ядерной и радиационной безопасности и вопросов ее дальнейшего обеспечения в определении приоритетных направлений и первоочередных мер имеются определенные расхождения. Совместная выработка единых критериев оценки и первоочередных приоритетов в обеспечении ядерной и радиационной безопасности является первоочередной задачей.

5.6 Федеральная целевая программа “Ядерная и радиационная безопасность России”

По инициативе отдельных регионов и ведомств в последнее десятилетие были разработаны и приняты 18 Федеральных, Президентских и отраслевых программ, касающихся отдельных вопросов ядерной и радиационной безопасности. Однако большая часть задач, стоявших перед этими программами, выполнена не была. Программы финансировались на уровне нескольких процентов от запланированных объемов. Стала очевидна необходимость комплексного подхода к проблеме. Итогом реализации такого подхода стала [Федеральная Целевая Программа “Ядерная и радиационная безопасность России”](#), утвержденная [постановлением Правительства Российской Федерации от 22 февраля 2000 г. № 149](#). Федеральная целевая программа (далее — ФЦП, Программа) “Ядерная и радиационная безопасность России” и программно-целевой подход к формированию состава мероприятий по обеспечению ядерной и радиационной безопасности являются необходимой предпосылкой выполнения положений Законов Российской Федерации “Об использовании атомной энергии” и “О радиационной безопасности населения”. ФЦП “Ядерная и радиационная безопасность России” разработана Министерством Российской Федерации по атомной энергии совместно с другими федеральными органами исполнительной власти на основе комплексного анализа программных мероприятий 18 федеральных целевых программ с учетом приоритетности требований безопасного функционирования ядерно- и радиационно-опасных объектов и обязательного государственного контроля за выполнением необходимых мероприятий во исполнение Поручений: Президента РФ ПР-2214 от 11 декабря 1996 г. и Правительства РФ № АБ-П7-06525 от 28 февраля 1997 г.

Основная цель Программы — комплексное решение проблемы ядерной и радиационной безопасности России, направленное на снижение риска радиационного воздействия на человека и воздействия на среду его обитания от объектов использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения техногенного и природного происхождения до социально приемлемого уровня.

Государственные заказчики разделов и подпрограмм Федеральной целевой программы “Ядерная и радиационная безопасность России” 2000-2006 гг. 1. Министерство Российской Федерации по атомной энергии; 2. Министерство обороны Российской Федерации; 3. Министерство Российской Федерации по делам гражданской обороны, чрезвычайным ситуациям и ликвидации последствий стихийных бедствий; 4. Министерство экономики Российской Федерации; 5. Министерство здравоохранения Российской Федерации; 6. Государственный комитет Российской Федерации по

охране окружающей среды; 7. Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности.

Программа включает все аспекты ядерной и радиационной безопасности. Она распространяется на все виды деятельности, связанные с использованием ядерных установок, хранения и применении ядерных материалов, радиоактивных веществ; радиационных источников в гражданских и оборонных целях, включая реабилитацию территорий, загрязненных радиоактивными веществами техногенного или природного происхождения, медицинское облучение при диагностике и лечении.

Программа реализуется по следующим основным направлениям: 1. Обеспечение безопасности на ядерно- и радиационно-опасных объектах; 2. Защита населения, реабилитация загрязненных территорий и контроль радиационной обстановки; 3. Охрана здоровья населения и профессиональных работников от радиационного воздействия; 4. Неотложные меры по научно-техническому обеспечению задач ядерной и радиационной безопасности; 5. Нормативно-правовое регулирование программных мероприятий ФЦП.

Основные конечные результаты реализации ФЦП: снижение риска переоблучения населения, минимизация количества облучаемых лиц и доз облучения в случае возникновения радиационных аварий и при воздействии источников ионизирующего излучения техногенного и природного характера; возврат территорий (окружающей природной среды, населенных пунктов, сельскохозяйственных угодий, промышленных объектов и т.д.), подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате радиационных чрезвычайных ситуаций, в сферу нормальной жизнедеятельности человека; снижение радиационного воздействия на личный состав АПЛ, кораблей ВМФ, судов гражданского флота с ЯЭУ и на население в местах строительства и базирования объектов, предотвращение загрязнения акваторий; обеспечение надежной изоляции радиоактивных отходов и отработавших ядерных материалов от человека и среды его обитания; повышение безопасности действующих объектов использования атомной энергии, отвечающих современным требованиям; создание системы физической защиты и сохранности ядерных материалов и радиоактивных веществ.

Основополагающей исходной предпосылкой реализации ФЦП “Ядерная и радиационная безопасность России” является сведение к минимуму риска радиационного воздействия на человека и на среду его обитания, предотвращение социально-экономического и экологического ущерба населению и экономике государства в целом, странам СНГ и дальнего зарубежья от объектов использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения техногенного и природного происхождения. Важная особенность Программы заключается в комплексном и межведомственном характере организации и проведения работ, интеграции ведомственных усилий по развитию этой сферы деятельности, что максимально повысит эффективность взаимодействия федеральных органов исполнительной власти Российской Федерации и субъектов Федерации по решению комплексных проблем при использовании атомной энергии.

В ходе осуществления мероприятий Программы будут разработаны новые нормативные требования к ядерной и радиационной безопасности России, к состоянию окружающей природной среды, более тщательно согласованы правовые акты Российской Федерации, действующие в данной области, с международными нормативно-методическими документами. Проблемы, поставленные предприятиями и организациями Минатома РФ в материалах к заседанию Правительства по вопросу “О ядерной и радиационной безопасности России”, отражены в разделах ФЦП и найдут свое решение при реализации программных мероприятий, кроме проблем, относящихся к ядерному оружию и социальным вопросам при реабилитации загрязненных территорий. Дополнительные проблемы, касающиеся ядерной и радиационной безопасности отрасли и регионов субъектов Федерации и охватываемые рамками Программы, возникающие в период ее действия, могут быть включены в Программу “Ядерная и радиационная безопасность России” по решению Дирекции Программы. Данная программа подготовлена с учетом

приоритетности обеспечения безопасного функционирования ядерно- и радиационно-опасных объектов, а также защиты населения и окружающей среды от радиационного воздействия.

Табл.17. Распределение объемов бюджетного финансирования по направлениям ЕФЦП, млн руб

№ п/п	Направление ЕФЦП	Всего	в том числе по направлениям расходов:		
			НИОКР	Капитальные вложения	Прочие текущие расходы
1.	Ядерно- и радиационно-опасные объекты	3848,97	723,7	3116,89	8,38
2.	Защита населения, реабилитация загрязненных территорий и контроль радиационной обстановки	1055,83	453,49	269,14	333,2
3.	Здравоохранение и охрана окружающей среды от радиационного воздействия	609,7	371,23	-	238,47
4.	Неотложные меры по научно-техническому обеспечению задач ядерной и радиационной безопасности	365,4	365,4	-	-
5.	Нормативно-правовое регулирование программных мероприятий ЕФЦП	186,44	161,44	25	-
	ИТОГО	6066,33	2075,26	3411,03	580,04

5.7 Итоги межведомственного обсуждения приоритетов в реализации утвержденной Правительством программы.

Уже на этапе разработки Программы стало ясно, что реальные возможности финансирования программы за счет бюджета не соответствуют объемам предстоящих работ. Поэтому принципиально важным является привлечение внебюджетных источников финансирования. Значительным потенциалом в этой области обладают предприятия Минатома России. За последние два года Минатом увеличил более, чем в два раза вложение внебюджетных средств в решение экологических проблем, накопленных в результате прошлой оборонной деятельности. Минатом России рассматривает новые возможности значительного увеличения внебюджетных средств на решение экологических проблем за счет расширения экспортных услуг на мировом рынке, в том числе и по обращению с ОЯТ АЭС. Однако эффективная реализация подобного подхода требует неотложного решения ряда вопросов. Чрезвычайно важной является выработка совместного межведомственного подхода в определении объективных критериев оценки и приоритетов в очередности решения экологических проблем ядерной и радиационной безопасности. По мнению представителей многих ведомств, этот подход должен базироваться на ранжировании совокупных рисков для населения и окружающей среды, связанных с ядерной и радиационной опасностью и другими факторами. Механизмом выработки общих критериев и приоритетов может стать межведомственный совет на базе Российской Академии Наук. Эффективной реализации работ по снижению экологических рисков в значительной мере препятствует несовершенство нормативно-правовой базы в рассматриваемой области. По мнению Госкомэкологии, поддержанному Минатомом и рядом других ведомств, в ближайшее время с целью гармонизации функций государственного управления и государственного регулирования безопасности в области использования атомной энергии должна быть активизирована работа по пересмотру отдельных положений ряда федеральных законов: «Об использовании атомной

энергии”, “О радиационной безопасности населения”, “Об охране окружающей природной среды”, а также указов Президента Российской Федерации и постановлений Правительства Российской Федерации в этой области. Кроме этого, следует ускорить доработку таких законопроектов, как “Об обращении с радиоактивными отходами” и ряд других.

Важную роль в практическом решении накопившихся проблем в законодательно-нормативной и регулирующей деятельности может сыграть Совет программы (представители Федеральных ведомств и субъектов РФ), предусмотренный в структуре управления ФЦП. Успешность решения задач ликвидации последствий гонки ядерных вооружений во многом связана с гармонизацией законодательства России в области использования атомной энергии и охраны окружающей среды и приведение его в соответствие с реальными интересами России в области экологической безопасности и экономического развития. В противном случае решение даже самых острых проблем обеспечения безопасности и защиты окружающей среды растянется на многие годы.

6. ПРИЛОЖЕНИЯ

6.1. Последствия радиационных аварий и облучение населения России.

Обсуждение рисков, связанных с обращением с ОЯТ побуждает вернуться к вопросу о последствиях радиационных аварий. Уже в 50-х годах к анализу последствий радиационных аварий для здоровья населения и окружающей среды были привлечены крупные научные коллективы. Медицинские наблюдения были организованы и за здоровьем наблюдения персонала, работавшего на ПО МАЯК, поскольку в первые годы работы дозы облучения работников радиохимического и ряда других производств можно было считать аварийными (более 1000 мЗв/год). Результаты детальных исследований радиологических последствий принципиально важны, поскольку они охватывают почти 50 летний исторический интервал, за который должны были реализоваться все ожидавшиеся последствия, в том числе и связанные с генетическими нарушениями. Краткие результаты исследований таковы: река Теча – к моменту переселения дозы облучения жителей верховьев реки достигали 1500 мЗв. Среди них было выявлено 940 лиц с признаками хронической лучевой болезни. Значительная часть диагнозов впоследствии была снята. В основном в первые два года после начала облучения была зафиксирована избыточная смертность населения. Последующее долговременное наблюдение за облученной когортой (70 тыс. чел.) выявило повышение онкозаболеваемости, в том числе по лейкозам (37 случаев) и ряду других новообразований. Определенные коэффициенты риска развития отдаленных эффектов в целом соответствовали данным, полученным по японской когорте, подвергшейся облучению в результате атомной бомбардировки. Близкие результаты были получены и по персоналу ПО “МАЯК” – повышение частоты острых лейкозов и рака легкого как следствие ингаляционного поступления плутония. Практически одинаковый результат был зафиксирован в ходе наблюдений за детьми и внуками лиц, подвергшихся радиационному воздействию. И в Японии и по реке Теча и по персоналу ПО МАЯК не было выявлено каких-либо наследственных эффектов. Авария на ПО “МАЯК” в 1957 году не привела к каким-либо серьезным медицинским последствиям для персонала и населения. Около 150 солдат охраны получили дозы порядка 1 Зв. У них были выявлены лучевые реакции в виде непродолжительного изменения количества лейкоцитов периферической крови, которые нормализовались через 1-2 недели. Дозы 1150 жителей населенных пунктов, оказавшихся в наиболее загрязненной части следа, к моменту эвакуации не превысили 520 мЗв. У остальных жителей, отселенных в более поздний период, дозы облучения находились в диапазоне от 200 до 400 мЗв. Последующее долговременное медицинское наблюдение не выявило каких-либо отклонений в состоянии здоровья подвергшегося облучению населения.

Авария на ЧАЭС. Непосредственно сразу после аварии серьезному облучению подверглось более 200 работников станции и пожарных, участвовавших в тушении пожара в непосредственной близости от аварийного блока. У 134 пострадавших развилась острая лучевая болезнь. Более 30-ти их них умерло в течение нескольких месяцев. Острая лучевая болезнь существенно сказалась на состоянии здоровья. Однако большинство перенесших лучевую болезнь живы по настоящее время. В оценке последствий аварии на ЧАЭС существуют серьезные противоречия между объективными данными и их восприятием обществом. К пострадавшим от аварии причислены миллионы людей, которым выплачиваются льготы и компенсации. Однако объективная картина, которая основана на результатах детальных радиоэкологических и медицинских исследований, совершенно иная. К работам по ликвидации последствий аварии было привлечено неоправданно большое число лиц, призванных выполнять зачастую

нереальные задачи. Однако подавляющая часть ликвидаторов получили дозы, заведомо не представляющие какой-либо опасности. Тем не менее, детальные медицинские наблюдения за когортой ликвидаторов позволили выявить повышение заболеваемости лейкозами среди ликвидаторов 1986 года. Это повышение оказалось соответствующим прогнозу. Трудно дать конкретную цифру, поскольку не существует какой-либо специфики развития радиационно-индуцированного лейкоза, однако к чернобыльским смертям можно отнести до 50 лейкозов, из них половина – среди 116 тысяч участников работ по ЛПА из России. Сразу после аварии потребовалась эвакуация более 100 тыс. жителей. Но последующее переселение почти двухсот тысяч жителей ничем не оправданно. Дозы, предотвращенные в результате этой меры, в 20 и более раз меньше минимальной рекомендуемой МКРЗ дозы, при которой переселение считается оправданным. Необходимо отметить, что и переселение и отчуждение территорий характерно для многих видов промышленной деятельности. Создание каскада водохранилищ на Днепре, например, привело к отчуждению более 4 тысяч квадратных километров. Это гораздо больше чернобыльской зоны отчуждения. Из зон затопления были переселены сотни тысяч жителей. Ряд защитных мер, таких как быстрая йодная профилактика, реализован не был, что вызвало со временем рост новообразований щитовидной железы. Эти последствия можно было своевременно предотвратить. Но позже, к концу 80-х годов, была реализована масштабная программа по ранней диагностике патологий щитовидной железы, что позволило выявить, например, в Брянской области 109 заболеваний на ранней стадии, из них 36 радиационно обусловленных. Быстрое оперативное вмешательство практически полностью исключило смертельные исходы. Других радиологических последствий аварии для населения не отмечено. Принципиально важно, что в результате кропотливых эпидемиологических исследований не выявлено роста лейкозов среди населения – наиболее достоверно изученного эффекта действия радиации, который реализуется в первые десять лет после облучения. В настоящее время на подавляющем большинстве загрязненных территорий радиационная обстановка нормализовалась, хотя эти территории по-прежнему называются зонами радиоактивного загрязнения. О сколь либо значимых дозах можно говорить лишь в зоне отселения, где накопленные дозы превысили 50 мЗв. В сумме в Белоруссии, на Украине и в России это менее 100 тыс. жителей. Напомним, что 50 мЗв соответствует пяти рентгеноскопическим процедурам.

В соответствии с Федеральным законом “О радиационной безопасности населения” и Постановлением Правительства РФ от 28.01.97 №93 Министерством здравоохранения начата работа по радиационно-гигиенической паспортизации организаций и территорий^{*)}. Результаты паспортизации показывают, что ведущим фактором облучения населения являются природные источники (прежде всего, радон в воздухе помещений) и медицинские рентгенодиагностические процедуры, в несколько раз превышающие вклад в коллективную дозу облучения населения аварийных загрязнений (таблица 1). Обращает на себя внимание тот факт, что на всех территориях, независимо от наличия послеаварийных загрязнений (Чернобыльская авария, в результате деятельности ПО “Маяк” или Семипалатинского полигона) в структуре коллективных доз облучения населения ведущее место занимают природные и медицинские источники ионизирующего излучения. При этом вклад в коллективную дозу облучения населения Брянской области чернобыльских выпадений не превышает 10%. С точки зрения радиационной безопасности принципиально важен факт неравномерности облучения населения в медицинских целях. По ряду областей средние дозы облучения превышают 2 мЗв (в Вологодской области 3 мЗв/год). Происходит это в результате чрезвычайно высокой интенсивности рентгеноскопических процедур.

Табл.18. Структура коллективных доз по различным регионам Российской Федерации в 1998 году.

Область	Облучение от природных ИИИ, %	Медицинское облучение, %	Глобальные выпадения и аварии, %	Предприятия, использующие ИИИ, %
<i>Зона ЧАЭС:</i>				
Брянская область	51,9	37,3	10,79	0,01
Калужская область	74,9	24,0	0,92	0,18
Орловская область	64,0	32,7	3,27	0,03
<i>Зона ПО “Маяк”</i>				
Свердловская область	58,7	39,5	1,66	0,14
Челябинская область	74,5	24,7	0,56	0,24
<i>Зона испытаний ЯО:</i>				

Алтайский край	81,9	17,8	0,29	0,01
<i>Действующие АЭС:</i>				
Воронежская	62,4	36,9	0,59	0,11
Мурманская	73,6	25,5	0,64	0,26
Смоленская	58,5	39,8	1,66	0,04

Дозы медицинского облучения определяются в основном состоянием технического оснащения рентгенологии и профессиональной подготовкой рентгенологов. По сравнению с развитыми странами в России в настоящее время наблюдается недостаток современных рентгеновских аппаратов. Продолжается выпуск в России и ввоз в страну аппаратов с высокими уровнями облучения пациентов. Примерно еще одну треть дозы дают нерегулируемые природные источники излучения: космические лучи, фоновое излучение от естественных радионуклидов находящихся в почве и материалах. Еще одну треть суммарной дозы облучения человека обуславливает регулируемый природный источник излучения — радон в жилых и общественных зданиях. В России есть значительные территории интенсивного радоновыделения из почв, создающие предпосылки для большого поступления радона в дома и существенного облучения человека - на северо-западе России в 100 км полосе вокруг Финского залива, на Алтае, Северном Кавказе, в Забайкалье и в Центральной России. В этих регионах возможны весьма высокие дозы. По оценкам специалистов Минздрава более 1 млн жителей России подвергаются дома облучению в дозе более 20 мЗв в год, что соответствует средней дозе облучения 50 тыс. работников атомной промышленности, работающих в контролируемых условиях. Еще более значительному облучению в ряде случаев подвергаются работники подземных сооружений. Так, по данным Института радиационной гигиены, годовые дозы облучения горняков неурановых шахт могут достигать 450 мЗв. Напомним, что обычная деятельность предприятий Минатома и других отраслей промышленности, использующих ионизирующие излучения составляет сотые доли процента от общих доз облучения населения.

6.2. Справочные материалы Минатома России к заседанию Правительства РФ.

В рамках подготовки к заседанию Правительства Департаментами Минатома были подготовлены справочные материалы по состоянию дел в области ядерной и радиационной безопасности. Кратко перечислим выявленные проблемы по основным компонентам отрасли.

6.2.1 Добыча, переработка руды и производство топлива

При добыче и переработке урановой руды радиационная опасность для персонала связана с выделением радона при проведении горных работ и складированием хвостов после извлечения урана из руды в хвостохранилище. В г. Лермонтов (Ставропольский край), где с 1954г. по 1991г. производилась добыча и переработка урановых руд, отходы производства сбрасывались в хвостохранилище, площадь которого в настоящее время составляет 81,2 га. На нем складировано 12,3 млн м³ отходов уранового производства суммарной активностью 45,6 тыс. Ки. Не смотря на то, что вклад хвостохранилища в облучение населения пренебрежимо мал, Минатомом России под давлением общественного мнения разработан и утвержден проект рекультивации хвостохранилища, который будет реализован в течение 8 лет. Необходимо отметить, что выделение радона и образование дочерних продуктов его распада являются глобальными природными явлениями, происходящими, в особенности, в горных и ураноносных районах. Поэтому повышенный природный радоновый фон имеет место не только в г.Лермонтове, но и во всем регионе Кавказских Минеральных Вод. Ангарский электролизный химический комбинат. Аварийных ситуаций, которые могли бы привести к возникновению СЦР, к переоблучению персонала, к выходу радиоактивных веществ в окружающую среду за весь период деятельности комбината не было. По заключению Центра Госсанэпиднадзора радиационная обстановка на территории АЭХК, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения за 1999г. удовлетворительная. Выбросы и сбросы на четыре-пять порядков ниже допустимых. Предприятия топливно-ядерного цикла, входящие в ОАО "ТВЭЛ", обеспечивают надлежащий учет, контроль и физическую защиту делящихся ядерных материалов и радиоактивных веществ в соответствии с действующими нормативными документами. ПТЦ имеют 184,42 га загрязненных территорий. Загрязнения связаны главным образом с хвостохранилищами, которые сооружались на начальном этапе деятельности предприятий без устройства противодиффузионных защитных мер.

Негативное влияние хвостохранилищ на окружающую среду сохраняется и в настоящее время из-за продолжения их эксплуатации на МСЗ, ЧМЗ и НЗХК. За последние годы обострилась обстановка на НЗХК, связанная с эксплуатацией хвостохранилища, дамба которого не отвечает гидротехническим и строительным требованиям. На МЗП требуется реабилитация склона берега Москвы-реки из-за его

оползневого характера. В поселке Бaley Читинской области имеются загрязнения жилого фонда и зданий соцкультбыта. Выполненные предприятиями оценки необходимых затрат на природоохранные мероприятия дали величину 1811.85 млн руб, в том числе по НЗХК – 1034 млн руб, ЧМЗ – 391 млн руб., МСЗ – 208.5 млн руб, МЗП – 95.1 млн руб.

Для внедрения новых Норм радиационной безопасности НРБ-99 и ОСПОРБ на предприятиях отрасли разработаны программы, включающие первоочередные организационные и технические мероприятия 1-го этапа с затратами около 900 млн рублей. Они включают, главным образом, техническое переоснащение средств контроля дозслужб, проведением НИР и ОКР, методическим обеспечением, обучением и аттестацией персонала.

6.2.2 Комбинаты ядерно-топливного цикла

Ядерный топливный цикл (ЯТЦ) атомной энергетики включает все операции, связанные с: изготовлением ядерного топлива; облучением свежего топлива в реакторе АЭС для производства электроэнергии; хранением и переработкой отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), рециклированием (повторным использованием) невыгоревшего урана и наработанного плутония, кондиционированием радиоактивных отходов — в замкнутом цикле; хранением и окончательной изоляцией ОЯТ в глубоких геологических формациях — в открытом цикле (без переработки).

Ситуация на крупнейших комбинатах ЯТЦ.

Сибирский химический комбинат — СХК (г.Северск Томской области) является крупнейшим в мировом масштабе предприятием по производству плутония, урана, трансурановых элементов.

Деятельность СХК сопровождалась образованием большого количества жидких и твердых РАО, газо-аэрозольных выбросов. Общее количество РАО, находящихся в поверхностных и подземных (геологических) хранилищах, оценивается как 1130 млн Ки. Из них 900 млн Ки или 40,3 млн м³ захоронено в поглощающие геологические горизонты. В них РАО локализованы в установленных границах и не воздействуют на окружающую среду. В настоящее время сбросы и выбросы радиоактивных веществ осуществляются в пределах ниже установленных норм (по выбросам – 0.2-0.3% от предельно допустимых нормативов). В результате предшествующей деятельности СХК и ряда инцидентов в районе промзоны сформировался устойчивый повышенный фон радиоактивных загрязнений, требующий определенных ограничений природопользования. Хотя после вывода из эксплуатации реакторов РЗ-5 в 1993 году радиационная обстановка в районе комбината улучшилась, что позволяет обратиться в ФУМБЭП при Минздраве РФ с предложением о снятии в протоке Чернильщикова режима санитарно-защитной зоны и соответствующих ограничений по ее использованию. В принятой в начальный период схеме обращения с ЖРО используются открытые хранилища отходов, которые представляют собой специальные гидротехнические сооружения: бассейны Б-1, Б-2, пульпохранилища ПХ-1, 2, бассейн Б-25, водохранилища 3, 4. Данные контроля содержания радионуклидов в почвах санитарно-защитной зоны комбината показывают значения близкие к глобальным. Однако в районе расположения открытых хранилищ имеются серьезные загрязнения почвы. Их площадь – 10 кв. км, включая водоемы-хранилища. Для снижения потенциальной опасности производств комбинатом планируются и выполняются работы по совершенствованию систем обеспечения и контроля ядерной и радиационной безопасности, технологических процессов и систем управления, проводится реконструкция очистных сооружений, консервация и ликвидация открытых хранилищ ЖРО. На СХК установлен перечень возможных аварий, масштабы воздействия которых могут выйти за пределы промышленных площадок заводов комбината и требуют защиты как персонала, так и населения. Представляется необходимой реализация мер, направленных на повышение устойчивости функционирования соответствующей инфраструктуры населенных пунктов в районе расположения комбината и обеспечение радиационной защиты населения.

Комбинатом определен перечень приоритетных мероприятий по снижению радиационной опасности для населения и окружающей среды. Объем затрат на их реализацию – не менее 3670 млн руб.

На Горно-химическом комбинате — ГХК (г. Железногорск Красноярского края) действует реакторное производство, радиохимический завод по переработке реакторного топлива, не подлежащего хранению, хранилище ОЯТ АЭС с реакторами ВВЭР-1000, цех переработки отходов. Образовавшиеся жидкие РАО направлялись в открытые поверхностные хранилища, хранились в специальных сооружениях, захоранивались в глубоководных поглощающих геологических горизонтах. Общее количество РАО, находящихся в поверхностных и подземных (геологических) хранилищах оценивается как 450 млн Ки. Имеется хранилище твердых отходов. Донные отложения реки Енисей и пойменные участки загрязнены радиоактивными нуклидами за счет сбросов с 2-х прямоточных реакторов, остановленных в 1992 г. В

настоящее время сбросы предприятия не превышают установленных норм. Активность радиоактивных веществ в воздухе на 6 порядков ниже, чем предельно допустимая. На комбинате имеется возможность продолжения захоронения жидких РАО в глубокие поглощающие горизонты.

За сорокалетний период эксплуатации военных производств на Горно-химическом комбинате накопились следующие проблемы, связанные с ядерной и радиационной безопасностью:

1. Проблемы, связанные с продолжением работы реактора АДЭ-2.

Более десяти лет отработавшие блоки ДАВ-90 не отправляются на переработку, а хранятся в бассейне выдержки, где их накоплено около 28 тысяч отработавших блоков. Длительное хранение блоков без переработки может привести к коррозионному разрушению блоков, накоплению урана-235 в илах бассейна выдержки и в охлаждающей воде. После снятия Государственного оборонного заказа в 1995 году предприятие вынуждено хранить нарабатываемый диоксид плутония на своей территории, используя для этих целей временное хранилище. Существующего резерва хранилища хватит примерно на два года.

2. Проблемы, связанные с работой радиохимического завода.

За время работы радиохимического завода в емкостях-хранилищах накоплено 6700 м³ осадков пульпы суммарной активностью более 100 млн Ки.

3. Проблемы, связанные с работой изотопно-химического завода.

Необходимо переработать пульпы, накопленные в емкостях-хранилищах (700 м³ осадков-пульпы высокоактивных отходов суммарной активностью более одного миллиона Ки) и в открытых бассейнах (20000 м³ пульпы активностью примерно 80 тыс. Ки).

4. При выводе из эксплуатации основных производств комбината образуется большое количество твердых РАО, в связи с чем необходимо строительство новых хранилищ ТРО.

5. На Горно-химическом комбинате хранится государственный запас препаратов радия (около 1200 г). Препараты радия хранятся в запаянных стеклянных ампулах около 45 лет.

6. Проблема хранения ОЯТ АЭС. Строительство завода РТ-2 отложено на неопределенный срок. Между тем для обеспечения безопасной эксплуатации АЭС России необходимо создание хранилища, которое позволило бы осуществлять хранение ОЯТ АЭС с реакторами не только ВВЭР-1000, но и РБМК-1000. Для создания пускового комплекса хранилища на 10000 т требуется 2,5 млрд руб.

На ПО "Маяк" (г.Озерск Челябинской обл.) работают 2 реактора, завод переработки облученного ядерного топлива РТ-1, производства тепловыделяющих сборок, радиоактивных источников и препаратов, технологические установки по переработке РАО. Строительство Южно-Уральской АЭС законсервировано. На начальном этапе работы предприятия жидкие РАО сбрасывались в р.Теча. В последующем в верхней части реки был построен каскад водоемов. Большая часть (по активности) жидких радиоактивных отходов сбрасывалась в озеро Карачай (водоём 9) и "Старое болото". Пойма реки и донные отложения загрязнены, иловые отложения в верхней части реки рассматриваются как твердые РАО. Подземные воды в районе оз. Карачай и Теченского каскада водоемов загрязнены.

Табл.19. Основные характеристики объектов Теченского каскада водоемов

Объект	Площадь водоема, 10 ⁶ м ²	Объем воды, 10 ⁶ м ³	Общий запас в водоеме, кКи
В - 3	0,8	0,785	18,5
В - 4	1,3	4,0	7,4
В - 10	18,0	73,5	277
В - 11	44,2	230	74
Всего	64,3	308	377

В 1991 г. была введена в эксплуатацию установка остеклования высокоактивных отходов. В 1997 г. установка была закрыта, осуществляется строительство новой установки. Район ПО "Маяк" характеризуется высокой степенью загрязненности в результате аварии 1957 г. (взрыв емкости с жидкими РАО и образование Восточно-Уральского следа), ветрового уноса 1967 г. с берега оз. Карачай и предшествующей деятельности основных производств при выполнении оборонных программ.

Табл.20. Характеристика непроточных водоемов ПО "МАЯК" (1994 г.)

Водоемы, ГТС. Год	Назначение	Площадь водоема, км ²	Объем воды, Ч 10 ⁶ м ³	Запас активности, кКи
Водоём №17 (бывшее "Старое болото"), 1949	Прием и хранение среднеактивных ЖРО	0,13	0,24	2000
Водоём № 9 (бывшее оз. Карачай), 1951	Прием и хранение среднеактивных ЖРО	0,13	0,32	120000
Водоём № 6 (оз. Татыш), 1950	Прием и хранение низкоактивных ЖРО	3,6	16,1	0,3

Первоочередными работами, без выполнения которых невозможно обеспечить предотвращение риска возможных аварий и радиационную безопасность населения в регионе, являются: полное закрытие акватории оз.Карачай; завершение строительства цеха отверждения жидких среднеактивных отходов; перевод жидких высокоактивных отходов в твердые, безопасные при хранении формы путем остекловывания; ликвидация таких источников радиоактивного загрязнения территории, как выведенные из эксплуатации и имеющие высокие уровни загрязнения (в том числе и плутонием) технологические здания; экологическая реабилитация (ликвидация) водоема № 17, который после ликвидации оз. Карачай станет основным источником потенциальной радиационной опасности; стабилизация и снижение уровня воды в Теченском каскаде промышленных водоемов; локализация загрязненных подземных вод, сформировавшихся под оз. Карачай.

Накопившиеся экономические проблемы носят федеральный характер.

Ввод в эксплуатацию Южно-Уральской АС позволил бы решить комплекс экологических, социально-политических и энергетических задач государственного и регионального масштаба, среди которых: утилизация накопленных запасов энергетического и оружейного плутония; отработка в промышленных масштабах всех звеньев замкнутого ядерного топливного цикла, в том числе утилизация радиоактивных отходов ядерного комплекса России; конверсия ядерных производств ПО "Маяк" и решение с учетом этого социально-экономических проблемы г. Озерск, в котором ПО "Маяк" является градообразующим предприятием; улучшение обеспечения электроэнергией дефицитной Челябинской энергосистемы. При достаточном финансировании строительства пуск энергоблока №1 Южно-Уральской АС возможен в 2008 году.

В части обеспечения ядерной безопасности при производстве, хранении и транспортировании делящихся материалов на ПО МАЯК имеются проблемы, требующие решений, в том числе централизованного финансирования. К ним можно отнести: Плановая замена оборудования типа "О" на оборудование типа "Б" и "ПКЗ" на заводах 235 и 20. Завершение строительства хранилища ОЯТ в зд. 801 А для приема ОЯТ ВМФ и ВВЭР-1000. Строительство модульного пристроя в комплексе хранилища 142 для хранения продуктов переработки ОЯТ, т.к. емкость реконструируемого хранилища 142 будет полностью исчерпана не позднее 2008 г. Организация специализированного складского помещения для поступающих контейнеров (типа АТ-316) с ядерными зарядами, предназначенными для утилизации, а также для временного хранения контейнеров типа АТ-400 с ядерными материалами, полученными при утилизации ядерных зарядов. Обновление парка специализированных вагонов (3 шт. модель 61-507), срок эксплуатации которых последовательно заканчивается в 2001-2003 гг. Модернизация мест приема (погрузки, выгрузки) большегрузных ТЗУ (на 24 контейнера) в отделе 7 и заводе 20. Доработка и замена приборов и методов ядерно-физического контроля параметров ядерной безопасности в связи с переходом завода 20 только на возвратный плутоний и регенерированный уран и изменением содержания в них соответственно америция-241 и урана-232. Разработка современных технических средств контроля содержания делящихся материалов в сбросных отходах химико-металлургического производства.

На всех трех комбинатах имеются проблемы с введением НРБ-99.

Полный объем затрат на выполнение этих мероприятий только по ПО "МАЯК" составляет 1230,5 млн руб. Из них самые дорогостоящие — это технические мероприятия, учитывающие проектирование,

изготовление и монтаж дополнительной биологической защиты установок, камер и аппаратов, изготовление дистанционных устройств для загрузки ТРО, установок предварительной дезактивации оборудования и др. Этот переход представляется неоправданно дорогой с точки зрения реального снижения рисков мерой. Несмотря на усилия комбинатов по ликвидации накопившихся в результате производства оружия экологических проблем, собственных средств для их решения недостаточно. Проблемы носят федеральный характер. Одним из возможных путей решения экологических проблем было бы привлечение иностранных средств для оплаты переработки ввозимого иностранного отработанного топлива.

Всего потребность финансирования для решения вышеперечисленных экологических проблем по ЯТЦ составляет 6850 млн руб. до 2010 года.

6.2.3 Ситуация на предприятиях, осуществляющих заключительную стадию ЯТЦ

Сегодняшняя ситуация на предприятиях Минатома России, обеспечивающих заключительную стадию ЯТЦ, характеризуется следующими особенностями. Комплекс завода РТ-1 в настоящее время является единственным в стране заводом по регенерации ОЯТ атомной энергетики, эксплуатируется более 20 лет и имеет большую степень износа оборудования. До вывода его из эксплуатации остается менее 10 лет. В 1992 г. принято решение о расконсервации завода РТ-2 и выдано задание на корректировку ТЭО. Отработавшее топливо ВВЭР-1000 и РБМК-1000 хранится в пристанционных бассейнах выдержки и в централизованном мокром бассейне-хранилище Горно-химического комбината (1-ая очередь завода РТ-2). При существующих темпах поступления ОЯТ ВВЭР-1000 с российских и украинских АЭС имеющийся ресурс емкости этого хранилища будет исчерпан к 2005 году. В эти же сроки будут заполнены бассейны выдержки АЭС с реакторами РБМК. Минатом России считает целесообразным переход к длительному сухому хранению ОЯТ ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Для этого планируется создание на Горно-химическом комбинате (г. Железногорск Красноярского края) централизованного сухого хранилища на 33000 тонн отработавшего топлива, общий объем инвестиций на это хранилище составит 500 млн долларов. Одновременно с переработкой ОЯТ АЭС завод РТ-1 занят регенерацией ОЯТ выведенных из эксплуатации атомных подводных лодок ВМФ. В настоящее время на базах ВМФ находится ОЯТ АПЛ в количестве 118 т. В 1999 г. ПО "Маяк" вывез и переработал ОЯТ ВМФ 5,5 т. С пуском в эксплуатацию одной реконструированной цепочки завод РТ-1 может перерабатывать на двух технологических цепочках до 15 тонн ОЯТ ВМФ в год. В середине 2000 г. должен быть изготовлен и пущен в эксплуатацию второй эшелон из четырех вагонов ТК-ВГ-18. Это позволит транспортировать на ПО "Маяк" до 15 т. ОЯТ ВМФ в год. В настоящее время продолжается обсуждение с США о финансировании изготовления третьего эшелона вагонов ТК-ВГ-18, что позволит увеличить количество вывозимого с баз ВМФ ОЯТ до 20 т/год. Таким образом, в течение 2001-2004 гг. возможен вывоз и переработка 50-60 т. ОЯТ ВМФ. Для решения вышеперечисленных проблем замкнутого топливного цикла потребуется не менее 750 млн долларов США.

6.2.4 О ядерной и радиационной безопасности при разработке, производстве и утилизации ядерных боеприпасов.

Федеральные ядерные центры (ФЯЦ) являются разработчиками ядерных зарядов (ЯЗ) и ядерных боеприпасов (ЯБП). Работы по испытаниям, изготовлению и хранению образцов ЯЗ, ЯБП и их компонентов, по исследованиям, в том числе на исследовательских ядерных реакторах и стендах критических сборок, проводятся в строгом соответствии с действующими в отрасли правилами, нормами и другой нормативной документацией. Обеспечение ЯРБ является основой при выборе места размещения производственных площадок, проектирования промышленных зданий и сооружений, предназначенных для работ с делящимися материалами (ДМ), радиоактивными веществами (РВ) и источниками ионизирующих излучений (ИИИ), размещения в зданиях и сооружениях необходимого оборудования и приборов. Испытательные площадки и полигоны расположены на достаточном расстоянии от жилых зон и других промышленных площадок. ЯРБ при производстве, хранении и транспортировании и утилизации ЯЗ, ЯБП на предприятиях ДР ЯБП обеспечивается техническими (конструктивными) и организационно-техническими мерами. В настоящее время для обеспечения ЯРБ в соответствии с современными требованиями предприятиями приняты следующие меры: особо опасные операции, связанные с разборкой и сборкой ЯЗ, проводятся только в железобетонных локализирующих кабинах, что в значительной степени снижает вероятность выброса аэрозолей плутония (обогащенного урана) в окружающую среду при аварийных ситуациях, при этом последовательность и порядок выполнения этих операций документируются системой аудиовидеозаписи; разработаны и внедрены в серийное производство транспортно-защитные устройства и защитные контейнеры, обеспечивающие защиту ЯБП, ЯЗ при пожаре, падении, простреле при транспортировании, хранении, погрузочно-выгрузочных работах; разработана система организационно-

технических мероприятий, исключая возможность группового подрыва ЯЗ, ЯБП при изготовлении и разборке; разработаны и внедрены удовлетворяющие требованиям МАГАТЭ контейнеры для хранения и транспортирования деталей из плутония и оружейного урана; внедряются современные автоматизированные средства обнаружения и ликвидации загораний в местах хранения. В текущем году на комбинате “ЭХП” завершается строительство 1-й очереди заглубленного склада, отвечающего современным требованиям обеспечения ЯРБ.

Для повышения безопасности ЯЗ и ЯБП в аварийных условиях при их создании и модернизации разрабатываются и внедряются различные предохранительные устройства и защитные средства, основным из которых на сегодня является индивидуальный защитный контейнер.

Вместе с тем, на обеспечение ЯРБ на предприятиях необходимы: Замена изношенного и морально устаревшего оборудования. Реконструкция и капитальный ремонт большинства зданий (постройки 50-х — начала 60-х годов). Реконструкция пунктов захоронения радиоактивных отходов. Повышение социальной защищенности работников предприятий ядерно-оружейного комплекса и привлечение талантливых молодых специалистов для работы на ядерно-, радиационно-опасных участках. Возраст большинства ведущих специалистов достигает пенсионного (50-55 лет).

Ядерная и радиационная безопасность ЯЗ и ЯБП на предприятиях Департамента промышленности ядерных боеприпасов обеспечивается техническими (конструктивными) и организационно-техническими мерами. Безопасность функционирования предприятий обеспечивается реализацией мероприятий, предусмотренных федеральным законом о ЗАТО и разработанным на его основе “Положением о порядке обеспечения особого режима ЗАТО Минатома России”. Требования безопасности функционирования решаются обеспечением режима, охраны, физической защиты и противодействия ядерному терроризму. ЯРБ при производстве и утилизации ЯБП обеспечивается организацией строгого выполнения требований законов, правовых актов, федеральных и отраслевых НД. Для обеспечения контроля состояния ЯРБ при производстве и утилизации ЯБП на предприятиях создана специальная служба, которая возглавляется заместителем главного инженера по спецбезопасности. Большое значение для обеспечения ЯРБ имеет организация Департаментом ведомственных проверок состояния спецбезопасности предприятий, которые проводятся ежегодно в соответствии с утвержденным Министром (01.07.98 г.) Положением. Предприятия Департамента вместе с институтами отрасли участвуют в совершенствовании ЯРБ при проведении работ на ядерно- и радиационно-опасных объектах.

6.2.5 О ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации атомных электростанций и исследовательских ядерных установок и выводе их из эксплуатации.

В 1999г. в России находились в эксплуатации 29 энергоблоков установленной мощностью 21242 МВт. В течение 1999 г. энергоблоки работали устойчиво, на АЭС России выработано 120010,6 млн кВт.ч, что составило 115,96% от выработки прошлого года. На АЭС России в 1999 году произошло 88 нарушений в работе, что в 1,2 раза меньше по сравнению с прошлым годом. Однако, ряд нарушений продолжают повторяться из года в год из-за недостаточности корректирующих мер и, в основном, из-за отсутствия достаточного финансирования работ по их реализации.

Табл.21. Коэффициент использования установленной мощности (КИУМ)

Тип АЭС	1998 г	1999г.
АЭС с ВВЭР	58,18	60,75
АЭС с РБМК и несерийными блоками	53,50	67,57
Всего	55,62	67,57

Табл.22. Тарифы на электроэнергию и рост цен поставщиков АЭС

	В среднем за 1999г.	Изменение за 1998-99гг.
Относительный рост цен на продукцию поставщиков	1,58	1,94
Относительный рост потребительских цен	1,35	2,46

Средний тариф на электроэнергию по всем АЭС (руб./МВт час)	154	0,98
Средний тариф на электроэнергию		
ГРЭС РАО "ЕЭС России" (руб./МВт час.)		217

Табл.23. Нарушения в работе АЭС

Тип АЭС	1998 г	1999г.
АЭС с ВВЭР	34	36
АЭС с РБМК и несерийными блоками	68	52
Всего	102	88

Анализ состояния радиационной безопасности на АЭС в 1999 г. показывает, что радиационная обстановка на всех энергоблоках вполне удовлетворительная. Дозовые пределы облучения при эксплуатации АЭС не превышались, и имеется устойчивая тенденция к снижению облучаемости персонала АЭС. Фактические выбросы АЭС значительно ниже допустимых значений. Выбросы АЭС создают дозу облучения населения в районах расположения АЭС менее 10 мкЗв/год, т.е. 1% от годовой дозы, создаваемой естественной радиацией. Фактические сбросы радионуклидов с жидкими стоками АЭС также ниже допустимых величин и создают дозу для отдельных лиц населения не более 2% от дозы, обусловленной естественным радиационным фоном.

Основными приоритетами по обеспечению ЯРБ являются: Реконструкция действующих энергоблоков с целью повышения безопасности. Продление срока эксплуатации энергоблоков для обеспечения экономической базы безопасного вывода из эксплуатации блоков и ввода замещающих мощностей. Решение проблемы промежуточного и конечного обращения с ОЯТ и РАО. Сооружение энергоблоков на базе реакторов повышенной безопасности для замещения энергоблоков, выводимых из эксплуатации. Также необходимы работы по совершенствованию законодательной базы по обеспечению ядерной и радиационной безопасности АЭС, в том числе введение запрета на проведение забастовок, совершенствование КЗоТ с учетом особенностей эксплуатации АЭС, ограничение круга организаций, осуществляющих лицензионно-сертификационную деятельность в отношении АЭС и другие мероприятия.

Для получения внебюджетных средств для решения вышеуказанных проблем необходимо внедрение проектов экспорта продукции радиационных технологий ЛАЭС (Co^{60} , легированный Si и др.).

Для решения проблем ЯРБ исследовательских реакторов и других ядерно- и радиационно-опасных установок необходимы: Замена физически изношенного оборудования. Значительная часть оборудования работает с превышением проектного срока службы или с неустановленным ресурсом. Дополнение действующих установок новыми системами. В частности, резервным щитом управления, автономного энергообеспечения, системой информационной поддержки оператора и т.д. Аттестация и совершенствование используемых для обоснования безопасности и сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов расчетных программ. Разработка нормативной базы по технической диагностике состояния и установления остаточного ресурса оборудования исследовательских реакторов. Подготовка и поддержание необходимого уровня квалификации эксплуатационного и исследовательского персонала исследовательских реакторов.

В области совершенствования законодательной базы по обеспечению ядерной и радиационной безопасности России. Ускорить доработку и принятие Закона об обращении с радиоактивными отходами; Разработать правовую базу, позволяющую решить проблемы нормирования получения радиоактивных отходов; Перенести введение единой годовой эффективной дозы 0,02 Зв с 01.01.2000г. на более поздний срок в виду их неоправданной дороговизны с точки зрения реального снижения риска для персонала.

6.2.6 О ядерной и радиационной безопасности при утилизации атомных подводных лодок и кораблей ВМФ и Минтранса с ядерными энергетическими установками, проблемы береговых баз ВМФ.

К настоящему времени из 183 атомных подводных лодок, выведенных из состава ВМФ, из 120 АПЛ не выгружено отработавшее ядерное топливо. Из-за физического износа и коррозии корпусов уже более 30 АПЛ с ОЯТ на борту потеряли герметичность цистерн главного балласта и могут затонуть.

Табл.24. Вывод АПЛ из эксплуатации.

	Выведено из состава ВМФ	Не выгружено ОЯТ ПЛА (акт.зон)
Северный флот	110	72(135)
Тихоокеанский флот	73	48(91)

На объектах ВМФ в аварийных хранилищах находится более 4500 чехлов с ОЯТ, выгруженного в предыдущие годы при перезарядках реакторов АПЛ (количество ОЯТ эквивалентно активным зонам реакторов 80 АПЛ) и 6 отработавших выемных частей реакторов АПЛ с жидкотеплоносителем. В хранилищах ВМФ накоплено более 14000 м³ жидких и более 26000 м³ твердых РАО.

АПЛ с ядерным топливом на борту, береговые и плавучие хранилища ОЯТ и РАО создают угрозу возникновения крупных радиационных и ядерных аварий, затрагивающих обширные регионы страны и большие контингенты населения.

Стратегия Минатома России состоит в обеспечении скорейшей выгрузки ОЯТ из реакторов АПЛ, выгрузки ОЯТ и РАО из аварийных плавучих и береговых хранилищ и обеспечение безопасного обращения с этими материалами. Реализация долгосрочного плана позволит: к концу 2000 года увеличить темп выгрузки ОЯТ из реакторов подводных лодок до 20-25 АПЛ в год, обеспечив при этом безопасность временного хранения ОЯТ; в 2005-2006 годах завершить выгрузку ОЯТ из реакторов утилизируемых АПЛ, из береговых и плавучих хранилищ, тем самым ликвидировать угрозу возникновения радиационных аварий; снизить экологический риск на радиационно-опасных объектах ВМФ и провести реабилитацию этих объектов.

Табл.25. Финансирование работ по комплексной утилизации АПЛ в 1997-1998 годах составляло около 110-116 млн рублей.

Финансирование млн рублей	1998г (факт)	1999г (факт)	2000г (план)	2001г (прогн)
Федеральный бюджет	116,0	178,68	140,51	
Бюджет по статье "НОУ"	-	387,2	790,55	
Целевой бюджетный фонд Минатома России	-	100,1	192,0	
ВСЕГО	116,0	666,04	1123,06	2540,0

В соответствии с бизнес-планом проекта "Федеральной целевой программы комплексной утилизации атомных подводных лодок" на 2000-2010 годы для финансирования программных мероприятий на весь период реализации необходимо 19,9 млрд рублей. На начальном этапе выполнения Программы (2000-2003 годы) для создания промышленной инфраструктуры ежегодно необходимо выделять 2,5-3,5 млрд рублей.

Безотлагательную выгрузку ОЯТ из реакторов АПЛ, находящихся на плаву в пунктах отстоя, предполагается осуществить за счет: создания на судоремонтных заводах Минэкономики России береговых комплексов выгрузки ОЯТ из реакторов АПЛ; разработки и изготовления упрощенных комплектов оборудования, предназначенного только для выгрузки ОЯТ; осуществления безопасного временного хранения ОЯТ на накопительных площадках судоремонтных заводов с последующим планомерным вывозом его на переработку. Высвобождаемые и вновь создаваемые мощности по обращению с ОЯТ и РАО будут использоваться для бесперебойного обслуживания действующих атомных кораблей ВМФ, выгрузки ОЯТ из береговых и плавучих хранилищ, кондиционирования и захоронения РАО. Общий объем ассигнований на финансирование Программы в 1996-2005 годах запланирован в объеме 8729,4 млрд рублей. Ежегодно для финансирования мероприятий программы из бюджета необходимо выделять по 600-

800 млн. рублей (в ценах 1996 года). Обеспечение радиационной безопасности на всех этапах обращения с РАО и ОЯТ не может быть реализовано без создания современной системы радиоэкологического мониторинга на всех этапах обращения с РАО, начиная с мест их образования до мест их окончательной изоляции, включая мониторинг санитарно-защитных зон и прилегающих к ним территорий. Работы по комплексной утилизации АПЛ актуальны для закрытых территориальных образований Заозерск и Островной Мурманской области, где расположены береговые технические базы, а также для заводов, производящих утилизацию АПЛ.

6.2.7 О ядерных авариях.

С 1953 по 1999 год произошло 13 ядерных аварий на различных заводах Минатома России. Одиннадцать из них произошли до 1979 года. В 1997 г. произошли две аварии: одна на НЗХК без переоблучения персонала и выброса радиоактивности в окружающую среду и другая на исследовательской ядерной установке РФЯЦ ВНИИЭФ, в результате которой один сотрудник получил смертельную дозу и скончался через три недели в клинике. Наибольшее количество аварий — 10 произошло на установках химико-металлургических заводов, производящих и перерабатывающих металлические изделия и отходы из плутония и высокообогащенного урана. Подавляющее число аварий — 12 произошло при обращении с растворами, пульпами ядерных материалов. Главными причинами являлись использование ядерно-опасного оборудования, ошибки, нарушения персонала, недостатки в учете и контроле ядерных материалов при их передачах и подготовке к загрузке в аппараты. Ни одна из ядерных аварий не привела к загрязнению окружающей территории и не представляла угрозы для населения. К настоящему времени накоплен достаточный опыт для того, чтобы сформулировать принципы, требования и нормы ядерной безопасности, позволяющие избежать образования критических систем при обращении с делящимися материалами в условиях промышленного производства. К провоцирующим моментам можно отнести использование разных единиц измерения массы, содержания или концентрации делящихся материалов в пределах одной установки. Провоцирующим моментом является также ошибочное отнесение оборудования к безопасному. Авария в Томске-7 в 1978 г. году и авария в 1997 г. в Новосибирске произошли в оборудовании, которое называлось безопасным, но не являлось таковым на самом деле, хотя в аварию в Новосибирске внесли свою лепту и деформация аппаратов и плохие, с точки зрения ядерной безопасности, технологические решения. К провоцирующим моментам можно отнести и выполнение технологической операции на одном рабочем месте одновременно несколькими операторами. Аварии подтверждают, во-первых, очевидное положение о том, что ядерная безопасность, учет и контроль ядерных материалов — два важнейших, взаимодополняющих вида деятельности, направленных на предотвращение аварий на ядерных установках, т.е. необходимость интегрированного равнозначного подхода к обеспечению безопасности. Анализ имевших место аварий позволяет провести классификацию делящихся материалов по их опасности: наибольшую опасность представляют обогащенный уран и плутоний, а по агрегатному состоянию — их водные растворы или водородсодержащие смеси (из 13 аварий 12 произошло в водородсодержащих системах). Осциллирующий характер СЦР в растворах приводит еще к одному важному моменту — необходимости внешнего вмешательства для прекращения СЦР и для перевода системы в подкритическое состояние. Персонал, находящийся в зоне аварии, испытывает стрессовое состояние и, как показывают результаты аварий, может выполнять действия, неадекватные ситуации. Поэтому единственной реакцией на сигнал аварийной системы должна быть немедленная эвакуация из ядерно-опасной зоны.

6.2.8 Совершенствование системы подготовки кадров

В отрасли существует серьезная проблема с привлечением новых кадров. В наибольшей степени это касается ЯОК. Произошла переориентация в деятельности и ориентирах системы высшего профессионального образования - ВУЗы вынуждены отказаться от отраслевого принципа подготовки специалистов (ликвидированы государственный отраслевой заказ и система государственного распределения молодых специалистов). Отраслевые ВУЗы стали преобразовываться в Технические Университеты. Вторая сторона вопроса заключается в том, что в условиях глобализации и открытости рынков ядерно- и радиационно-опасные производства могут комплектоваться оборудованием различных транснациональных фирм (Вестингауз, Сименс, GE и т.д.). В России следует незамедлительно приступить к созданию отраслевых систем профессиональной послевузовской доподготовки молодых специалистов. Это не может быть задачей Минобразования, теперь это задача отраслевых министерств (если они есть) и промышленных компаний. Задача государственных надзорных органов — контроль и оценка деятельности в данной области обучения кадров.

6.2.9 Россия и мировой рынок услуг по обращению с ОЯТ

В настоящее время в мире только три компании оказывают услуги по переработке ОЯТ. Это французская фирма SOGEMA, британская фирма BNFL и ПО "МАЯК". В 80-х годах было начато строительство нового завода по регенерации топлива РТ-2 на площадке Красноярского горно-химического комбината. Однако в конце 80-х оно было прекращено. Введена только первая очередь – хранилище ОЯТ. Инициатива Минатома предполагает длительное хранение зарубежных ОЯТ и их последующую переработку. Длительное хранение (до 50 лет) не только снимает проблему завершения строительства завода РТ-2, но и серьезно повышает безопасность переработки. Общая активность, в сравнении с активностью топлива после выдержки на АЭС, снижается примерно втрое, а активность ряда радионуклидов, существенно осложняющих переработку, уменьшается на порядки. Емкость рынка и наличие развитой инфраструктуры позволяет надеяться на получение многих миллиардов долларов в течение одного – двух десятилетий. При этом значительную часть прибыли предполагается расходовать на решение проблем ядерного наследия и экологических проблем регионов России. Сегодня Россия успешно осуществляет переработку зарубежного ОЯТ с АЭС, построенных при ее участии. Проекты более широкого ввоза зарубежного ОЯТ на переработку в Россию были инициированы предприятиями и организациями атомной отрасли как наиболее реалистичный путь внебюджетного финансирования неотложных задач, стоящих перед отраслью. В этих целях в 1999 г. на государственном уровне рассматривались варианты законодательно-правового обеспечения возможности реализации таких проектов. Официальные отклики на инициативу Минатома, а также последовавшая дискуссия в прессе показали, что на сегодняшний день в обществе нет консенсуса по путям решения проблем ядерного наследия гонки вооружений и обеспечения радиационной безопасности предприятий ядерного топливного цикла. Открытое и конструктивное обсуждение всего комплекса вопросов, связанных с долгосрочным функционированием атомной отрасли, наталкивается на ряд проблем. Сегодня в общественном сознании господствуют стереотипы, тиражируемые СМИ и далекие от реального положения дел в этой области. В значительной мере это связано и с несбалансированностью государственного регулирования радиационного и других видов экологических рисков. Все ядерные технологии ассоциируются с неоправданно большим риском для населения и окружающей среды. Любые попытки диалога по вопросам развития атомной отрасли вызывают волну критики в ее адрес. Отсутствие в обществе понимания научно-технического потенциала России в этой сфере может явиться причиной отмены новых перспективных проектов, замораживания готовых объектов и отсрочки строительства предприятий по переработке ОЯТ и удалению РАО. В результате этого решение целого комплекса проблем в области ядерной и радиационной безопасности может затянуться на десятки лет и привести к серьезным потерям в экономической сфере, углублением проблем в области экологической безопасности. В связи с этим возникает необходимость еще раз рассмотреть круг вопросов, связанных с ОЯТ, комплексно подойти к проблеме участия России на мировом рынке услуг по обращению с ОЯТ, обсудить возможности и перспективы России с точки зрения обеспечения ее долгосрочных интересов.

Мотивация участия в мировом рынке услуг по обращению с ОЯТ

Вхождение России на мировой рынок услуг по обращению с ОЯТ обусловлено рядом факторов. Отсутствие бюджетных средств, достаточных для решения проблем, накопленных в результате гонки вооружений. Заинтересованность в сохранении и развитии потенциала крупнейших предприятий отрасли и закрытых городов. Подкрепленная практикой уверенность в высоком уровне безопасности и экологичности новых ядерных технологий.

Цели участия в мировом рынке услуг

Однако обращение с ОЯТ - это не просто хороший бизнес, которым в силу его сложности занимаются всего несколько стран. Для России это возможность обеспечить решение крайне важных проблем для страны и отрасли. Поэтому следует определить, какие цели ставит перед собой Россия при вхождении на этот рынок.

1. Решение в исторически сжатые сроки проблем в области ядерной и радиационной безопасности, связанных с последствиями гонки вооружений.

2. Долгосрочная занятость персонала важнейших предприятий оборонного комплекса и смежных отраслей. В атомной отрасли сегодня занято 500 тыс. человек. Кроме того, масштабы атомной отрасли таковы, что она обеспечивает работой целый комплекс смежных отраслей. Таким образом, сегодня несколько миллионов человек вместе с членами их семей объективно зависят от продолжения деятельности предприятий отрасли. Можно без преувеличения сказать, что в экономическом плане атомная отрасль является одной из основ экономики. Так исторически сложилось в годы холодной войны, и это нельзя изменить в один день. Поэтому и сегодня проекты по преодолению наследия холодной войны, равно как и

другие проекты, влекут за собой рост производства сопредельных отраслей и, следовательно, общее оживление экономики.

3. Развитие производственной базы по хранению и переработке ОЯТ российских АЭС.

4. Социально-экономическое развитие ЗАТО и регионов размещения предприятий отрасли за счет отчислений и налогов.

5. Пополнение федерального бюджета за счет налогов.

База для реализации проектов участия

Россия выходит на мировой рынок услуг по обращению с ОЯТ с подготовленной промышленной базой и инфраструктурой. Накопленный потенциал позволяет уже сегодня осуществлять прием зарубежного ОЯТ и гарантировать соблюдение всех норм радиационной безопасности. Имеющиеся технологии и задел научно-технических знаний дают уверенность в том, что строительство и модернизация объектов ядерного топливного цикла будут осуществлены на самом высоком мировом уровне. Научно-технический и технологический потенциал, обеспечивающий на протяжении последних 40 лет высокий уровень технической и экологической безопасности. Эффективные и экономичные технологии ядерного топливного цикла России. Рост спроса на мировом рынке услуг по хранению и переработке ОЯТ. Большинство стран, использующих атомную энергию, не могут осуществлять переработку своего ОЯТ, так как это чрезвычайно дорогой и технически сложный процесс. Сегодня ряд стран, прежде всего азиатских, планируют весьма существенный рост атомной энергетики. С их стороны следует ожидать увеличения спроса на услуги по обращению с ОЯТ. В силу географической отдаленности от европейских центров переработки сотрудничество с Россией в этой области выглядит наиболее логичным. Емкость мирового рынка позволяет России оказать услуги по хранению и переработке ОЯТ в размере 10-20 млрд. долл. в течение 10-20 лет в зависимости от объемов ввоза зарубежного ОЯТ. Значительная часть прибыли может и должна быть израсходована на решение проблем ядерного наследия и экологических проблем регионов России. Оценки рисков связанных с этой деятельностью убедительно показывают, что соотношение получаемой прибыли с сопутствующими рисками максимально и в тысячи раз превышает риски, которые мы считаем приемлемыми в других видах производственной деятельности.

И.Н.Бекман

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Спецкурс.

Лекция 33. ЯДЕРНОЕ ОРУЖИЕ

Содержание

1. ВИДЫ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ	1
2. АТОМНАЯ БОМБА	3
2.1 История	4
2.2 Критическая масса	4
2.3 Конструкция атомной бомбы	5
3. ВОДОРОДНАЯ БОМБА	5
3.1 История	5
3.2 Устройство водородной бомбы	7
4. ПОСЛЕДСТВИЯ ЯДЕРНОГО ВЗРЫВА	8
4.1 Бомбардировка Хиросимы и Нагасаки	8
4.2 Ядерные взрывы разной мощности	8
4.3 Поражающие факторы ядерного взрыва	9
4.3.1 Воздействие ядерного оружия	9
4.3.2 Ударная волна	9
4.3.3 Механическое воздействие ударной волны	11
4.3.4 Световое излучение	12
4.3.5 Проникающая радиация	15
4.4 Взрыв над лесным массивом	16
4.5 Ядерная зима	17
5. ИСПЫТАНИЕ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ	17
5.1 Безопасность ядерного оружия	17
5.2 Полигоны	17
5.1.1 Новая Земля	17
5.1.2 Семипалатинск	18
6. МИРНЫЕ ВЗРЫВЫ	19

Основное назначение ядерной индустрии – производство ядерного оружия. В качестве примера масштаба производства укажем, что в Советском Союзе было произведено 45000 ядерных боеголовок. Сейчас 30 тысяч боеголовок складированы по всему миру (не считая находящихся на боевом дежурстве). В данной лекции мы рассмотрим некоторые аспекты разработки и применения ядерного оружия, важные с точки зрения радиохимика.

1. ВИДЫ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ

ЯДЕРНОЕ ОРУЖИЕ (устаревшее - атомное оружие) - оружие массового поражения взрывного действия, основанное на использовании внутриядерной энергии, которая выделяется при цепных реакциях деления тяжелых ядер некоторых изотопов урана и плутония или при термоядерных реакциях синтеза легких ядер-изотопов водорода - дейтерия и трития в более тяжелые, например ядра изотопов гелия. Для указанных реакций характерно чрезвычайно большое выделение энергии на единицу массы прореагированного вещества - в 20-80 млн. раз больше, чем при взрыве тротила. В результате весьма быстрого выделения огромного количества энергии в ограниченном объеме происходит ядерный взрыв, который существенно отличается от взрыва обычных боеприпасов как масштабами, так и характером поражающих факторов: ударной волны, светового излучения, проникающей радиацией, радиоактивного заражения и электромагнитного импульса. Ядерное оружие включает различные ядерные боеприпасы (боевые части ракет и торпед, авиационные и глубинные бомбы, артиллерийские снаряды и фугасы, снаряженные ядерными зарядами), средства доставки их к цели и средства управления. Иногда в

зависимости от типа заряда употребляют более узкие понятия, например термоядерное оружие, нейтронное оружие, водородное и т. д.

Приведенное выше общепринятое определение ядерного оружия следует уточнить.

Поражающими факторами ядерного оружия являются ударная волна, проникающее излучение, радиация, электромагнитный импульс, световая вспышка. В той или другой мере могут быть усилены или ослаблены факторы поражения в разных видах оружия. Иногда они представлены в единственном виде, и тогда теряется связь с привычным представлением об атомной бомбе. Например, так называемое радиационное оружие, которое предназначается для истребления людей при помощи радиоактивности. Источниками радиоактивности могут служить извлеченные из АЭС радиоактивные изотопы или специально приготовленные на реакторах, в том числе непосредственно перед использованием на борту летательного аппарата.

В качестве примера рассмотрим один из вариантов защиты от превентивного удара. Предположим, что десять тысяч мегатонных бомб вследствие внезапного первого удара теряют способность взлететь и взрываются по команде на собственной территории за секунду до уничтожения. На этот случай в них предусмотрена особенность – они окружены небольшим слоем кобальта. Прежде чем кобальтовая оболочка разрушится, она провзаимодействует с нейтронами взрыва, при этом образуется радиоактивный изотоп ^{60}Co . Рассеянный в атмосфере кобальт затем выпадет на Землю. В предположении равномерного распределения по всей Земле, облучение составит примерно 1000 рентген в год, смерть человека наступит в течение нескольких месяцев, где бы он ни находился. Радиоактивный кошмар продлится десятилетия (период полураспада ^{60}Co – 5 лет). Взрыв бомбы на собственной территории – своеобразный вариант «камикадзе».

Другая возможность. Известно, что современное наиболее мощное водородное оружие использует и реакции деления и реакции синтеза. Однако в принципиальном плане возможны «чистые» бомбы, не имеющие делений. Чем меньше мощность такой бомбы, тем более она «нейтронна» (речь идет не о нейтронной) бомбе, тем сильнее в ней выражен нейтронный фактор поражения по сравнению с другими. Дело в том, что распространение проникающего излучения сдерживается атмосферой воздуха. Характерная длина поглощения составляет $L \approx 200$ м. Вследствие этого наращивание мощности и, соответственно, радиуса поражения свыше 200 м малоэффективно (зависимость радиуса поражения от мощности слабая – логарифмическая). По эффективности маломощные термоядерные бомбы все же достаточно далеко отстоят от обычной химической. Сделать такую бомбу труднее, так как требуется наличие высококвалифицированного персонала. Однако для стран с неразвитой атомной промышленностью – легче, так как не требуется уран-235 и плутоний. По имеющимся представлениям нужно около 0,1 г трития в смеси с дейтерием, воспламеняемого с помощью обычной взрывчатки (1 - 3 т). При выходе нейтронов 10^{20-21} радиус поражения составит сотни метров и является преобладающим. Хотя такая, истинно нейтронная бомба имеет выход нейтронов в тысячу раз меньше, чем атомная, но для ее изготовления требуется в тысячу раз меньший расход дефицитного реакторного материала.

Попутно заметим, что та нейтронная бомба, о которой периодически пишут газеты, на самом деле не является истинно нейтронной и не обладает теми свойствами, которые ей приписывают. Как утверждают СМИ, в нейтронной бомбе нет ударной волны, нет мощного светового излучения, а есть только нейтроны. При ее применении якобы остаются целехонькие дома и другие сооружения, нет только людей, погибших от нейтронного излучения. Но! Никто пока не умеет вызвать богатую нейтронами термоядерную реакцию, не прибегая к атомному взрыву. DT- реакция на единицу мощности имеет выход нейтронов примерно в пять раз больше, чем при делении. С учетом комбинированного характера взрыва преимущество в нейтронном потоке составляет 2-3 раза. Масштаб взрыва ограничен 1 кт, т.к. проникающее действие нейтронов ослаблено экранировкой атмосферы, и нет смысла эту мощность увеличивать. Если человек находится на открытой местности, но прикрыт стеной дома, землей блиндажа, то эффективность резко падает, и на передний план выступает опять ударная волна. Увеличивая мощность атомной бомбы в 2-3 раза по сравнению с нейтронной (до 2-3 кт), можно достигнуть того же нейтронного потока. При этом добавляется усиленное действие ударной волны, светового излучения. Сделать же такое намного проще, т.к. конструкция нейтронной бомбы заметно сложнее и значительно дороже, а эффективность ниже.

К какой категории следует отнести коварное радиационное оружие или специфическое нейтронное? Единственная логически непротиворечивая формулировка, создающая однозначность, заключается в определении: **«Всякое оружие, использующее ядерные реакции и превращения, называется ядерным».**

Многие страны сейчас имеют развитую атомную промышленность, предназначенную для нормального функционирования атомных электростанций. На самих АЭС происходит накопление огромного количества радиоактивных изотопов. Для человека в некотором роде безразлично, откуда взялась смертельная радиоактивность, вследствие применения ядерного оружия или разрушения АЭС. Для сравнения укажем, что АЭС содержит в себе быстро распадающуюся радиоактивность (дни) на уровне бомбы мощностью около 100 кт, и долго живущую (годы), в десятки раз превосходящую взрыв мегатонной бомбы.

Упомянем и еще одно важное обстоятельство. Всякое преднамеренное разрушение атомных (термоядерных) станций должно приравниваться к использованию ядерного оружия. Но и на этом рано ставить точку. В атомных станциях нет выделенности, потому что наряду с АЭС и другими атомными объектами существуют могучие химические комбинаты, всякого рода предприятия биологического профиля – сельскохозяйственные (пестицидов), лекарственные, генной инженерии и т.п., мирные сами по себе, призванные служить благополучию человека. Однако их разрушение может вызвать экологическую катастрофу большую, чем прямое использование химического и биологического оружия.

Парадокс заключается в том, что наиболее развитые в промышленном и военном отношении государства подвергаются наибольшей опасности. Если в качестве количественной меры принять насыщенность, к примеру, атомными станциями (т.е. их мощность на единицу площади), то наиболее опасной выглядит Западная Европа, в десятки раз превосходящая Россию по этому параметру.

При разработке ядерного оружия существенное внимание уделяется его безопасности. Непременным абсолютным требованием к ядерному оружию является недопустимость ядерного взрыва при всех неожиданностях – пожаре, попадании пули, падении с высоты и т.п. Требование, чтобы ядерный взрыв не произошел, вносит ограничения на конструкцию бомбы. Под безопасностью будем понимать вероятность инициирования химического взрывчатого вещества, входящего в состав бомбы и разброс радиоактивного плутония. При таком взрыве может быть нанесен весьма ощутимый экологический урон природе, но все же несравнимо меньший, чем при ядерном взрыве. Поэтому постоянно ведется поиск нового взрывчатого вещества, менее чувствительного к внешним воздействиям, что требует дополнительных испытаний оружия. Вместе с тем следует иметь в виду, что риск – категория экономическая, и преувеличение опасности не менее разорительно, чем его недооценка.

2. АТОМНАЯ БОМБА

Атомная бомба построена на принципе освобождения колоссальной энергии при разделении тяжелых ядер урана или искусственного плутония.

По законам ядерной физики, чтобы сделать атомную бомбу, необходимы либо радиоактивный изотоп урана-235 с обогащением 90%, либо радиоактивный изотоп плутония-239 с обогащением 94%.

Атомная бомба, сброшенная над Хиросимой (мощность 20 килотонн), имела простую конструкцию: в ней два куса делящегося вещества просто сближались друг с другом, создавая критическую массу (пушечная и стволовая схема). Данная схема требует значительного количества рабочего материала: для создания атомной бомбы стволовой схемы требуется не менее 45 – 50 кг оружейного урана.

Для плутония эта схема не пройдет: ядерная реакция начнется преждевременно, и взрывной эквивалент окажется мизерным. Кроме того, пушечная схема требует большого количества плутония. Оружейный плутоний используют в принятых на вооружение так называемых имплозионных бомбах. Мощность и коэффициент использования материала в них выше, чем в урановых бомбах, на два порядка. Но эта схема очень сложна, требует точнейшей схемы обжима заряда.

В бомбе, сброшенной на Нагасаки для вызова цепной ядерной реакции применялся принцип имплозии, «взрыва во внутрь». С помощью системы специальных линз расходящиеся взрывные волны преобразовывались в сходящуюся сферически симметричную ударную волну, резко сжимающую шарик из делящегося материала. Создать такую бомбу куда сложнее, чем взорвавшуюся над Хиросимой.

2.1 История

2.2 Критическая масса

Цепная реакция ядерного взрыва возникает при достижении делящимся веществом некоторой критической массы. Попробуем оценить ее величину.

Пусть имеется кусок вещества, способного к делению, например, уран-235, в который попадает нейтрон. Какова его судьба? Он либо вызовет деление, либо бесполезно поглотится веществом, либо, продиффундировав, выйдет через наружную поверхность. Важно установить, что будет на следующем этапе – уменьшится или увеличится число нейтронов в среднем, т.е. ослабнет или разовьется цепная реакция, т.е. будет ли система в подкритическом или в надкритическом (взрывном) состоянии. Так как вылет нейтронов регулируется размером (для шара – радиусом), то возникает понятие критического размера (и массы). Для развития взрыва размер должен быть больше критического.

Нейтрон, летая по веществу, изредка сталкивается с ядром, он как бы видит его поперечное сечение. Размер поперечного сечения ядра $\sigma=10^{-24}$ см² (барн). Если N- число ядер в кубическом сантиметре, то комбинация $L=1/N\sigma$ дает среднюю длину пробега (путь) нейтрона по отношению к ядерной реакции.

Длина пробега нейтрона – единственная размерная величина, которая может послужить отправной критразмера. В любой физической теории используются методы подобия, которые, в свою очередь, строятся из безразмерных комбинаций размерных величин, характеристик системы и вещества. Таким безразмерным числом является отношение радиуса к длине пробега. Если принять, что безразмерное число порядка единицы, а длина пробега при типичном значении $N=10^{23}$, $L=10$ см (для $\sigma=1$), то ясно уже отсюда, что критический размер не доли сантиметров и не метры, а масса – не граммы и не тонны (объем $4 \cdot 10^3$ см³=4 литра, вес 4 кг, однако σ обычно намного выше 1, так что критическая масса меньше нашей оценки).

Критическая масса зависит от сечения реакции деления конкретного нуклида. Так, для создания атомной бомбы необходимо примерно 3 кг плутония или 8 кг урана-235 (при имплозивной схеме и в случае чистого урана-235, при использовании же 90% урана-235 и при ствольной схеме атомной бомбы требуется не менее 45 кг оружейного урана).

Так как $N \approx 1/\rho$, а критическая масса $M_k \sim 1/\rho^2$, то при сжатии материала вдвое, необходимая масса сократится вчетверо. Великолепный способ сэкономить дорогостоящий делящийся материал. Не в этом ли состоит идея перевода вещества из безопасного подкритического состояния во взрывное надкритическое.

Оценим, возможно ли сжатие твердого тела. Жесткость твердого материала определяется межатомной связью, которая, в свою очередь, связана со скоростью распространения звука – с в этом материале. Величина c^2 выражает энергию связи $\epsilon \sim c^2 = 10^{11}$ эрг/г. Отсюда следует оценка давления, способного вызвать заметное сжатие $p = \rho c^2$ ($p \approx 10^6$ атм = 1 млн. атм). Калорийность взрывчатого вещества $q \approx 5 \cdot 10^{10}$ эрг/г. 50 кг взрывчатых веществ способны сжать 5 кг металла в 2 - 2,5 раза.

Описанный способ перевода через критическое состояние называется «имплозия» или «взрыв внутрь». Он уже использовался уже в первой плутониевой американской (сброшена на Нагасаки) и советской (1949) бомбах. Из энергетических соображений можно подсчитать, что характерная скорость сжатия составляет в приведенном примере примерно 3 км/сек, а радиус сжатого плутония – 3 см. Значит, время сжатия 10^{-5} сек, а время пребывания в надкритическом состоянии – половина от времени сжатия. При длине пробега нейтрона до деления 10 см и скорости нейтрона 10^9 см/сек, время между делениями $\tau \approx 10^{-8}$ сек. Цепная реакция лавинообразно нарастает, число нейтронов следует закону $N \sim e^{t/\tau}$, где t – некая

усредненная константа (скорость размножения нейтронов $1/\tau$ равна нулю в критическом состоянии и достигает величины 10^8 в момент максимального сжатия, комбинация $\Lambda(t)=t/\tau$ называется числом поколений нейтронов).

Если выделившаяся ядерная энергия сравнима с энергией взрывчатого вещества, то сжатие прекратится и начнется обратный процесс разлета. Это случится при $\Lambda \approx 40 \div 45$, когда общее число нейтронов велико. При медленном сжатии набор поколений может завершиться задолго до момента максимального сжатия, соответствующего наибольшему энерговыделению, произойдет «хлопок» с уменьшением энергии в десятки раз по сравнению с оптимальной.

Наоборот, при очень большой скорости движения (и малой массе вещества – очень сильном сжатии) поколения не набираются вовсе, хотя надкритичность, и даже значительная, может осуществиться. Именно эта ситуация реализуется при попытках вызвать цепную реакцию в малых мишенях из плутония с помощью концентрации мощных лазерных лучей (в отличие от лазерного термоядерного синтеза). Элементарный расчет показывает, что осуществить цепную реакцию удастся только при массе десятки грамм плутония, энергии лазеров в десятки мегаджоулей и энерговыделении тонны тротила, неосуществимых в рамках лабораторного эксперимента.

2.3 Конструкция атомной бомбы

3. ВОДОРОДНАЯ БОМБА

Как уже упоминалось, атомная бомба построена на принципе освобождения колоссальной энергии при разделении тяжелых ядер урана или искусственного плутония. Материалы на основе легких элементов не имеют критической массы, что было большой конструкционной сложностью в атомной бомбе. Кроме того, при синтезе дейтерия и трития выделяется в 4,2 раза больше энергии, чем при делении ядер такой же массы урана-235. Водородная бомба – гораздо более мощное оружие, чем атомная бомба.

3.1 История

Американская водородная бомба начинает свою историю с 1946 года. Именно тогда, вскоре после появления атомных бомб, Э.Тейлор сформулировал идею «супербомбы». Подобно тому, как от капсулы-детонатора инициируется волна горения (детонации) в химическом взрывчатом веществе, супербомбе возможно распространение по дейтерию термоядерной волны, вызванной атомным взрывом. Если устойчивое (затухающее) горение возможно, то оно, инициированное относительно скромной энергией атомного взрыва, затем при распространении обеспечит выделение произвольно большого количества энергии.

Однако, практически сразу стала очевидной невозможность разжигания чистого дейтерия. Распространение термоядерной волны возможно только через промежуточную область, насыщенную тритием. Но трития требуется так много, что его производство вступает в острую конкуренцию с производством военного плутония на промышленных реакторах. Не понятно и главное: осуществим ли стационарный процесс горения? Дело в том, что при любой детонации существует некоторый минимальный размер (радиус детонационного шнура), ниже которого устойчивый режим не возможен. Вещество вследствие собственного энерговыделения разлетается быстрее, чем успевает сгореть. Особенностью же высокотемпературной термоядерной плазмы является наличие не только нижнего, но и верхнего радиуса трубки. Всякое вещество, предоставленное самому себе, стремится к термодинамическому равновесию, выравниванию температуры между веществом и излучением. В плазме подавляющая часть энергии приходится на излучение. При этом создается паразитный отток энергии от вещества, от горячих материальных частиц, вступающих в ядерную реакцию, к излучению. Однако при небольшом диаметре трубки большая часть фотонов, не набрав равновесной энергии, покидает горячую область, и энергобаланс оказывается сдвинутым в пользу вещества. Этим объясняется наличие двух радиусов, разлетного и радиационного, причем первый должен быть больше некоторого значения, а второй – меньше некоторого другого. Трудность задачи состоит в том, что

радиусы эти очень близки. До сих пор осталось не выясненным, есть ли между ними щель, необходимая для устойчивого распространения волны горения.

После того, как эти соображения стали очевидны (конец 1950 г.) Теллер впал в отчаянье, потеряв надежду на создание работоспособной конструкции супербомбы. В России к аналогичному выводу группа Зельдовича пришла к концу 1953. Нильс Бор так же высказал мнение о нереальности подобного варианта водородной бомбы.

В принципе, было понятно в каком направлении искать выход из тупика. То, что вещество горит тем полней и быстрее, чем выше его плотность, следует из самых общих соображений. Задача состояла в нахождении метода достижения высокой степени сжатия. Замечательный способ получения чрезвычайно высоких сжатий дейтерия впервые пришел в голову Уламу, когда он размышлял над проблемой повышения эффективности атомной бомбы. Он предложил фокусировать на дейтерии механическую энергию, освобождаемую при взрыве обычной атомной бомбы. Чтобы осуществить такую фокусировку, необходимо надлежащим образом направить ударную волну по окружающему материалу. Этот способ обещал колоссальное сжатие дейтерия.

Когда Улам сообщил Теллеру о своей схеме сжатия дейтерия во время их встречи в начале 1951, Теллер предложил свой вариант, согласно которому не ударные волны сжатия от взрыва атомного устройства, а радиация от этого первичного взрыва должна вызвать так называемую имплозию, приводящую к сильнейшему сжатию дейтерия. Эти схемы сжатия дают фокусировку энергии атомного заряда с помощью гидродинамических линз и зеркал для излучения атомного взрыва. Схема Улама-Теллера, использующая радиацию взрыва с целью сжатия и инициирования отдельно расположенного компонента бомбы, содержащего термоядерное топливо, ознаменовала полный отказ от классической концепции супербомбы Тейлора.

В 1951 г президент США Г.Трумэн направил Комиссии по атомной энергии директиву о возобновлении работ по созданию водородной бомбы.

31 октября 1952 на атолле Элугелуб был произведен взрыв термоядерного устройства «Майк» (то что обычно называется физическим опытом). Энерговыделение составило 10 мегатонн, в 500 раз мощнее сброшенной на Хиросиму. «Майк» не был бомбой, он представлял собой гигантскую конструкцию размером с двухэтажный дом. Поток нейтронов был настолько велик, что удалось открыть два новых элемента – эйнштейний и фермий. Испытание к торжеству американских исследователей, подтвердило схему атомного сжатия.

В России на начальном этапе создание водородной бомбы шло своим путем, существенно отличным от американского. В начале 50-х годов в Арзамасе-16 (руководитель Ю.Б.Харитон, зав. теоретич. отделом Зельдович) развивались два направления: «трубка» и «слойка». И если «трубка» шла к своему концу и постепенно становилась ясной ее бесперспективность, то в отношении слойки положение было обратное. К ней было приковано всеобщее внимание, она приготавливалась к испытаниям и была нашей национальной гордостью. В слойке использовалось интересное предложение (1949) А.Д.Сахарова. В состав атомного заряда включались слои из водороднесущего материала (LiD) для усиления деления по схеме «деление-синтез-деление». Исходно плотности легких и тяжелых слоев отличались в десятки раз. При взрыве, когда материал разогревался и ионизировался, происходило сильное сжатие легких слоев со стороны тяжелых, что способствовало резкому возрастанию скорости термоядерных реакций. Возрастание интенсивности термоядерного синтеза, в свою очередь, способствовало реакции деления урана, причем не только урана-235, но и урана-238. Схема Сахарова предусматривала использование в качестве эффективного ядерного материала дешевого урана-238, который рассматривался при производстве атомной бомбы как мусор. Уран-238 способен к делению при энергии нейтронов выше 1 Мэв. Термоядерная реакция между тритием и дейтерием дает нейтроны с энергией 14 Мэв. При таких энергиях, деление урана-238 происходит весьма интенсивно и стоимость килотонны рабочего вещества во много раз уменьшается. Явление ионизационного сжатия термоядерного горючего, ставшее основой первой советской водородной бомбы, до сих пор называют «сахаризацией». Новым в российском подходе

было также использование в качестве горючего дейтерида лития (идея Виталия Гинзбурга), что позволило избежать необходимости работы с жидким (замороженным) дейтерием, а также не разворачивать сложное производство трития. Под действием нейтронов от атомной бомбы, литий переходит в тритий, который вступает в термоядерную реакцию с дейтерием.

12 августа 1953 на башне Семипалатинского полигона была успешно испытана первая советская водородная бомба (сахаровская слойка). Это было четвертое по счету советское испытание ядерного оружия. Подтвердились расчеты, полный триумф. Мощность заряда (изделие РДС-6с) достигала 400 килотонн, в 20 раз больше атомной бомбы, сброшенной на Хиросиму и имевший такие же габариты и вес. Уже по этой причине испытанный заряд поднимал уровень ядерного оружия на новую ступень. Более того, схема этого заряда допускала создание водородной бомбы порядка мегатонны. Взрыв был слабее американского, но устройство было в боевом варианте, т.е. гораздо ближе к понятию бомбы, чем громоздкий «Майк». Очень важным показателем испытанного заряда оказалась его термоядность, т.е. вклад собственно термоядерных реакций в полную величину мощности. Этот показатель приближался к 15-20%. Тем не менее, экологические последствия оказались ужасающими. На долю первого взрыва за все время ядерных испытаний в Семипалатинске приходится 82% стронция-90 и 75% цезия-137.

Кстати, первая водородная бомба послужила причиной бурного развития советской космонавтики. После ядерных испытаний ОКБ Королева получило задание разработать межконтинентальную баллистическую ракету для этого заряда. Эта ракета, названная «семеркой», вывела в космос первый искусственный спутник Земли, на ней стартовал первый космонавт планеты Юрий Гагарин.

1 марта 1954 у атолла Бикини США подорвали заряд неслыханной мощности – 15 мегатонн (боевая водородная бомба). В ее основу была положена идея Теллера и Улама о сжатии термоядерного узла не механической энергией и нейтронным потоком, а излучением первого взрыва, так называемого инициатора. Тем самым, был осуществлен окончательный поворот к новой технологии, уцелевшей в основных чертах до наших дней.

После испытания, обернувшегося жертвами среди мирного населения, И.Тамм потребовал от коллег отказаться от всех прежних идей, даже от национальной гордости слойки и найти принципиально новый путь. В начале 1954 было решено прекратить предыдущую деятельность, включая трубку и слойку и переключиться на поиск новых решений. И уже весной 1954 советские физики пришли к идее взрывного инициатора. Есть мнение, что авторство идеи принадлежит Зельдовичу и Сахарову, однако, она поразительно похожа на идею Улама-Теллера, что наводит на мысль о хорошей работе советской разведки.

6 ноября 1955 на Семипалатинском полигоне русские взорвали свою водородную бомбу новейшего образца. Бомба была сброшена с самолета Ту-16, мощность взрыва 3,6 мегатонны. Результат оказался ошеломляющим. Во время испытания погибли люди, радиус разрушений достиг 350 км, пострадал даже г. Семипалатинск. Стало ясно, что СССР достиг ядерного паритета с США.

В США сброс водородной бомбы с самолета состоялся 21 мая 1956.

В 1957 в СССР была испытана первая серийная водородная бомба, которая была передана на вооружение Советской Армии.

3.2 Устройство водородной бомбы

Термоядерное оружие – не обязательно водородная бомба. Важным видом являются заряды для РГЧ (разделяющиеся головные части) – группа зарядов, располагающихся на одной ракете-носителе, а также морские межконтинентальные ракеты для стратегических атомных подводных лодок. Среди других видов оружия можно упомянуть торпеду с ядерным двигателем, а также мину, которая при взрыве возбуждает мощную волну – цунами и затопляет берег, смывая портовые сооружения и выбрасывая корабли на берег. В последнее время наблюдается тенденция к миниатюризации термоядерного оружия, выражающаяся, в частности, в производстве артиллерийских атомных снарядов. В этих малогабаритных устройствах (для них непременным требованием была неотличимость от

обычных снарядов) удалось достичь значительной мощности путем перенесения некоторых приемов, заимствованных от стратегических зарядов.

Одно время ядерщики много внимания уделяли мирным зарядам, т.е. термоядерным зарядам, которые можно использовать для решения обычных народно-хозяйственных задач. Развитие в этой области сдерживалось радиоактивностью – неизбежным спутником любых нейтронных реакций. Наиболее опасная часть радиоактивности, порождающая долгоживущие изотопы, происходит от деления тяжелых ядер урана (или плутония), т.е. в результате взрыва атомной бомбы – инициатора термоядерной реакции. Еще в конце 50 был поставлен вопрос о том, чтобы разгорание в водородном узле происходило без деления, за счет сжатия и разогрева центральных слоев от ударной волны. Однако работы по термоядерной детонации дейтерия ни к чему не привели. Поскольку разжечь термоядерную реакцию без энергии делений не удалось, задача состояла в том, чтобы деление в общем энергобалансе составило наименьшую долю.

В начале 70-х заряды для мирных целей были созданы. Отличительной чертой детонации по сравнению с химической, помимо механизмов передачи энергии, является также превосходство ядерной энергии над химической в миллионы раз. Это создает возможность не только разогреть последующий слой энергией предыдущего, как всегда бывает при детонации, но также предварительно сильнейшим образом сжать вещество. Речь идет не о сжатии в несколько раз, обычном для ударной волны образом, а о сжатии в сотни и даже тысячи крат. Конструкция, в которой горение происходило в сильно сжатом дейтерии, обеспечила в конечном счете возникновение нового типа мирного изделия. При его разработке было проявлено беспокойство о том, чтобы наведенная от термоядерных нейтронов радиоактивность в материалах конструкции также была минимальной.

Мирные заряды были использованы в СССР для геофизических и землеройных целей. Однако после заключения моратория на все виды испытаний ядерного оружия, производство мирных зарядов прекратилось.

4. ПОСЛЕДСТВИЯ ЯДЕРНОГО ВЗРЫВА

4.1 Бомбардировка Хиросимы и Нагасаки

Атомная бомба, сброшенная на Хиросиму, обладала мощностью 20 кт. Разрушениям был подвергнут практически весь город. В радиусе до 8 км полностью или частично было разрушено 60 тыс домов. Возник огненный шторм, длившийся шесть часов, который сопровождался сильным ветром со скоростью 50-60 км/ч со всех сторон в направлении горящего города. Железо и другие металлы вблизи эпицентра взрыва испарись, поверхностный слой грунта оплавился и зашлаковался на значительную глубину. В Хиросиме сразу погибло 78 тыс человек и было ранено 64 тыс человек, а с учетом воздействия проникающей остаточной радиации – 163 тыс чел. Таким образом, общее число пострадавших составило 240000 человек.

4.2 Ядерные взрывы разной мощности

Мощность современных зарядов выражается в мегатоннах. Группа экспертов ООН проанализировала возможные последствия ядерного взрыва в 1 мегатонну по городу площадью 250 км² и с населением 1 млн человек. Город практически будет уничтожен, сразу погибнет 270 тыс человек от ударной волны и теплового излучения, от облучения еще 90 тыс чел, не менее 90 тыс будет ранено. В городе не будет воды, электроэнергии, газа, некому будет оказывать медицинскую помощь.

При ударе боеприпасом в 10 - 20 Мт радиус поражения возрастет в 2 - 2,5 раза, а площадь разрушения достигнет 500 км², т.е. больше размера города. Пожары охватят район в радиусе 30 км, а непосредственная угроза для жизни будет в радиусе до 60 км. При наземном взрыве образуется кратер диаметром 800 м и глубиной 75 - 90 м. Зона поражения в направлении ветра протянется на сотни километров. Так взрыв над Лондоном создал бы зону смерти, разрушений и радиационного поражения в Париже. А ведь речь пока что шла об одиночном взрыве, что же будет при массовом ядерном ударе.

4.3 Поражающие факторы ядерного взрыва

В зависимости от вида примененного оружия массового поражения могут образовываться очаги ядерного, химического, бактериологического (биологического) поражения и зоны радиоактивного, химического и бактериологического (биологического) заражения. Очаги поражения могут возникать и при применении обычных средств поражения противника. При воздействии двух видов и более оружия массового поражения образуется очаг комбинированного поражения. Первичные действия поражающих факторов ОМП и других средств нападения противника могут привести к возникновению взрывов, пожаров, затоплений местности и распространению на ней сильнодействующих ядовитых веществ. При этом образуются вторичные очаги поражения.

4.3.1 Воздействие ядерного оружия

Поражающее действие ядерного взрыва определяется механическим воздействием ударной волны, тепловым воздействием светового излучения, радиационным воздействием проникающей радиации и радиоактивного заражения. Для некоторых элементов объектов поражающим фактором является электромагнитное излучение.

Распределение энергии между поражающими факторами ядерного взрыва зависит от вида взрыва и условий, в которых он происходит. При взрыве в атмосфере 50% энергии взрыва расходуется на образование ударной волны, 30-40% - на световое излучение, до 5% — на проникающую радиацию и электромагнитный импульс и до 15 %—на радиоактивное заражение. Для нейтронного взрыва характерны те же поражающие факторы, однако несколько по-иному распределяется энергия взрыва: 8—10%—на образование ударной волны, 5-8% - на световое излучение и около 85% расходуется на образование нейтронного и гамма-излучений.

Действие поражающих факторов ядерного взрыва на людей и элементы объектов происходит не одновременно и различается по длительности воздействия, характеру и масштабам поражения.

4.3.2 Ударная волна

Ударная волна—это область резкого сжатия среды, которая в виде сферического слоя распространяется во все стороны от места взрыва со сверхзвуковой скоростью. В зависимости от среды распространения различают ударную волну в воздухе, в воде или грунте (сейсмозрывные волны). Ударная волна в воздухе образуется за счет колоссальной энергии, выделяемой в зоне реакции, где исключительно высокая температура, а давление достигает миллиардов атмосфер (до 10^5 млрд. Па). Раскаленные пары и газы, стремясь расшириться, производят резкий удар по окружающим слоям воздуха, сжимают их до больших давления и плотности и нагревают до высокой температуры. Эти слои воздуха приводят в движение последующие слои. И сжатие и перемещение воздуха происходит от одного слоя к другому во все стороны от центра взрыва, образуя воздушную ударную волну. Расширение раскаленных газов происходит в сравнительно малых объемах, поэтому их действие на заметных удалениях от центра ядерного взрыва исчезает и основным носителем действия взрыва становится воздушная ударная волна. Вблизи центра взрыва скорость распространения ударной волны в несколько раз превышает скорость звука в воздухе. С увеличением расстояния от места взрыва скорость распространения волны быстро падает, а ударная волна ослабевает; на больших удалениях ударная волна переходит, по существу, в обычную акустическую волну и скорость ее распространения приближается к скорости звука в окружающей среде, т. е. к 340 м/с. Воздушная ударная волна при ядерном взрыве средней мощности проходит примерно 1000 м за 1,4 с, 2000 м—за 4 с, 3000 м—за 7с, 5000 м—за 12 с. Отсюда следует, что человек, увидев вспышку ядерного взрыва, за время до прихода ударной волны, может занять ближайшее укрытие и тем самым уменьшить вероятность поражения ударной волной.

Ударная волна в воде при подводном ядерном взрыве качественно напоминает ударную волну в воздухе. Однако подводная ударная волна отличается от воздушной ударной волны своими параметрами. На одних и тех же расстояниях давление во фронте ударной волны в воде гораздо больше, чем в воздухе, а время действия—меньше. Например,

максимальное избыточное давление на расстоянии 900 м от центра ядерного взрыва мощностью 100 кт в глубоком водоеме составляет 19000 кПа, а при взрыве в воздушной среде—около 100 кПа.

При наземном ядерном взрыве часть энергии взрыва расходуется на образование волны сжатия в грунте. В отличие от ударной волны в воздухе она характеризуется менее резким увеличением давления во фронте волны, а также более медленным его ослаблением за фронтом. Давление во фронте волны сжатия уменьшается довольно быстро с удалением от центра взрыва, и на больших расстояниях волна сжатия становится подобной сейсмической волне.

При взрыве ядерного боеприпаса в грунте основная часть энергии взрыва передается окружающей массе грунта и производит мощное сотрясение грунта, напоминающее по своему действию землетрясение.

Ударная волна может нанести незащищенным людям и животным травматические поражения, контузии или быть причиной их гибели. Поражения могут быть непосредственными или косвенными. Непосредственное поражение ударной волной возникает в результате воздействия избыточного давления и скоростного напора воздуха. Ввиду небольших размеров тела человека ударная волна почти мгновенно охватывает человека и подвергает его сильному сжатию. Процесс сжатия продолжается со снижающейся интенсивностью в течение всего периода фазы сжатия, т. е. в течение нескольких секунд. Мгновенное повышение давления в момент прихода ударной волны воспринимается живым организмом как резкий удар. В то же самое время скоростной напор создает значительное лобовое давление, которое может привести к перемещению тела в пространстве. Косвенные поражения люди и животные могут получить в результате ударов обломками разрушенных зданий и сооружений или в результате ударов летящих с большой скоростью осколков стекла, шлака, камней, дерева и других предметов. Например, при избыточном давлении во фронте ударной волны 35 кПа плотность летящих осколков достигает 3500 шт. на квадратный метр при средней скорости перемещения этих предметов 50 м/с. Характер и степень поражения незащищенных людей и животных зависят от мощности и вида взрыва, расстояния, метеоусловий, а также от места нахождения (в здании, на открытой местности) и положения (лежа, сидя, стоя) человека.

Воздействие воздушной ударной волны на незащищенных людей характеризуется легкими, средними, тяжелыми и крайне тяжелыми травмами.

Крайне тяжелые контузии и травмы у людей возникают при избыточном давлении более 100 кПа (1 кгс/см²). Отмечаются разрывы внутренних органов, переломы костей, внутренние кровотечения, сотрясение мозга, длительная потеря сознания. Разрывы наблюдаются в органах, содержащих большое количество крови (печень, селезенка, почки), наполненных газом (легкие, кишечник) или имеющие полости, наполненные жидкостью (желудочки головного мозга, мочевой и желчный пузыри). Эти травмы могут привести к смертельному исходу.

Тяжелые контузии и травмы возможны при избыточных давлениях от 60 до 100 кПа (от 0,6 до 1,0 кгс/см²). Они характеризуются сильной контузией всего организма, потерей сознания, переломами костей, кровотечением из носа и ушей; возможны повреждения внутренних органов и внутренние кровотечения.

Поражения средней тяжести возникают при избыточном давлении 40—60 кПа (0,4—0,6 кгс/см²). При этом могут быть вывихи конечностей, контузия головного мозга, повреждение органов слуха, кровотечение из носа и ушей.

Легкие поражения наступают при избыточном давлении 20—40 кПа (0,2—0,4 кгс/см²). Они выражаются в скоропроходящих нарушениях функций организма (звон в ушах, головокружение, головная боль). Возможны вывихи, ушибы.

Избыточные давления во фронте ударной волны 10 кПа (0,1 кгс/см²) и менее для людей и животных, расположенных вне укрытий, считаются безопасными. Радиус поражения обломками зданий, особенно осколками стекол, разрушающихся при избыточном давлении более 2 кПа (0,02 кгс/см²) может превышать радиус непосредственного поражения

ударной волной. Гарантированная защита людей от ударной волны обеспечивается при укрытии их в убежищах. При отсутствии убежищ используются противорадиационные укрытия, подземные выработки, естественные укрытия и рельеф местности.

4.3.3 Механическое воздействие ударной волны

Характер разрушения элементов объекта зависит от нагрузки, создаваемой ударной волной, и реакции предмета на действие этой нагрузки.

Общую оценку разрушений, вызванных ударной волной ядерного взрыва, принято давать по степени тяжести этих разрушений. Для большинства элементов объекта, как правило, рассматриваются три степени—слабое, среднее и сильное разрушение. Для жилых и промышленных зданий берется обычно четвертая степень— полное разрушение. При слабом разрушении, как правило, объект не выходит из строя; его можно эксплуатировать немедленно или после незначительного ремонта. Средним разрушением обычно называют разрушение второстепенных элементов объекта. Основные элементы могут деформироваться и повреждаться частично. Восстановление возможно силами предприятия путем проведения среднего или капитального ремонта. Сильное разрушение объекта характеризуется сильной деформацией или разрушением его основных элементов, в результате чего объект выходит из строя и не может быть восстановлен.

Наибольшие разрушения получают наземные здания, рассчитанные на собственный вес и вертикальные нагрузки, более устойчивы заглубленные и подземные сооружения. Здания с металлическим каркасом средние разрушения получают при 20 - 40 кПа, а полные - при 60 - 80 кПа, здания кирпичные - при 10 - 20 и 30 - 40, здания деревянные— при 10 и 20 кПа соответственно. Здания с большим количеством проемов более устойчивы, так как в первую очередь разрушаются заполнения проемов, а несущие конструкции при этом испытывают меньшую нагрузку. Разрушение остекления в зданиях происходит при 2 - 7 кПа. Объем разрушений в городе зависит от характера строений, их этажности и плотности застройки. При плотности застройки 50% давление ударной волны на здания может быть меньше (на 20—40%), чем на здания, стоящие на открытой местности, на таком же расстоянии от центра взрыва. При плотности застройки менее 30% экранирующее действие зданий незначительно и не имеет практического значения.

Энергетическое, промышленное и коммунальное оборудование может иметь следующие степени разрушений.

Наиболее стойки подземные энергетические сети. Газовые, водопроводные и канализационные подземные сети разрушаются только при наземных взрывах в непосредственной близости от центра при давлении ударной волны 600 - 1500 кПа. Степень и характер разрушения трубопроводов зависят от диаметра и материала труб, а также от глубины прокладки. Энергетические сети в зданиях, как правило, выходят из строя при разрушении элементов застройки. Воздушные линии связи и электропроводок получают сильные разрушения при 80 - 120 кПа, при этом линии, проходящие в радиальном направлении от центра взрыва, повреждаются в меньшей степени, чем линии, проходящие перпендикулярно к направлению распространения ударной волны.

Для *гидроузлов* наиболее опасными являются надводный и подводный взрывы со стороны верхнего бьефа. Наиболее устойчивые элементы гидроузлов — бетонные и земляные плотины, которые разрушаются при давлении более 1000 кПа. Наиболее слабые — гидрозатворы водосливных плотин, электрическое оборудование и различные надстройки.

Степень разрушений транспортных средств зависит от их положения относительно направления распространения ударной волны. Средства транспорта, расположенные бортом к направлению действия ударной волны, как правило, опрокидываются и получают большие повреждения, чем машины, обращенные к взрыву передней частью. Загруженные и закрепленные средства транспорта имеют меньшую степень повреждения. Более устойчивыми элементами являются двигатели. Например, при сильных повреждениях двигатели автомашин повреждаются незначительно, и машины способны двигаться своим ходом.

Наиболее устойчивы к воздействию ударной волны морские и речные суда и железнодорожный транспорт. При воздушном или надводном взрыве повреждение судов будет происходить главным образом под действием воздушной ударной волны. Поэтому повреждаются в основном надводные части судов—палубные надстройки, мачты, радиолокационные антенны и т. д. Котлы, вытяжные устройства и другое внутреннее оборудование повреждаются затекающей внутрь ударной волной. Транспортные суда получают средние повреждения при давлениях 60—80 кПа. Железнодорожный подвижной состав может эксплуатироваться после воздействия избыточных давлений: вагоны—до 40 кПа, тепловозы—до 70 кПа (слабые разрушения).

Самолеты—более уязвимые объекты, чем остальные транспортные средства. Нагрузки, создаваемые избыточным давлением 10 кПа, достаточны для того, чтобы образовались вмятины в обшивке самолета, деформировались крылья и стрингеры, что может привести к временному снятию с полетов.

Воздушная ударная волна также действует на растения. Полное повреждение лесного массива наблюдается при избыточном давлении, превышающем 50 кПа (0,5 кгс/см²). Деревья при этом вырываются с корнем, ломаются и отбрасываются, образуя сплошные завалы. При избыточном давлении от 30 до 50 кПа (0,3—0,5 кгс/см²) повреждается около 50 % деревьев (завалы также сплошные), а при давлении от 10 до 30 кПа (0,1—0,3 кгс/см²)—до 30% деревьев. Молодые деревья более устойчивы к воздействию ударной волны, чем старые и спелые.

4.3.4 Световое излучение

По своей природе световое излучение ядерного взрыва — совокупность видимого света и близких к нему по спектру ультрафиолетовых и инфракрасных лучей. Источник светового излучения — светящаяся область взрыва, состоящая из нагретых до высокой температуры веществ ядерного боеприпаса, воздуха и грунта (при наземном взрыве). Температура светящейся области в течение некоторого времени сравнима с температурой поверхности солнца (максимум 8000 - 10000 и минимум 1800°С). Размеры светящейся области и ее температура быстро изменяются во времени. Продолжительность светового излучения зависит от мощности и вида взрыва и может продолжаться до десятков секунд. При воздушном взрыве ядерного боеприпаса мощностью 20 кт световое излучение продолжается 3 с, термоядерного заряда 1Мт - 10с. Поражающее действие светового излучения характеризуется световым импульсом.

Световым импульсом называется отношение количества световой энергии к площади освещенной поверхности, расположенной перпендикулярно распространению световых лучей. Единица светового импульса — джоуль на квадратный метр (Дж/м²) или калория на квадратный сантиметр (кал/см²). $1 \text{ Дж/м}^2 = 23,9 \cdot 10^{-6} \text{ кал/см}^2$; $1 \text{ кДж/м}^2 = 0,0239 \text{ кал/см}^2$; $1 \text{ кал/см}^2 = 40 \text{ кДж/м}^2$. Световой импульс зависит от мощности и вида взрыва, расстояния от центра взрыва и ослабления светового излучения в атмосфере, а также от экранирующего воздействия дыма, пыли, растительности, неровностей местности и т.д.

При наземных и надводных взрывах световой импульс на тех же расстояниях меньше, чем при воздушных взрывах такой же мощности. Это объясняется тем, что световой импульс излучает полусфера, хотя и большего диаметра, чем при воздушном взрыве. Что касается распространения светового излучения, то большое значение имеют другие факторы. Во-первых, часть светового излучения поглощается слоями водяных паров и пыли непосредственно в районе взрыва. Во-вторых, большая часть световых лучей прежде, чем достичь объекта на поверхности земли, должна будет пройти воздушные слои, расположенные близко к земной поверхности. В этих наиболее насыщенных слоях атмосферы происходит значительное поглощение светового излучения молекулами водяных паров и двуокиси углерода; рассеяние в результате наличия в воздухе различных частиц здесь также гораздо большее. Кроме того, необходимо учитывать рельеф местности. Количество световой энергии, достигающей объекта, находящегося на определенном расстоянии от наземного взрыва, может составлять для малых расстояний порядка трех четвертей, а на больших—половину импульса при воздушном взрыве такой же мощности.

При подземных или подводных взрывах поглощается почти все световое излучение. При ядерном взрыве на большой высоте рентгеновские лучи, излучаемые исключительно сильно нагретыми продуктами взрыва, поглощаются большими толщами разреженного воздуха. Поэтому температура огненного шара (значительно больших размеров, чем при воздушном взрыве) ниже. Для высот порядка 30 - 100 км на световой импульс расходуется около 25- 35% всей энергии взрыва.

При оценке светового импульса необходимо учитывать возможность воздействия отраженных лучей. Если земная поверхность хорошо отражает свет (снежный покров, высохшая трава, бетонное покрытие и др.), то прямое световое излучение, падающее на объект, усиливается отраженным. Суммарный световой импульс при воздушном взрыве может быть больше прямого в 1,5—2 раза. Если взрыв происходит между облаками и землей, то световое излучение, отраженное от облаков, действует на объекты, закрытые от прямого излучения. Световой импульс, отраженный от облаков, может достигать половины прямого импульса.

Световое излучение ядерного взрыва при непосредственном воздействии на человека вызывает ожоги открытых участков тела, временное ослепление или ожоги сетчатки глаз. Возможны вторичные ожоги, возникающие от пламени горящих зданий, сооружений, растительности, воспламенившейся или тлеющей одежды.

Независимо от причин возникновения, ожоги разделяют по тяжести поражения организма.

Ожоги первой степени выражаются в болезненности, покраснении и припухлости кожи. Они не представляют серьезной опасности и быстро вылечиваются без каких-либо последствий. При *ожогах второй степени* образуются пузыри, заполненные прозрачной белковой жидкостью; при поражении значительных участков кожи человек может потерять на некоторое время трудоспособность и нуждается в специальном лечении. Пострадавшие с ожогами первой и второй степеней, достигающими даже 50-60% поверхности кожи, обычно выздоравливают. *Ожоги третьей степени* характеризуются омертвлением кожи с частичным поражением росткового слоя. *Ожоги четвертой степени*: омертвление кожи и более глубоких слоев тканей (подкожной клетчатки, мышц, сухожилий костей). Поражение ожогами третьей и четвертой степени значительной части кожного покрова может привести к смертельному исходу. Одежда людей и шерстяной покров животных защищает кожу от ожогов. Поэтому ожоги чаще бывают у людей на открытых частях тела, а у животных - на участках тела, покрытых коротким и редким волосом. Импульсы светового излучения, необходимые для поражения кожи животных, покрытой волосатым покровом, более высокие.

Степень ожогов световым излучением закрытых участков кожи зависит от характера одежды, ее цвета, плотности и толщины. Люди, одетые в свободную одежду светлых тонов, одежду из шерстяных тканей, обычно меньше поражены световым излучением, чем люди, одетые в плотно прилегающую одежду темного цвета или прозрачную, особенно одежду из синтетических материалов.

Большую опасность для людей и сельскохозяйственных животных представляют пожары, возникающие на объектах народного хозяйства в результате воздействия светового излучения и ударной волны. По данным иностранной печати, в городах Хиросима и Нагасаки примерно 50% всех смертельных случаев было вызвано ожогами; из них 20-30% — непосредственно световым излучением и 70- 80% — ожогами от пожаров.

Поражение глаз человека может быть в виде временного ослепления - под влиянием яркой световой вспышки. В солнечный день ослепление длится 2-5 мин, а ночью, когда зрачок сильно расширен и через него проходит больше света, - до 30 мин и более. Более тяжелое (необратимое) поражение - ожог глазного дна - возникает в том случае, когда человек или животное фиксирует свой взгляд на вспышке взрыва. Такие необратимые поражения возникают в результате концентрированного (фокусируемого хрусталиком глаза) на сетчатку глаза прямо падающего потока световой энергии в количестве, достаточном для ожога тканей. Концентрация энергии, достаточной для ожога сетчатой оболочки, может

произойти и на таких расстояниях от места взрыва, на которых интенсивность светового излучения мала и не вызывает ожогов кожи. В США при испытательном взрыве мощностью около 20 кт отметили случаи ожога сетчатки на расстоянии 16 км от эпицентра взрыва, на расстоянии, где прямой световой импульс составлял примерно 6 кДж/м^2 ($0,15 \text{ кал/см}^2$). При закрытых глазах временное ослепление и ожоги глазного дна исключаются.

Защита от светового излучения более проста, чем от других поражающих факторов. Световое излучение распространяется прямолинейно. Любая непрозрачная преграда, любой объект, создающий тень, могут служить защитой от него. Используя для укрытия ямы, канавы, бугры, насыпи, простенки между окнами, различные виды техники, кроны деревьев и т. п., можно значительно ослабить или вовсе избежать ожогов от светового излучения. Полную защиту обеспечивают убежища и противорадиационные укрытия.

Энергия светового импульса, падая на поверхность предмета, частично отражается его поверхностью, поглощается им и проходит через него, если предмет прозрачный. Поэтому характер (степень) поражения элементов объекта зависит как от светового импульса и времени его действия, так и от плотности, теплоемкости, теплопроводности, толщины, цвета, характера обработки материалов, расположения поверхности к падающему световому излучению, — всего, что будет определять степень поглощения световой энергии ядерного взрыва.

Световой импульс и время высвечивания светового излучения зависят от мощности ядерного взрыва. При продолжительном действии светового излучения происходит большой отток тепла от освещенной поверхности в глубь материала, следовательно, для нагрева ее до той же температуры, что и при кратковременном освещении, требуется большее количество световой энергии. Поэтому, чем выше тротиловый эквивалент, тем больший световой импульс требуется для воспламенения материала. И, наоборот, равные световые импульсы могут вызвать большие поражения при меньших мощностях взрывов, так как время их высвечивания меньше (наблюдаются на меньших расстояниях), чем при взрывах большой мощности.

Тепловое воздействие проявляется тем сильнее в поверхностных слоях материала, чем они тоньше, менее прозрачны, менее теплопроводны, чем меньше их сечение и меньше удельный вес. Однако, если световая поверхность материала быстро темнеет в начальный период действия светового излучения, то остальную часть световой энергии она поглощает в большем количестве, как и материал темного цвета. Если же под действием излучения на поверхности материала образуется большое количество дыма, то его экранирующее действие ослабляет общее воздействие излучения. К материалам и предметам, способным легко воспламеняться от светового излучения, относятся: горючие газы, бумага, сухая трава, солома, сухие листья, стружка, резина и резиновые изделия, пиломатериалы, деревянные постройки. Пожары на объектах и в населенных пунктах возникают от светового излучения и вторичных факторов, вызванных воздействием ударной волны. Наименьшее избыточное давление, при котором могут возникнуть пожары от вторичных причин, — 10 кПа ($0,1 \text{ кгс/см}^2$). Возгорание материалов может наблюдаться при световых импульсах 125 кДж (3 кал/см^2) и более. Эти импульсы светового излучения в ясный солнечный день наблюдаются на значительно больших расстояниях, чем избыточное давление во фронте ударной волны 10 кПа . Так, при воздушном ядерном взрыве мощностью 1 Мт в ясную солнечную погоду деревянные строения могут воспламеняться на расстоянии до 20 км от центра взрыва, автотранспорт—до 18 км , сухая трава, сухие листья и гнилая древесина в лесу — до 17 км . Тогда как действие избыточного давления 10 кПа для данного взрыва отмечается на расстоянии 11 км . Большое влияние на возникновение пожаров оказывает наличие горючих материалов на территории объекта и внутри зданий и сооружений. Световые лучи на близких расстояниях от центра взрыва падают под большим углом к поверхности земли; на больших расстояниях — практически параллельно поверхности земли. В этом случае световое излучение проникает через застекленные проемы в помещения и может воспламенять горючие материалы, изделия и оборудование в цехах предприятий

(большинство сортов хозяйственных тканей, резины и резиновых изделий загорается при световом импульсе $250\text{—}420\text{ кДж/м}^2$ ($6\text{—}10\text{ кал/см}^2$)).

С точки зрения производства спасательных работ пожары классифицируют по трем зонам: зона отдельных пожаров, зона сплошных пожаров и зона горения и тления в завалах. Зона пожаров представляет территорию, в пределах которой в результате воздействия оружия массового поражения возникли пожары. *Зоны отдельных пожаров* представляют собой районы, участки застройки, на территории которых пожары возникают в отдельных зданиях, сооружениях. Маневр формирования между отдельными пожарами без средств тепловой защиты возможен. Зона сплошных пожаров - территория, на которой горит большинство сохранившихся зданий. Через эту территорию невозможен проход или нахождение на ней формирований без средств защиты от теплового излучения или проведения специальных противопожарных мероприятий по локализации или тушению пожара. *Зона горения и тления* в завалах представляет собой территорию, на которой горят разрушенные здания и сооружения I, II и III степени огнестойкости. Она характеризуется сильным задымлением: выделением окиси углерода и других токсичных газов и продолжительным (до нескольких суток) горением в завалах. Сплошные пожары могут развиваться в огневой шторм, представляющий собой особую форму пожара. *Огневой шторм* характеризуется мощными восходящими вверх потоками продуктов сгорания и нагретого воздуха, создающими условия для ураганного ветра, дующего со всех сторон к центру горящего района со скоростью $50\text{--}60\text{ км/ч}$ и более. Образование огненных штормов возможно на участках с плотностью застройки зданиями и сооружениями III, IV и V степени огнестойкости не менее 20%. Последствием воспламеняющего действия светового излучения могут быть обширные лесные пожары. Возникновение и развитие пожаров в лесу зависит от времени года, метеорологических условий и рельефа местности. Сухая погода, сильный ветер и ровная местность способствуют распространению пожара. Лиственный лес летом, когда деревья имеют зеленые листья, загорается не так быстро и горит с меньшей интенсивностью, чем хвойный. Осенью световое излучение ослабляется кронами меньше, а наличие сухих опавших листьев и сухой травы способствует возникновению и распространению низовых пожаров. В зимних условиях возможность возникновения пожаров уменьшается в связи с наличием снежного покрова.

4.3.5 Проникающая радиация

Радиация - важный поражающий фактор ядерного оружия, представляющий собой гамма-излучение и поток нейтронов, испускаемых в окружающую среду из зоны ядерного взрыва. Кроме гамма-излучения и потока нейтронов выделяются ионизирующие излучения в виде альфа- и бета-частиц, имеющих малую длину свободного пробега, вследствие чего их воздействием на людей и материалы пренебрегают. Время действия проникающей радиации не превышает $10\text{--}15\text{ с}$ с момента взрыва.

Основные параметры, характеризующие ионизирующие излучения, - доза и мощность дозы излучения, поток и плотность потока частиц.

Степень тяжести лучевого поражения главным образом зависит от поглощенной дозы. Для измерения поглощенной дозы любого вида ионизирующего излучения Международной системой измерений "СИ" установлена единица грэй (Гр); в практике применяется внесистемная единица - рад. *Грэй* равен поглощенной дозе излучения, соответствующей энергии 1 Дж ионизирующего излучения любого вида, переданной облучаемому веществу массой 1 кг . Для типичного ядерного взрыва один рад соответствует потоку нейтронов (с энергией, превышающей 200 эВ) порядка $5 \cdot 10^{14}$ нейтрон / м^2 : $1\text{ Гр} = 1\text{ Дж/кг} = 100\text{ рад} = 10000\text{ эрг/г}$.

Радиоактивное заражение возникает в результате выпадения радиоактивных веществ (РВ) из облака ядерного взрыва. Основные источники радиоактивности при ядерных взрывах: продукты деления веществ, составляющих ядерное горючее (200 радиоактивных изотопов 36 химических элементов); наведенная активность, возникающая в результате воздействия потока нейтронов ядерного взрыва на некоторые химические элементы, входящие в состав грунта (натрий, кремний и др.); некоторая часть ядерного горючего,

которая не участвует в реакции деления и попадает в виде мельчайших частиц в продукты взрыва.

Излучение радиоактивных веществ состоит из трех видов лучей: альфа, бета и гамма. Наибольшей проникающей способностью обладают гамма-лучи (в воздухе они проходят путь в несколько сот метров), меньшей—бета-частицы (несколько метров) и незначительной — альфа-частицы (несколько сантиметров). Поэтому основную опасность для людей при радиоактивном заражении местности представляют гамма- и бета-излучения.

Радиоактивное заражение имеет ряд особенностей, отличающих его от других поражающих факторов ядерного взрыва. К ним относятся: большая площадь поражения — тысячи и десятки тысяч квадратных километров; длительность сохранения поражающего действия — дни, недели, а иногда и месяцы; трудности обнаружения радиоактивных веществ, не имеющих цвета, запаха и других внешних признаков.

Очагом ядерного поражения называется территория, в пределах которой в результате воздействия ядерного оружия произошли массовые поражения людей, сельскохозяйственных животных, растений и (или) разрушения и повреждения зданий и сооружений.

Очаг ядерного поражения характеризуется: количеством пораженных; размерами площадей поражения; зонами заражения с различными уровнями радиации; зонами пожаров, затопления, разрушения и повреждения зданий и сооружений; частичным разрушением, повреждением или завалом защитных сооружений.

Поражение людей и животных в очаге может быть от воздействия ударной волны, светового излучения, проникающей радиации и радиоактивного заражения, а также от воздействия вторичных факторов поражения. Степень разрушения элементов производственного комплекса объекта определяется в основном действием ударной волны, светового излучения, вторичных факторов поражения, а для некоторых объектов — также действием проникающей радиации и электромагнитного импульса. Одновременное непосредственное и косвенное действие всех поражающих факторов ядерного взрыва на людей, оказавшихся в очаге, утяжеляет степень поражения. Такое одновременное действие может увеличить степень разрушений зданий, сооружений, вывод из строя оборудования и т. д. Однако соотношение отдельных видов поражений и разрушений непостоянно; в зависимости от конкретных условий, мощности и вида взрыва оно может меняться в широких пределах. Так, с увеличением мощности взрыва увеличивается площадь разрушений зданий и при прочих равных условиях поражается большее количество людей. В зависимости от метеорологических условий изменяется степень поражения световым излучением. При ядерных взрывах малой мощности, воздействие проникающей радиации на людей значительно, чем воздействие ударной волны и светового излучения.

4.4 Взрыв над лесным массивом

Непосредственное действие оружия может быть усилено выбором цели. Представим себе вполне «безобидную», на первый взгляд, ситуацию, когда бомба мощностью в 1 Мт взрывается над лесным массивом. Излучение взрыва немедленно вызовет пожар на площади около 10^3 км², содержащей 10 миллионов кубических метров леса. Очень трудно предсказать характер развития этого грандиозного пожара: будет ли он распространяться дальше или погибнет от нехватки кислорода. Если в качестве компромиссной оценки принять, что лес сгорит на территории 1000 км², то тепло, выделившееся от горения леса будет превосходить энергию собственного взрыва в десятки раз. Пожар будет сопровождаться мощными бурями, вызванными перемещениями разогретого воздуха в верхние слои атмосферы вместе с продуктами горения — золой.

Десять тысяч имеющихся бомб хватит, чтобы сжечь лес на площади 10^6 км². общее энерговыделение сравнимо с потреблением человеком энергии в продолжении десятков лет, зола закроет Солнце, ее толщина в пересчете на Землю составит доли миллиметра.

4.5 Ядерная зима

Можно сказать, что уже сейчас люди располагают силой в виде ядерной энергии, способной вызвать необратимые последствия для всей экосистемы, включая человека. Такова вполне беспросветная картина массовой ядерной войны.

Много писалось о «ядерной зиме». Напомним, что при взрыве в атмосферу выбрасывается грунт в количестве, примерно равном мощности, выброшенной в тоннах тротила (одной мегатонне соответствует миллион тонн грунта). Путем прямых расчетов и сравнений с крупнейшими извержениями доказывалось, что десять тысяч мегатонных взрывов способны поднять такое количество пыли, что она нарушит прозрачность атмосферы, солнечные лучи не дойдут до поверхности. Наступит резкое похолодание и гибель всего живого.

5. ИСПЫТАНИЕ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ

5.1 Безопасность ядерного оружия

Контроль за безопасностью ядерного оружия требует проведения испытаний его надежности. Возможны три способа испытания ядерного оружия: 1. Взрывы на полигоне. 2. Демонтаж зарядов и проверка отдельных узлов в лабораторных условиях. 3. Теоретические расчеты и имитационное моделирование.

Одна из задач разработчиков оружия состоит в том, чтобы сделать его нечувствительным ко всякого рода отклонениям в изготовлении, к качеству материалов. Пока существует оружие, необходимо поддерживать его боеготовность. Есть конечная вероятность снижения мощности или даже отказа при неблагоприятном наложении допусков, усугубленных к тому же «старением». Отсюда возникает необходимость проверок.

Непременным абсолютным требованием к ядерному оружию является недопустимость ядерного взрыва при всех неожиданностях – пожаре, попадании пули, падении с высоты и тому подобное. Конструкция современной бомбы исключает несанкционированное развитие в ней ядерных процессов. Однако обычные взрывчатые вещества, входящие в состав ядерного оружия, не удовлетворяют критериям безопасности. Поэтому ведется постоянный поиск новых взрывчатых веществ, что требует продолжения испытаний.

За все время существования ядерного оружия в России разбрасывания плутония от случайного взрыва не наблюдалось. Отсутствие подобного рода инцидентов свидетельствует о высокой надежности производства и эксплуатации оружия, богатом накопленном опыте (примерно миллион «бомбо-лет»). Сейчас риск опасных событий резко снижается из-за разоружения.

К 1997 г. США провели 1032, СССР – 715, Франция – 210, Великобритания – 45, Китай – 47 испытаний. Как всякое крупное явление, ядерное оружие переживает стадии рождения, бурного развития, насыщения. С учетом сотен испытаний, многолетних исследований оружие явно переживает свою заключительную фазу. Сейчас испытание ядерного оружия предпочитают осуществлять методами компьютерного моделирования, но раньше испытания проводили на специальных полигонах.

5.2 Полигоны

5.1.1 Новая Земля

В октябре 1961 на полигоне «Новая Земля» в верхних слоях атмосферы взорвана самая большая бомба мощностью 50 Мт (бомба в 100 Мт, с целью уменьшения радиоактивности мощность была искусственно снижена примерно вдвое заменой урана на неделящиеся материалы. Из правительственного заявления следовало, что у нас есть бомба мощностью 100 Мт, а, если надо, то и более. В 1962 продолжались испытания бомб большой мощности, но все же поменьше, чем первая. Недостатки супербомбы: конструкция непрактично и неоправданно усложнена, перетяжена настолько, что не лезет ни в один существующий и перспективный носитель.

5.1.2 Семипалатинск

21 августа 1947 года Совет Министров СССР принял закрытое постановление о создании 2-го Государственного научно-исследовательского испытательного ядерного полигона. Семипалатинский полигон общей площадью 18000 кв. км был создан в 1948 году специально для проведения испытаний первого советского ядерного устройства. Полигон располагался в северо-восточном Казахстане, на стыке Павлодарской, Карагандинской и бывшей Семипалатинской областей. Первый ядерный взрыв на полигоне произведен 29 августа 1949 года, последний - 19 октября 1989. Первый подземный ядерный взрыв осуществлен 11 октября 1961 года. Здесь впервые проведено испытание термоядерного оружия (12.08.53) и водородной бомбы (22.11.55).

За 40 лет на полигоне произведено 464 воздушных, наземных и подземных ядерных взрывов, в том числе 116 (26 наземных и 90 воздушных) до 1963 года. После подписания в 1963 году договора с США и Великобританией о запрещении испытаний в атмосфере, космическом пространстве и под водой, СССР стал производить подземные взрывы. После заключения договора о запрещении ядерных испытаний в атмосфере (1963) было осуществлено еще 346 подземных ядерных взрывов, в том числе пять в мирных целях (в частности, создание искусственного озера Чаган в январе 1965). Подземные взрывы проводились как в горизонтальных (215 взрывов), так и в вертикальных (133 взрыва) выработках заложения ядерных нарывных устройств. Помимо ядерных взрывов на полигоне произведено 175 взрывов с применением химических взрывчатых веществ. Последний ядерный заряд на полигоне, в штольне в горах Дегелен, был уничтожен методом химического подрыва 31 мая 1995 года. Список подземных ядерных взрывов, проведенных на Семипалатинском полигоне в 1961-1989 гг (с 6 августа 1985 г. по 25 февраля 1987 года существовал односторонний мораторий СССР на проведение любых ядерных взрывов) приведен в **Табл.1**.

Пояснения к Табл.1. По признакам наблюдаемой радиационной ситуации подземные ядерные взрывы в соответствии с принятой терминологией характеризуются как:

ВВГ — взрыв с выбросом грунта — подземный взрыв наружного действия, сопровождающийся разрушением и перемещением пород в эпицентральной зоне и выходом его радиоактивных продуктов в атмосферу в аэрозольной и газовой фазах; на земной поверхности образуется воронка (кратер) выброса;

ВКП — взрыв камуфлетный полный — подземный взрыв полного внутреннего действия, сопровождающийся образованием подземной полости с соответствующим уплотнением, дроблением и растрескиванием горной породы вокруг нее, но породный целик препятствует выходу или истечению газообразных продуктов в атмосферу;

ВНК (РИГ) — взрыв неполного камуфлета — взрыв полного внутреннего действия, сопровождающийся соединением зон трещиноватости и откольного разрушения поверхности земли в эпицентральной зоне взрыва и вентиляционным, как правило незначительным, истечением в атмосферу короткоживущих радионуклидов — инертных газов

ВНК (НРС) — взрыв неполного камуфлета — взрыв полного внутреннего действия с нештатной радиационной ситуацией (НРС) сопровождающийся ранним и напорным динамическим попаданием в атмосферу продуктов взрыва в газо и парообразной фазе, обусловленным случайным нарушением нормального процесса проведения испытания или не предусмотренными проектом его последствиями, которые могли привести или приводили к облучению людей выше установленных норм или к материальному ущербу.

По первичному радиационному эффекту подземные взрывы на Семипалатинском полигоне распределяются следующим образом: 50 % — ВКП; 49 % — ВНК (РИГ), в том числе 4 % ВНК (НРС), 1%—ВВГ.

Результаты экспедиционных исследований Академии наук Республики Казахстан, проведенные еще в 1957-1959 показали экологическую опасность проведения испытаний, наличие повышенного радиоактивного загрязнения территорий, прилегающих к Семипалатинскому полигону, и возникновения патологии у людей и животных. За пределы полигона вышли радиоактивные облака 55 воздушных и наземных взрывов и газовая фракция 69 подземных взрывов.

В апреле 1996 года Национальный ядерный центр Казахстана и Агентство по ядерной безопасности при министерстве обороны США подписали соглашение, в соответствии с которым казахстанские и американские специалисты приступили к ликвидации 186 туннелей, штолен, скважин и шахт в которых проводились испытания. 29 июля 2000 года путем подрыва 100 тонн гранулированного тротила взорвана последняя штольня

Семипалатинского ядерного полигона. Полигон прекратил свое существование. В память о жертвах ядерных испытаний в Семипалатинске был воздвигнут монумент.

6. МИРНЫЕ ВЗРЫВЫ

В СССР была произведена серия мирных взрывов атомных и водородных зарядов.

Серией взрывов пытались облегчить земляные работы на предполагаемом канале по переброске северных рек в южные районы страны. Как сам проект был не подготовлен, так и место взрывов встретило сопротивление общественности. Воронки от взрывов в той болотистой местности заплыли за 1-2 года. На юге страны, в Средней Азии, в районе Памука возник мощный горящий факел. Пожарные не могли подойти к очагу горения ближе нескольких метров – такова была сила огня. Была прорыта наклонная скважина на пересечении с горячей. Вот тогда решающую роль сыграл малый калибр нашего ядерного снаряда. Взрыв производился в исключительно тяжелых условиях, при температуре около 1000С. Ударная волна пережала канал, поступление газа наружу прекратилось.

В Апатитах с целью дробления массива руды произведен взрыв в необычной постановке. Хитрость состояла в том, чтобы значительную долю энергии оттранслировать в рабочую область, а малоподвижную и радиоактивную – самозахоронить в отдалении.

Десятки взрывов прозвучали в малоизученных, но весьма перспективных районах Сибири, направленных на составление геологических карт обширных областей, в том числе нефте- и газоносных (сейсморазведка). Был подготовлен, но не осуществлен взрыв на Удоканском медном месторождении, который с учетом горного рельефа должен был обнажить рудоносный слой.