

621.039
P. 19
ИФЭ

В.И. Савандер, А.А. Смирнов



*Кафедра
теоретической
и экспериментальной
физики
ядерных
реакторов*

**ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ
БЕЗОПАСНОСТИ НА ВНЕШНИХ
ЭТАПАХ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО
ЦИКЛА**

Москва 2006

ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО ОБРАЗОВАНИЮ

621.32.2
С 11

МОСКОВСКИЙ ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ
(ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ)

ФАКУЛЬТЕТ ФИЗИКИ И ЭКОНОМИКИ ВЫСОКИХ ТЕХНОЛОГИЙ

В.И. Савандер, А.А. Смирнов

ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ВНЕШНИХ ЭТАПАХ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

*Рекомендовано УМО «Ядерные физика и технологии»
в качестве учебного пособия
для студентов высших учебных заведений*

Москва 2006

Савицкер В.Н., Смирнов А.А. Основы ядерной и радиационной безопасности на внешних этапах ядерного топливного цикла: Учебное пособие. М.: МИФИ, 2006. – 104 с.

Учебное пособие посвящено способам анализа и оценки ядерной и радиационной безопасности на различных стадиях ядерного топливного цикла, исключая АЭС. Кратко изложены основные положения концепции ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации. Рассмотрены основные понятия и теоретические основы ядерной безопасности. Обсуждаются основные характеристики нейтронной вспышки при возникновении самоподдерживающегося цепного ядерного процесса и способы ее предотвращения с использованием поглотителей нейтронов.

Рассмотрены вопросы, относящиеся к проблемам обеспечения ядерной и радиационной безопасности при транспортировке и хранении ядерных материалов, понятия риска и перечень исходных событий ядерных и радиационных аварий. Рассматриваются различные аспекты безопасной утилизации АПЛ и проблемы долгосрочного хранения ядерных отходов АПЛ.

Пособие предназначается для использования при изучении курса «Высокотемпературная ядерная и радиационная безопасность», который читается в МИФИ при подготовке магистров по направлению «Техническая физика».

Пособие предназначено для студентов и аспирантов, специализирующихся в области безопасного обращения с ядерными материалами.

Пособие подготовлено в рамках методического обеспечения магистерской образовательной программы «Безопасное обращение с ядерными материалами».

Рецензент канд. физ.-мат. наук Болытко В.В.

ВРЭС 1.0.0.0
КНИД. 1.0.0.0 779281, 779282, 779283, 779284.

ДНА. 1.0.0.0 779285, 779286.

ИБО. 1.0.0.0 779287

ИБП. 3.0.0.0 779288, 779289, 779290

ИОП. 5.0.0.0 В.Н. Савицкер, А.А. Смирнов, 2006

ОГЛАВЛЕНИЕ

Предисловие	5
Глава 1. Концепция ядерной и радиационной безопасности в Российской Федерации	7
1.1. Понятие ядерной и радиационной безопасности	8
1.2. Основные принципы и критерии ядерной и радиационной безопасности	9
1.3. Нормы и правила ядерной и радиационной безопасности ...	10
Глава 2. Теоретические основы ядерной безопасности	12
2.1. Коэффициент размножения однородной бесконечной среды	12
2.2. Критический объем и критическая масса	14
2.3. Влияние отражателя на критичность	15
2.4. Основные ядерные материалы	17
2.5. Критические массы однородных ядерных материалов	19
2.6. Критические массы ядерных материалов в растворах	22
2.7. Самопроизвольная цепная реакция деления	23
2.8. Критические сборки и критстенды	28
2.9. Понятие некритического объема	29
Глава 3. Нейтронные поглотители	33
3.1. Поглотители нейтронов. Блокированный и неблокированный поглотитель	33
3.2. Борный поглотитель	36
3.3. Гадолиний	38
3.4. Эрбий	40
Глава 4. Начальные стадии ядерного топливного цикла	42
4.1. Ядерный топливный цикл	42
4.2. Предприятия начальной стадии ядерного топливного цикла	44
4.3. Ядерная безопасность природного урана	47
4.4. Гексафторид урана	48
4.5. Регенерированный уран	50
4.6. MOX-топливо	54
4.7. Технология изготовления смешанного оксидного топлива	56

Глава 5. Обеспечение безопасности при транспортировке и хранении ядерных материалов.....	60
5.1. Характеристика радиационных грузов.....	60
5.2. Транспортные категории упаковок.....	63
5.3. Ядерная безопасность при транспортировке ядерных материалов.....	65
5.4. Транспортные контейнеры для перевозки отработанного ядерного топлива.....	67
5.5. Стратегия обращения с отработанным ядерным топливом (ОЯТ) в России.....	76
5.6. «Мокрое» хранилище ОЯТ.....	77
5.7. Пристанционные хранилища ОЯТ с РБМК-1000.....	79
5.8. Сухое хранилище ОЯТ реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000.....	81
5.9. Оценка воздействия ХОТ-2 на окружающую среду.....	86
Глава 6. Федеральная концепция комплексной утилизации атомных подводных лодок.....	89
6.1. Основные принципы концепции.....	89
6.2. Выгрузка ОЯТ из реакторов АПЛ.....	91
6.3. Обращение с реакторными отсеками и реакторными помещениями.....	92
6.4. Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при выводе из эксплуатации АПЛ.....	93
6.5. Радиационная безопасность при утилизации АПЛ.....	94
Приложение. Приближенный тепловой расчет контейнера для ОТВС при нормальных условиях перевозки.....	99
Список литературы.....	103

ПРЕДИСЛОВИЕ

Как известно, ядерный топливный цикл включает в себя много различных производств, где происходит обращение с ядерными материалами в различной форме. При первом знакомстве с ядерной энергетикой студенты изучают дисциплины, касающиеся теории и физики ядерных реакторов, включая и вопросы безопасности ядерно-энергетических установок различного целевого назначения. При этом за кадром остаются вопросы безопасности ядерного топливного цикла на начальных стадиях, в которых происходит получение обогащенного урана и изготовление ядерного топлива в виде твэлов и топливных сборок, и на конечных этапах, где осуществляются процессы, связанные с хранением, переработкой и транспортировкой облученного ядерного топлива. Данное учебное пособие является попыткой восполнить этот пробел.

При изложении материала, касающегося обеспечения ядерной и радиационной безопасности на вне реакторных этапах ядерного топливного цикла, прежде всего, необходимо рассмотреть государственную концепцию ядерной и радиационной безопасности, в которой отражены как жгучие проблемы, требующие безотлагательного решения, так и долгосрочные задачи. Решение всех этих проблем основывается на нормативных документах по ядерной и радиационной безопасности, краткое изложение которых представлено в пособии.

Обеспечение ядерной безопасности опирается на поддержание эффективного коэффициента размножения различных размножающих систем ниже определенного уровня. Поэтому в пособии кратко даны понятия коэффициента размножения и основных факторов, определяющих его величину в той или иной размножающей среде. При этом рассматриваются различные ядерные материалы, используемые в современной ядерной энергетике, как природные, так и полученные в результате ядерных превращений.

Как правило, ядерные аварии приводят в основном к радиационным последствиям. В связи с этим рассматриваются радиационные характеристики природных ядерных материалов и ядерных материалов, полученных искусственным путем. С этой точки зрения наиболее опасные аварийные ситуации возникают при обращении с отработанным ядерным топливом как на этапе хранения, включая и

долговременное хранение в специализированных хранилищах, так и при транспортировании отработанных ТВС к хранилищам и на ядерно-химическую переработку.

Не осталась без внимания и острая проблема утилизации атомных подводных лодок, многие из которых, хотя и выведены из боевого дежурства, но до сих пор хранят в себе невыгруженное ядерное топливо. Здесь главное внимание уделяется наиболее ядерно-опасной операции – выгрузке отработанного ядерного топлива, отправке его на переработку. Кроме того, важное значение имеет обеспечение безопасности при долгосрочном хранении ядерных отсеков, загруженных твердыми радиоактивными отходами, получаемыми в результате работ по утилизации атомных подводных лодок.

ГЛАВА I

КОНЦЕПЦИЯ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Овладение энергией атомного ядра и широкое использование источников ионизирующего излучения являются одними из важнейших достижений человечества в XX веке. Однако один из наиболее важных и эффективных способов применения этих достижений – ядерная энергетика – в силу ряда причин вызывает сегодня опасения и неприятие в больших слоях общества.

В России в процессе освоения ядерных технологий сложилась сложная ситуация в решении вопросов ядерной и радиационной безопасности, которая во многом обусловила ряд радиационных аварий и, в частности, привела к Чернобыльской катастрофе. В результате работ по изготовлению ядерного оружия, особенно в 1940 – 60 гг., Чернобыльской и других крупных радиационных аварий (таких, как авария на Химкомбинате «Маяк» и Сибирском химическом комбинате), а также ядерных испытаний, часть территории Российской Федерации характеризуется неблагоприятной радиационной обстановкой.

Массовый вывод из эксплуатации атомных подводных лодок (АПЛ) привел к накоплению АПЛ с невыгруженным ядерным топливом. Высокая концентрация АПЛ в пунктах базирования и условия их хранения на плаву с невыгруженными активными зонами создают источник повышенной ядерной и радиационной опасности.

Радиоактивное загрязнение ряда регионов вызывает необходимость проведения специальных мер по радиологической защите населения и реабилитации загрязненных территорий, что создает значительную нагрузку на экономику России. Аварии и загрязнения территорий вызвали в свою очередь рост социальной напряженности и антиядерных настроений среди населения.

Многолетний опыт эксплуатации АЭС в технологически нормальном режиме свидетельствует об определенных экологических преимуществах ядерной энергетике перед энергетикой на органическом топливе. Однако в случае тяжелой радиационной аварии на АЭС или предпринятых ядерного топливного цикла может быть оказано существенное отрицательное воздействие на население и окружающую среду. Это остро ставит вопросы значительного по-

вышения безопасности действующих АЭС и предприятий ядерного топливного цикла, в частности, создания нового поколения экологически чистых реакторов с внутренне присущей безопасностью.

Требует внимания проблема обеспечения радиационной безопасности населения при использовании источников ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в различных областях человеческой деятельности, в том числе, при облучении населения в медицинских целях, а также при облучении от источников природного происхождения, в частности, радоном в жилых помещениях.

1.1. Понятие ядерной и радиационной безопасности

Под радиационной безопасностью понимается совокупность условий, при которых достигается ограничение или практическое исключение вредного воздействия ионизирующих излучений на настоящее и будущее поколения людей и радиоактивного загрязнения окружающей среды, обусловленных эксплуатацией радиационно-опасных объектов и других источников ионизирующих излучений. Совокупность условий составляют принципы, нормы, правила безопасности, а также качество радиационно-опасных объектов и других источников ионизирующего излучения, соблюдение, выполнение и наличие которых определяются существующим уровнем научно-технических, экономических и социальных факторов.

Под ядерной безопасностью понимается сохранение защищенности человека и среды его обитания от неуправляемых реакций деления на установках и изделиях, использующих делящиеся материалы, и физическая защита от несанкционированного использования этих материалов. Нарушения и аварии на установках или изделиях, использующих ядерные материалы, включая возникновение неуправляемой ядерной реакции, имеют в основном радиационные последствия. Исключением составляет взрыв ядерного боеприпаса или самодельного ядерного устройства, при котором дополнительно возникают взрывная волна и световое излучение. Поэтому часто используют главным образом термин «радиационная безопасность».

Под системой мер обеспечения радиационной безопасности понимаются:

- процедуры и устройства для удержания доз облучения людей и рисков возникновения неблагоприятных воздействий ниже уста-

волевенных пределов и на таких низких уровнях, которые реально достижимы;

- средства достижения защиты людей от воздействия ионизирующего излучения и обеспечения их безопасности;
- процедуры и устройства для предотвращения аварий в случае, если они возникают.

1.2. Основные принципы и критерии ядерной и радиационной безопасности

• **Непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения персонала и населения от всех видов источников ионизирующего излучения – принцип нормирования.**

• **Запрещение всех видов деятельности по использованию источников ионизирующего излучения (ИИИ), при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиняемого дополнительным к естественному радиационному фону облучением – принцип обоснования.**

• **Поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого ИИИ – принцип оптимизации.**

Безопасность ядерно- и радиационно-опасных объектов должна обеспечиваться во всех режимах эксплуатации, в том числе и при нарушениях и авариях. Для каждого из возможных режимов предусматриваются соответствующие технические и организационные меры. При проектировании, нормальной эксплуатации ядерных установок и других объектов, ограничение радиационного облучения персонала и населения достигается путем:

- выбора площадки для размещения объекта и установления границ санитарно-защитной зоны;
- ограничения радиоактивных выбросов и сбросов с предприятий, использующих ядерные установки и радиоактивные источники;
- сведения к минимуму образования радиоактивных отходов;
- установления предельно-допустимых уровней индивидуального облучения;
- установления контрольных уровней облучения;
- ограничения коллективной дозы облучения.

В проектах ядерно и радиационно-опасных объектов должны быть предусмотрены системы безопасности и другие меры, так чтобы последствия проектных аварий по величине выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду не приводили к дозам облучения населения, требующим принятия обязательных мер по его защите. В случае тяжелых (запроектных) аварий и аварийного радиоактивного загрязнения окружающей среды, требующего противорадиационных мер, должны быть приняты заранее разработанные практические способы сведения к минимуму доз облучения и количества облученных лиц, радиоактивного загрязнения окружающей среды, экономических и социальных потерь. Система критериев безопасности для человека и среды его обитания, которая удовлетворяла бы вышеназванным принципам, может основываться на концепции приемлемого риска, предлагаемой Международной комиссией по радиологической защите.

1.3. Нормы и правила ядерной и радиационной безопасности

Согласно статье 13 Федерального закона РФ «О радиационной безопасности населения», оценка радиационной безопасности осуществляется по следующим основным показателям:

- характеристика радиоактивного загрязнения окружающей среды;
- анализ обеспечения мероприятий по радиационной безопасности и выполнение норм, правил и гигиенических нормативов в области радиационной безопасности;
- вероятность радиационных аварий и их масштаб;
- степень готовности к эффективной ликвидации радиационных аварий и их последствий;
- анализ доз облучения, получаемых отдельными группами населения от всех источников ионизирующего излучения;
- число лиц, подвергшихся облучению выше установленных пределов доз облучения.

Нормами радиационной безопасности НРБ-99 установлены основные дозовые пределы облучения категорий персонала и населения при нормальной эксплуатации.

Законом РФ установлено, что аварийное облучение при ликвидации последствий радиационных аварий не должно превышать

более чем в 10 раз среднегодовых значений основных гигиенических нормативов облучения для персонала, приведенных в табл. 1.

Таблица 1

Дозовые пределы облучения категорий персонала и населения

Нарушаемая величина	Категория облучаемых лиц	
	Персонал (группа А)	Население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эквивалентная доза за год в коже, кистях и стопах	500 мЗв	50 мЗв

Примечание. Основные пределы доз, как и все остальные допустимые уровни облучения персонала группы Б, равны 1/3 значений для персонала группы А.

Защита населения от аварийного радиационного воздействия достигается комплексом организационно-технических мероприятий по предотвращению (снижению вероятности) возникновения радиационных аварий и уменьшения последствий постулированных запроектных аварий. Для защиты от радиационных аварий разрабатываются:

- перечень потенциальных радиационных аварий с прогнозом их последствий и прогнозом радиационной обстановки;
- критерии принятия решений при возникновении радиационной аварии;
- план мероприятий по защите персонала и населения от радиационной аварии и ее последствий, согласованный с органами местного самоуправления, органами исполнительной власти, осуществляющий государственный надзор и контроль в области обеспечения радиационной безопасности;
- средства для оповещения и обеспечения ликвидации последствий радиационной аварии;
- медицинские средства профилактики радиационных поражений и средства оказания медицинской помощи пострадавшим при радиационной аварии;
- аварийно-спасательные формирования, создаваемые из числа работников (персонала).

ГЛАВА 2 ТЕОРЕТИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Как было сказано выше, в данном пособии основное внимание уделяется вопросам обеспечения ядерной безопасности на внешних этапах ядерного топливного цикла. В основе ядерной безопасности лежит понятие критичности и коэффициента размножения. В этой главе мы напомним основные понятия цепного ядерного процесса. К ним в первую очередь относятся понятия критичности и коэффициента размножения сред, содержащих делящиеся материалы.

2.1. Коэффициент размножения однородной бесконечной среды

В ядерной технологии под размножающей средой понимается гомогенная или гетерогенная среда, содержащая делящиеся материалы, такие, как уран природного состава, обогащенный уран, плутоний различного изотопного состава и другие ядерные материалы. Если в такой среде появятся нейтроны, то в ней обязательно будет протекать реакция деления. В результате реакции деления в размножающей среде появятся нейтроны деления, в количестве, превышающем один нейтрон, поскольку среднее число нейтронов на одно деление больше двух. Этот факт является основополагающим для возникновения цепного ядерного процесса деления в размножающей среде.

Для цепных процессов вводится понятие коэффициента размножения. Наиболее просто оно формулируется для бесконечной однородной размножающей среды на основе понятия поколения нейтронов. Если начальный источник нейтронов в среде принять за нейтроны первого поколения, то нейтроны деления, появившиеся в результате реакции деления тяжелых ядер нейтронами первого поколения, будут нейтронами второго поколения и т.д. Таким образом, возникает цепной процесс деления, в котором жизненный цикл нейтронов каждого поколения начинается с момента рождения и оканчивается поглощением нейтрона ядрами среды. Для наиболее простой модели, в которой предполагается, что поколения нейтронов следуют строго одно за другим, коэффициент размножения определяется как отношение числа нейтронов последующего поколения, к числу нейтронов породившего их поколения, т.е. предыдущего поколения

$$K_{\infty} = \frac{N^{(t+1)}}{N^{(t)}}.$$

В реальной размножающей среде в каждый момент времени присутствуют нейтроны разных поколений, поэтому коэффициент размножения в такой среде определяется из других соображений. Для односкоростной модели, в которой предполагается, что все нейтроны имеют одинаковую энергию, коэффициент размножения определяется как отношение скорости рождения нейтронов в единице объема в единицу времени к скорости поглощения нейтронов в том же объеме в единицу времени:

$$K_{\infty} = \frac{\nu_f \Sigma_f}{\Sigma_a},$$

где ν_f — среднее число нейтронов на один акт деления, Σ_f, Σ_a — макросечение деления и поглощения нейтронов в рассматриваемой размножающей среде. Для того чтобы учесть энергетическую зависимость нейтронов, необходимо знать спектр нейтронов $\Phi(E)$ в этой среде, и в этом случае коэффициент размножения будет вычисляться следующим образом:

$$K_{\infty} = \frac{\int_0^{\infty} \nu_f(E) \Sigma_f(E) \cdot \Phi(E) dE}{\int_0^{\infty} \Sigma_a(E) \cdot \Phi(E) dE}. \quad (1)$$

Коэффициент размножения, определяемый выражением (1), учитывает только размножающие свойства самой среды, определяемые ее нуклидным составом. В реальности размножающие среды занимают ограниченный объем и коэффициент размножения конечной среды, имеющей определенную геометрическую форму, должен учитывать возможность утечки нейтронов за пределы размножающей среды. В простейшем случае коэффициент размножения конечной среды, который обозначается как $K_{\infty\phi}$, имеет вид:

$$K_{\infty\phi} = \frac{K_{\infty}}{1 + B^2 \cdot M^2}, \quad (2)$$

где B^2 – так называемый геометрический параметр, характеризующий геометрическую форму среды, M^2 – длина миграции нейтрона, связанная со средней квадратичной длиной пробега нейтрона от места рождения, до места поглощения.

2.2. Критический объем и критическая масса

Стационарный цепной процесс осуществляется в том случае, когда число нейтронов в каждом поколении не изменяется. Это будет иметь место тогда, когда коэффициент размножения размножающей среды равен $K_{\infty} = 1$. В этом случае среда называется критической. Для конечных сред условие критичности достигается при выполнении условия $K_{eff} = 1$. Размеры критической среды определяют ее критический объем. Наименьший критический объем для данной размножающей среды имеет шар.

Для однородной гомогенной среды условие критичности в одногрупповом диффузионном приближении определяется равенством геометрического и материального параметра:

$$\chi^2 = B^2;$$

$$\chi^2 = \frac{K_{\infty} - 1}{M^2}.$$

Для простых геометрических форм, таких как шар, цилиндр и прямоугольный параллелепипед, геометрический параметр имеет следующий вид:

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{R}\right)^2 - \text{сфера радиусом } R;$$

$$B^2 = \left(\frac{\xi_0}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2 - \text{цилиндр радиусом } R \text{ и высотой } H; \xi_0 = 2,405;$$

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{a}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{b}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{c}\right)^2 - \text{прямоугольный брусок с размерами } a, b, c.$$

Для среды с заданным значением материального параметра среды χ^2 соотношения между критическими объемами сферы, цилиндра и куба соответственно равны 1:1,11:1,21.

Размножающая среда, как правило, состоит из смеси различных веществ, включая и делющиеся материалы. Масса делящегося материала в критической размножающей среде называется ее критической массой. Критическая масса $M_{кр}$ зависит от плотности вещества размножающей среды γ и уменьшается с плотностью по закону:

$$M_{кр} = \frac{const}{\gamma^2}.$$

2.3. Влияние отражателя на критичность

Если размножающую среду определенной геометрической формы окружить каким-либо веществом, то за счет рассеяния вылетающих из среды нейтронов на ядрах вещества часть из них возвратится обратно в среду. Поэтому любое вещество, окружающее размножающую среду, играет роль отражателя нейтронов. Поскольку отражатель уменьшает утечку нейтронов из активной зоны, то он влияет на условие критичности. Так, если среда без отражателя была критическая, то при наличии отражателя она будет надкритической. Следовательно, для того чтобы среда с отражателем стала критической, ее размер должен быть уменьшен. Таким образом, отражатель уменьшает критический объем и критическую массу.

Отражательная способность веществ характеризуется особой величиной, называемой альбедо. Под альбедо отражающей среды понимается отношение падающего на среду тока нейтронов к току нейтронов, возвращаемых в среду. На рис. 1 представлен фрагмент границы размножающей среды и отражателя. Число нейтронов, пересекающих в единицу времени единицу поверхности под острым углом $(0 \leq \varphi \leq \pi/2)$ к нормали поверхности раздела, называется односторонним током в положительном направлении и обозначается $I^{(+)}$. Аналогичная величина, определенная для нейтронов, пересекающих единичную поверхность под углами $(\pi/2 \leq \varphi \leq \pi)$, называется односторонним током в отрицательном направлении и обозначается $I^{(-)}$. С помощью этих односторонних токов нейтронов альбедо отражателя вычисляется следующим образом:

$$\beta = \frac{I^{(-)}}{I^{(+)}}.$$

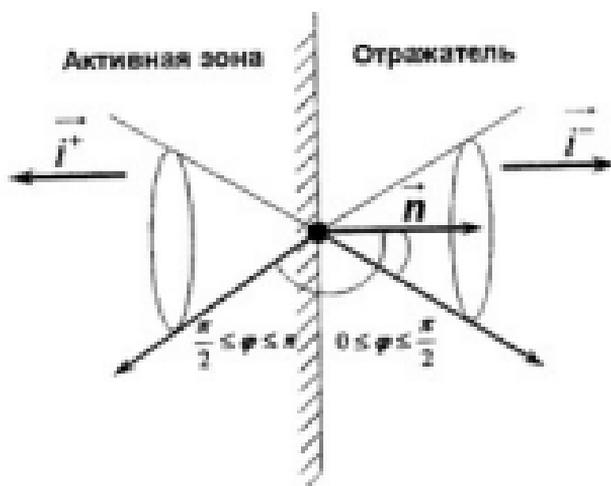


Рис. 1. Односторонние токи нейтронов

Выражение для односторонних токов в диффузионном приближении имеет вид:

$$i^{(\pm)} = \frac{\Phi}{4} \mp \frac{D}{2} \nabla \Phi,$$

где D – коэффициент диффузии размножающей среды. Если альbedo отражателя известно, то наличие отражателя учитывается с помощью граничного условия на границе размножающей среды с отражателем вида:

$$\nabla \Phi(\vec{R}_g) + \frac{1}{2D} \cdot \frac{(1-\beta)}{(1+\beta)} \Phi(\vec{R}_g) = 0.$$

В принципе альbedo отражателя зависит не только от вещества отражателя, но и от его размера. Если размеры отражателя существенно превышают длину диффузии нейтронов в отражателе, то отражатель можно считать бесконечным. В этом случае альbedo зависит только от нейтронно-физических свойств отражателя. Чем выше сечение рассеяния отражателя и чем меньше сечение поглощения нейтронов, тем выше альbedo отражателя. Нанулучшими отражателями являются вещества, которые одновременно являются и

наилучшими замедлителями, используемыми в реакторах на тепловых нейтронах.

2.4. Основные ядерные материалы

Разнообразные среды довольно разнообразны по своему составу. Исходные ядерные материалы, как правило, являются однородными средами. При изготовлении из них различных изделий, используемых в ядерной энергетике, образуются неоднородные системы, содержащие не только сами ядерные материалы, но и конструкционные элементы, такие как оболочки твэлов, чехлы ТВС. Однотипные элементы образуют решетки из ядерных материалов. Рассмотрим вначале исходные ядерные материалы.

Уран

В первую очередь к ним относится природный уран. По химическому составу это может быть металлический уран, плотность которого $\rho_U = 18,9 \text{ г/см}^3$, а массовое обогащение по ^{235}U составляет $x = 0,714\%$. Наиболее распространенное химическое соединение урана, используемое в топливных композициях ядерных реакторов, это диоксид урана UO_2 , плотность которого существенно ниже и составляет $\gamma_{\text{UO}_2} = 10,4 \text{ г/см}^3$. В обогатительном производстве используется другое химическое соединение – гексафторид урана UF_6 , нормальная плотность которого составляет $\gamma_{\text{UF}_6} = 4,5 \text{ г/см}^3$, но в установках по обогащению используются пары этого соединения. Для реакторов на быстрых нейтронах в качестве топлива применяются нитрид UN и карбид UC урана, плотности этих химических соединений урана несколько выше, чем диоксид. Еще большую плотность имеет силицид урана U_3Si : $\gamma_{\text{U}_3\text{Si}} = 15,9 \text{ г/см}^3$, однако широкого распространения это соединение в качестве топлива для ядерных реакторов не нашло.

Природный уран в качестве топлива для ядерных реакторов используется только в канадских тяжеловодных реакторах CANDU и в российских промышленных реакторах в Северске и Железногорске, которые в настоящее время обеспечивают тепловой энергией сами производства и жителей этих городов. В основном в ядерных реакторах используется обогащенный уран. Существует градация обогащенного урана по классификации МАГАТЭ. Уран с обогащением до 20% считается низкообогащенным, от 20% до 60% – уран среднего обогащения и свыше 60% – уран высокого обогащения.

Для реакторов на тепловых нейтронах используется уран низкого обогащения, с обогащением до 5%. В реакторах на быстрых нейтронах используется уран среднего уровня обогащения от 25 – 35%. В исследовательских реакторах используется уран высокого обогащения. Заметим, что после обогатительного производства образуется большое количество отвалного урана, содержание ^{235}U в котором составляет от 0,2 – 0,05%. Кроме того, в результате радиохимической переработки облученного топлива появляется так называемый регенерированный уран. Изотопный состав этого урана отличается от природного и, прежде всего, значительным содержанием ^{236}U и примесями ^{234}U и ^{235}U . Обогащение регенерированного урана зависит от того, какое облученное топливо перерабатывалось. После переработки облученного топлива промышленных реакторов обогащение регенерированного урана немного ниже природного ($x = 0,6\%$), в то время как при переработке топлива реакторов ВВЭР-440 его обогащение составляет 1,5%. Еще выше обогащение регенерированного урана после переработки топлива из реакторов транспортных энергоустановок и исследовательских реакторов.

Плутоний

В природе плутоний отсутствует, так как период его полураспада составляет всего несколько десятков тысяч лет. Весь плутоний, который накоплен в настоящее время на Земле, искусственного происхождения. С точки зрения изотопного состава различают два типа плутония – плутоний оружейного качества и плутоний энергетический. Плутоний оружейного качества характеризуется высоким содержанием основного изотопа – ^{239}Pu и его наработка производится в условиях низкого выгорания исходного уранового топлива. Энергетический плутоний является побочным продуктом производства электроэнергии в реакторах на тепловых нейтронах. Содержание делящихся нуклидов, а именно, ^{239}Pu и ^{241}Pu , в этом плутонии составляет примерно 60%, а остальное это четные изотопы плутония ^{238}Pu , ^{240}Pu и ^{242}Pu . В принципе, плутоний любого качества позволяет создать критическую массу, однако ее величина существенно зависит от содержания нечетных изотопов. Чем выше содержание нечетных изотопов, тем выше критическая масса плутония. Кроме того, изотоп плутония ^{239}Pu имеет самостоятельное значение, как довольно калорийный радионуклидный источник энергии, поскольку он α -радиоактивен с периодом полураспада $T_{1/2} = 85$ лет, а энергия испускаемых α -частиц составляет $E_{\alpha} = 5,5$ МэВ.

Использование плутония в реакторах осуществляется в виде смеси диоксида урана и плутония, так называемое MOX-топливо. В этом топливе наряду с изотопами плутония будет всегда присутствовать и некоторое количество ^{235}U , поскольку чистого ^{238}U в природе не существует. Его содержание в MOX-топливе зависит от того, какой регенерированный уран использовался для его изготовления. Очевидно, что для этих целей лучше использовать либо отвалный уран, либо регенерат от реакторов промышленного типа. Наряду с диоксидом плутония в реакторной технологии используются нитриды PuN и карбиды PuC плутония.

Уран-233

Известно, что при облучении ^{232}Th нейтронами, образуется ^{233}U в соответствии со следующей цепочкой ядерных превращений:



Этот уран относится к категории делящихся ядерных материалов и может использоваться как в военных целях, для создания ядерных боеприпасов, так и в коммерческих АЭС, в качестве ядерного топлива в смеси с торием. Изотопно чистый ^{233}U довольно дорогой материал, получаемый в специально созданных условиях. Для этого из облученного тория выделяют ^{233}Pa , радиоактивный распад которого приводит к образованию изотопно чистого ^{233}U , который в дальнейшем химическим путем отделяется от ^{233}Pa . В отработанном топливе на основе тория будет содержаться уран различного изотопного состава, но большая его часть – это ^{235}U , а также относительно небольшое количество ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U и ^{238}U .

2.5. Критические массы однородных ядерных материалов

Для безопасного хранения большого количества ядерных материалов, и, в первую очередь, ядерных материалов оружейного качества, необходимо иметь представление о критических объемах и критических массах однородных сред из ядерных материалов. Минимальный критический объем, а, следовательно, и минимальная критическая масса будет в том случае, когда ядерный материал имеет идеальную форму – т.е. сферическую. Чистые ядерные материалы не содержат в своем составе замедлителей, и потому спектр нейтронов в таких средах будет близок к спектру нейтронов деле-

ния. Для расчета критичности в таких средах используются многогрупповые модели. Рассмотрим применение многогруппового подхода для сферической геометрии.

Итак, предположим, что ядерный материал имеет форму шара радиусом R и нам известен изотопный состав ядерного материала. Система уравнений для расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов в многогрупповом диффузионном приближении имеет следующий вид:

$$-D_g \Delta \Phi_g + \Sigma_g^{(ys)} \cdot \Phi_g = \sum_{i=1}^{i=g-1} \Sigma_i^{i \rightarrow g} \cdot \Phi_i + \frac{\chi_g}{K_{\infty g}} \sum_{g'=1}^G \nu \Sigma_{g'}^{g'} \cdot \Phi_{g'}, \quad (3)$$

где $\Sigma_g^{(ys)} = \Sigma_g^f - \Sigma_g^{f \rightarrow g}$ – полный увод (за вычетом рассеяния внутри группы).

Предположим, что групповые потоки обращаются в нуль на экстраполированной границе, которая одинакова для всех групп нейтронов

$$\Phi_g(\vec{R}_{\text{экст}}) = 0 \quad \forall g.$$

Будем искать решение задачи в виде:

$$\Phi_g(\vec{r}) = A_g \cdot \Phi_0(\vec{r}), \quad (4)$$

где $\Phi_0(\vec{r})$ – функция, удовлетворяющая уравнению Лапласа:

$$\begin{aligned} \Delta \Phi_0 + \alpha_0^2 \cdot \Phi_0 &= 0; \\ \Phi_0(\vec{R}_{\text{экст}}) &= 0. \end{aligned} \quad (5)$$

Подставляя выражение (4) в уравнение (3), получим:

$$(D_g \cdot \alpha_0^2 + \Sigma_g^{(ys)}) A_g = \sum_{g'=1}^{g-1} A_{g'} \cdot \Sigma_{g'}^{g' \rightarrow g} + \frac{\chi_g}{K_{\infty g}} \sum_{g'=1}^G \nu \Sigma_{g'}^{g'} \cdot \Phi_{g'}. \quad (6)$$

Решение системы линейных однородных уравнений (6) определяется с точностью до константы. Выбирая константу таким образом, чтобы выполнялось соотношение:

$$\sum_{g=1}^G \nu_f \Sigma_f^g \cdot A_g = K_{\text{эф}}, \quad (7)$$

мы тем самым сведем систему (6) к системе линейных неоднородных уравнений нижнетреугольного вида:

$$\left(D_g \cdot \alpha_0^2 + \Sigma_g^{(\text{яв})} \right) A_g - \sum_{g'=1}^{g-1} A_{g'} \cdot \Sigma_g^{g' \rightarrow g} = \chi_g, \quad (8)$$

Решение системы (8) осуществляется последовательно, начиная с верхней группы:

$$\begin{aligned} \left(\alpha_0^2 + \Sigma_1^{(\text{яв})} \right) \cdot A_1 &= \chi_1; & A_1 &= \frac{\chi_1}{\alpha_0^2 + \Sigma_1^{(\text{яв})}}; \\ \left(\alpha_0^2 + \Sigma_2^{(\text{яв})} \right) \cdot A_2 &= A_1 \cdot \Sigma_2^{1 \rightarrow 2} + \chi_2; & A_2 &= \frac{A_1 \cdot \Sigma_2^{1 \rightarrow 2} + \chi_2}{\alpha_0^2 + \Sigma_2^{(\text{яв})}} \end{aligned} \quad (9)$$

и так далее до A_G . После этого находим эффективный коэффициент размножения $K_{\text{эф}} = \sum_{g=1}^G \nu_f \Sigma_f^g \cdot A_g$.

Это значение $K_{\text{эф}}$ отвечает первому собственному числу $(\alpha_0)^2$ уравнения Лапласа (5). Поскольку нас интересует критический размер, то мы будем рассматривать критический реактор, который отвечает условно $K_{\text{эф}} = 1$. Для сферической геометрии геометрический параметр равен $\alpha_0^2 = (\pi/R_{\text{крит}})^2$. Таким образом, выбирая произвольно радиус сферы, мы задаем геометрический параметр $(\alpha_0)^2$ и определяем для этого радиуса $K_{\text{эф}}$. Построив зависимость $K_{\text{эф}}$ от радиуса сферы, мы можем графически определить критический радиус сферы из условия критичности $K_{\text{эф}}(R) = 1$. После этого мы находим критический объем и критическую массу ядерного материала. Для более точных расчетов используются программы, основанные на методе Монте-Карло для решения уравнения переноса нейтронов.

Отметим, что природный уран не критичен в любых количествах. Для критичности необходимо иметь обогащение урана не ниже 5%. Критические массы оружейных материалов приведены в табл. 2.

Критические массы ядерных материалов сферической формы
без отражателя, кг

U (90%)—металл	Ядерные материалы		
	$^{235}\text{PuO}_2$	$^{239}\text{PuO}_2$	$^{241}\text{PuO}_2$
52	28	173	343

2.6. Критические массы ядерных материалов в растворах

При обращении с ядерными материалами на определенных этапах ядерного топливного цикла приходится иметь дело с растворами ядерных материалов. Так, на этапе обогащения природного урана приходится переводить металлический уран или иное твердое соединение в гексафторид урана. Затем, после этапа обогащения, вновь требуется вернуть уран или плутоний в форму диоксида урана. Более того, всякое радиохимическое производство оперирует с растворами ядерных материалов, в частности происходит растворение двуокиси урана в азотной кислоте. Наиболее опасными с точки зрения ядерной безопасности являются ситуации, когда используются водные растворы урана и плутония в той или иной форме. Поскольку кислоты содержат в большом количестве водород, являющийся прекрасным замедлителем нейтронов, то все кислотные растворы – ядерно-опасные материалы.

При анализе ядерной опасности ядерных материалов в растворенной форме необходимо учитывать степень замедления в размножающей среде. Как известно, наилучшими замедлителями нейтронов являются ядра водорода, которые всегда присутствуют в водных растворах ядерных материалов. Именно поэтому при изучении ядерной безопасности растворов основное внимание уделяют степени разбавления делящегося материала водородом. Для этого используется величина, называемая водородо-урановым отношением, которая определяет число ядер водорода в растворе, приходящееся на одно ядро делящегося урана:

$$C = \frac{P_H}{P_U},$$

где ρ_{H_2} , ρ_U – соответственно ядерные концентрации водорода и урана-235 в растворе. Для получения растворов урана с тепловым спектром нейтронов необходимо, чтобы это отношение составляло несколько десятков. Оказывается, что критические массы делящихся материалов в водных растворах существенно ниже, а критические объемы растворов во много раз больше, чем для чистых материалов в твердой форме. Немаловажную роль при этом играет как форма сосудов, в которых хранятся растворы, так и наличие отражателей. Естественно, наиболее опасными с точки зрения возникновения самоподдерживающейся цепной реакции (СПР) являются сосуды с растворами ядерных материалов, имеющие сферическую форму. В табл. 3 приведены данные по критическим массам и критическим объемам водных растворов урана различного обогащения и плутония оружейного качества, полученные на основе данных, представленных в [4]. Расчеты соответствуют сферической форме сосуда, содержащего водные растворы делящихся материалов.

Металлический сосуд без отражателя:

высокообогащенный уран – $M_{крит} = 1,5$ кг, $V_{крит} = 37,5$ л;

оружейный плутоний – $M_{крит} = 0,95$ кг, $V_{крит} = 31,7$ л.

Таблица 3

Критическая масса и критический объем растворов ядерных материалов в сферическом сосуде с бесконечным водяным отражателем

Обогащение, X%	$M_{крит}(^{235}\text{U})$, кг	$M_{крит}(\text{Pu})$, кг	$V_{крит}$, л
93,0	0,83	0,91	16,3
30,3	1,0	3,3	19,1
5,0	2,0	40,0	46,0
Pu	0,55	-	18,3

2.7. Самопроизвольная цепная реакция деления

При превышении коэффициента размножения размножающей среды своего критического значения начинается нестационарный процесс размножения нейтронов, а, следовательно, и увеличение мощности, выделяемой в объеме, занимаемом размножающей средой. При малом отклонении коэффициента размножения от крити-

ческого значения нестационарный процесс развивается медленно, выделяемая в объеме энергия деления растет по экспоненциальному закону

$$Q(t) = Q(0) \cdot e^{t/T},$$

период роста этого процесса

$$T = \frac{T_0}{\delta K_{\text{эф}}}$$

определяется в основном двумя факторами, средним временем жизни нейтронов в среде T_0 и превышением коэффициента размножения над критическим значением $\delta K_{\text{эф}} = K_{\text{эф}} - 1$. Однако выделяемая в процессе энергия начинает изменять свойства размножающей среды, в частности, плотность и температуру, что влияет на само значение $K_{\text{эф}}$ и изменяет его. Это так называемая обратная связь. Рассмотрим протекание нестационарного нейтронного процесса с учетом обратной связи в модели нейтронной вспышки Фукуса-Хансена.

Рассматривается некоторая размножающая среда, находящаяся в ограниченном объеме (например, сосуд с раствором делящихся материалов). Предположим, что в этом объеме скачкообразно изменилась реактивность до величины, существенно большей доли западывающих нейтронов $\rho > \beta_{\text{эф}}$ (например, в сосуд добавили раствор с большой концентрацией делящегося материала). В результате этого среда становится надкритичной уже только на мгновенных нейтронах. Далее, предположим, что реактивность, вносимая обратными связями (например, по плотности раствора), пропорциональна генерируемой в этом объеме энергии. Так как изменение мощности при скачкообразном изменении реактивности происходит быстро, то влиянием западывающих нейтронов на этот нестационарный процесс можно пренебречь. Следовательно, уравнение для изменения мощности во время нейтронной вспышки в точном приближении имеет вид:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta_{\text{эф}}}{T} n(t);$$

$$n(0) = n_0, \quad (10)$$

где T – среднее время жизни нейтронов в среде. Временное изменение реактивности за счет обратной связи представим в виде:

$$\delta\rho(t) = \rho(t) - \beta_{\text{эф}} = \rho_0 - \gamma \cdot Q(t);$$

$$Q(t) = \int_0^t n(\tau) d\tau, \quad (11)$$

где γ – коэффициент обратной связи по полной энергии процесса, а $E(t)$ – полное количество энергии, генерируемое с момента скачкообразного изменения реактивности до рассматриваемого момента времени t . Подставив соотношения (11) в уравнение (10), получим:

$$\frac{dn}{dt} = \left[a - b \cdot \int_0^t n(\tau) d\tau \right] \cdot n(t);$$

$$a = \frac{\rho_0}{T}; \quad b = \frac{\gamma}{T}. \quad (12)$$

Для упрощения введем вспомогательную функцию

$$\psi(t) = a - b \cdot \int_0^t n(\tau) d\tau;$$

$$\frac{d\psi}{dt} = -b \cdot n(t), \quad (13)$$

с помощью которой уравнение (10) преобразуется в нелинейное уравнение второго порядка:

$$\frac{d^2\psi}{dt^2} - \psi \frac{d\psi}{dt} = 0, \quad (14)$$

Уравнение (14) не зависит от времени явным образом и потому его решение можно представить в квадратурах:

$$\frac{d\psi}{dt} = \frac{(\psi^2 - c^2)}{2}; \quad \frac{d\psi}{(\psi^2 - c^2)} = \frac{1}{2} dt; \quad (15)$$

$$\psi(0) = a; \quad \frac{d\psi}{dt}(0) = -b \cdot n(0); \quad c^2 = a^2 + 2 \cdot b \cdot n(0).$$

В результате интегрирования уравнения (15) получим:

$$n(t) = \frac{2c^2}{b} \cdot \frac{A \cdot e^{-at}}{(A \cdot e^{-at} + 1)^2}; \quad E(t) = \frac{a+c}{b} \left[\frac{1-e^{-at}}{A \cdot e^{-at} + 1} \right]; \quad (16)$$

$$A = \frac{c+a}{c-a}.$$

Анализ решения (16) позволяет сделать ряд интересных с физической точки зрения выводов о характере протекания нестационарного процесса. В случае, когда мы рассматриваем ядерную аварию, возникшую в сосуде, содержащем раствор делящегося материала, то начальное значение мощности, выделяемой в этом сосуде, практически равно нулю, так что для этой ситуации модель скачкообразного изменения реактивности вполне применима. Это связано с тем фактом, что при малой начальной мощности реактивность растет, но без заметного влияния обратной связи на период разгона. Поэтому, когда в сосуд заливают количество раствора, которое существенно выше критической массы, то вначале происходит рост мощности, причем выделяющаяся энергия хотя и меняет реактивность системы, но в очень слабой степени.

Итак, если перед скачком реактивности мощность, выделяемая в рассматриваемом объеме, была невелика, то будут выполняться соотношения:

$$c \approx a; \quad A \approx 2 \cdot \frac{a^2}{b \cdot n(0)} \gg 1; \quad (17)$$

$$n(t) \approx n(0) \cdot e^{at}; \quad E(t) = \frac{n}{a} \cdot e^{at}.$$

Следовательно, нестационарный процесс будет выглядеть следующим образом. В начальный период процесса мощность будет расти по экспоненциальному закону. Далее рост мощности начинает замедляться и достигнет максимума в момент времени

$$t_0 = \frac{\ln A}{c} = \frac{\ln A}{a}, \quad (18)$$

а само максимальное значение мощности равно

$$P_{\max} = \frac{c^2}{2b} = \frac{a^2}{2b} = \frac{(\rho_0)^2}{2 \cdot \gamma \cdot T}. \quad (19)$$

Далее, после прохождения максимума, мощность начинает снижаться по закону e^{-at} и поэтому импульс мощности приближенно можно считать симметричным относительно времени достижения максимума.

Полная энергия, высвобождаемая к моменту времени, когда достигается максимум мощности (18), будет равна

$$E(t_0) = \frac{a}{b} = \frac{\rho_0}{\gamma}, \quad (20)$$

а полная мощность, выделенная в объеме за весь интервал длительности нейтронной вспышки, определяется выражением:

$$\lim_{t \rightarrow \infty} E(t) = \frac{2a}{b} = 2 \cdot \frac{\rho_0}{\gamma}. \quad (21)$$

Таким образом, для нейтронной вспышки общий выход энергии не зависит от времени жизни нейтронов, а определяется только масштабом скачка реактивности и коэффициентом обратной связи. Количество радиоактивности, выделенной в результате нейтронной вспышки, определяется полной энергией вспышки. Поэтому, чем сильнее обратная связь, тем меньше радиоактивности будет выделено при нейтронной вспышке.

2.8. Критические сборки и критстенды

До сих пор мы рассматривали условия критичности для гомогенных размножающих сред. Однако подавляющее большинство существующих реакторов имеют гетерогенную структуру активной зоны. Во-первых, гетерогенное размещение ядерного топлива в активной зоне позволяет пространственно разделить несовместимые по физико-химическим свойствам материалы топлива, теплоносителя и замедлителя, что способствует повышению надежности и безопасности реакторов. Во-вторых, гетерогенное размещение топлива, замедлителя и теплоносителя приводит к улучшению размножающих свойств активной зоны. Благодаря этому удалось построить первые ядерные реакторы на природном уране.

Для моделирования нейтронно-физических процессов в ядерных реакторах различных типов используются критические сборки, в которых создаются условия по спектру нейтронов, близкие к условиям в активных зонах моделируемых реакторов. Сборки и активные зоны энергетических реакторов содержат большое число твэлов и их можно рассматривать как протяженные решетки. К таким размножающим системам применяют метод эффективной гомогенизации. Основная идея метода заключается в переходе от гетерогенных сред к гомогенным, с эффективными константами, позволяющими правильно описывать процессы размножения, замедления и диффузии нейтронов в гетерогенных реакторах на основе соотношений, полученных для гомогенных реакторов.

Наряду с бесконечной гомогенной средой рассматривают и бесконечные гетерогенные среды, простейшим представителем которых является бесконечно протяженная регулярная решетка твэлов. Регулярная решетка образует периодическую структуру и состоит из ячеек одного сорта (типа). Для бесконечной протяженной решетки пространственное распределение нейтронов будет иметь периодическую структуру. Элементом периодичности будет являться распределение нейтронов в одной ячейке. Если шаг решетки a превышает среднюю длину свободного пробега нейтронов λ ($a \gg \lambda$), то для таких нейтронов пространственное распределение будет резко неоднородным. Для конечной среды, составленной из периодической решетки твэлов, функция пространственного распределения нейтронов будет иметь две составляющие, одна из которых описывает распре-

деление нейтронов в гомогенной среде, а вторая – периодическую составляющую, отвечающую бесконечно протяженной решетке.

Распределение нейтронов в бесконечно-протяженной регулярной решетке удобно определять с помощью отдельной ячейки, ставя условие периодичности для потока нейтронов на границе ячеек. Такие ячейки называются замкнутыми. В симметрично замкнутых ячейках условие периодичности заменяется условием зеркального отражения нейтронов на границе ячейки. Если толщина замедлителя значительно превышает длину свободного пробега нейтронов, то реальную ячейку можно заменить равной ей по площади (эквивалентной) цилиндрической одномерной ячейкой. Таким образом, для расчета периодических гетерогенных систем используются программы расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов в эквивалентной ячейке. Далее производится усреднение макроконстант, исходя из условий эквивалентности. Тем самым, исходная гетерогенная среда сводится к эквивалентной гомогенной среде и условия критичности для нее формулируются так же, как и для гомогенных сред.

Расчеты ядерной безопасности для нерегулярных решеток осуществляются с помощью прецизионных программ, из которых наиболее используемые – это программы, основанные на методе Монте-Карло.

2.9. Понятие некритического объема

Для гарантированного обеспечения ядерной безопасности в производственных условиях широко применяются так называемые, некритические объемы. Суть этого понятия рассмотрим в простейшем одностороннем диффузионном приближении. Если мы имеем размножающую среду, из которой можно сделать объем произвольной геометрической формы, то условие критичности требует равенства геометрического и материального параметров размножающей среды.

Геометрический параметр характеризует геометрическую форму и размеры того объема, который занимает среда. Для геометрических тел простейшей формы этот параметр известен. Для шарового объема радиусом R геометрический параметр равен

$$\alpha^{-1} = \left(\frac{\pi}{R} \right)^2.$$

Следовательно, если радиус вашего изделия меньше критического, то его можно хранить в течение длительного времени, не опасаясь возникновения самоподдерживающейся цепной реакции. Очевидно, что чем меньше обогащение используемого ядерного материала, тем больше некритическая масса этого изделия.

Рассмотрим геометрический объем цилиндрической формы, имеющей радиус R и высоту H . Для этого случая геометрический параметр равен

$$\alpha^2 = \left(\frac{\xi_0}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2. \quad (22)$$

Условие критичности (22) определяет некоторую линию в фазовой плоскости (R, H) , задаваемую уравнением:

$$\left(\frac{\xi_0}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2 = \chi^2. \quad (23)$$

Эта линия делит всю фазовую плоскость на две области (рис. 2). В первой области, где геометрический параметр меньше материального, все цилиндры будут надкритическими, а в противоположном случае – подкритическими. Если мы возьмем цилиндр, радиус которого определим из условия:

$$\left(\frac{\xi_0}{R_c}\right)^2 = \chi^2; \quad R_c = \frac{\xi_0}{\chi}, \quad (24)$$

то при любой высоте цилиндра этот объем будет всегда подкритическим.

Аналогично, если мы выберем высоту цилиндра из условия

$$\left(\frac{\pi}{H_c}\right)^2 = \chi^2; \quad H_c = \frac{\pi}{\chi}, \quad (25)$$

то при любом радиусе цилиндра, его объем всегда будет подкритическим. Для некритического объема величина критической массы теряет смысл, поскольку при любой массе делющихся материалов, заключенных в этих цилиндрах, условие критичности не выполня-

ется. Некритические цилиндрические объемы представляют собой либо узкие цилиндры, либо плоские блины. В обоих случаях утечка нейтронов через наружную поверхность будет велика.

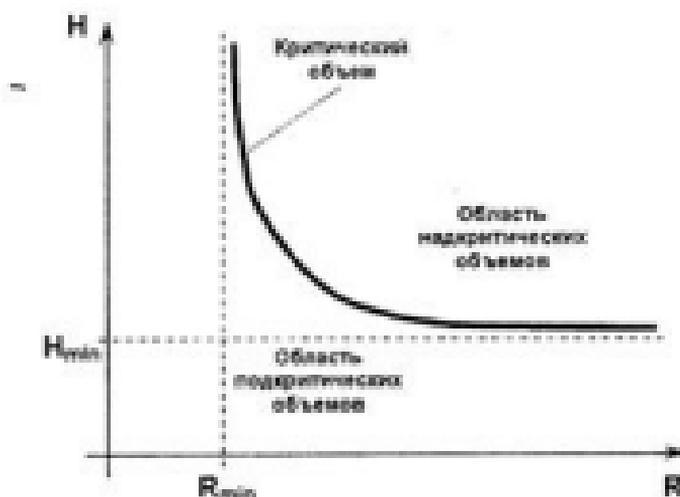


Рис. 2. Фазовая диаграмма цилиндрических реакторов без отражателя

Для объемов в форме прямоугольного параллелепипеда также можно получить условие существования некритических объемов. Для такого параллелепипеда со сторонами a , b и c условие критичности имеет вид:

$$\chi^2 = \left(\frac{\pi}{a}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{b}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{c}\right)^2. \quad (26)$$

Если одну из сторон выбрать из условия

$$\left(\frac{\pi}{a_0}\right)^2 = \chi^2, \quad (27)$$

то, какими бы ни были две другие стороны этого прямоугольного параллелепипеда, этот объем будет всегда некритическим.

Такие же рассуждения справедливы и для объемов с отражателями. В этом случае некритический радиус или высота цилиндра определяются из условия критичности бесконечного по радиусу или высоте цилиндра, окруженного бесконечным отражателем.

Следовательно, если мы имеем некоторую промышленную установку, в которой находятся растворы из ядерных материалов, то все трубопроводы и различные емкости для хранения растворов или для проведения технологических процессов в этих установках должны удовлетворять условиям некритичности этих объемов.

ГЛАВА 3 НЕЙТРОННЫЕ ПОГЛОТИТЕЛИ

3.1. Поглотители нейтронов. Блокированный и неблокированный поглотитель

Для предотвращения возникновения СЦП при изготовлении, переработке, хранении и транспортировке ядерных материалов часто используются так называемые «нейтронные яды», т.е. поглотители нейтронов. Эти вещества могут добавляться в растворы делящихся материалов при радиохимическом производстве, в элементы конструкции транспортных контейнеров для перевозки свежих и отработанных ТВС и при их долговременном хранении. Кроме того, для управления ЯЭУ используются органы регулирования, предназначенные для оперативного управления (стержни ОР), системы компенсации избыточной реактивности (стержни КР) и аварийной защиты (стержни АЗ), которые содержат в своем составе сильнопоглощающие нейтроны материалы.

Классификация на сильные или слабые поглотители осуществляется при сравнении поглощающей способности поглотителей нейтронов и самих делящихся материалов. Кроме того, поглощающая способность веществ зависит от энергии нейтронов. Наиболее сильные поглотители относятся к нейтронам тепловых энергий, т.е. энергий теплового движения ядер размножающей среды. Кроме того, относительно большое поглощение нейтронов имеет место и в резонансной области энергий. В области нейтронов спектра деления сечение поглощения нейтронов относительно невелико и сильных поглотителей в этой области энергий не имеется.

Общепринято сравнивать поглотители по величине микросечения поглощения для нейтронов с энергией $E_0 = 0,0253$ эВ, которая соответствует средней энергии теплового движения молекул и ядер при температуре 20°C или 293К. Микросечения поглощения основных делящихся нуклидов и различных поглотителей представлены в табл. 4.

Нейтронно-физические характеристики поглотителей нейтронов

Элемент	Изотоп	Период полураспада	Содержание (атомные %)	Тепловое сечение σ^t (барн)	Резонансный интеграл (барн)
Бер	—	—	100	760	343
	¹⁰³ B	стабильный	19,9	3840	1730
	¹⁰⁵ B	стабильный	80,1	0,005	0,002
Гадолиний	—	—	100	49000	400
	¹⁵² Gd	$1,1 \cdot 10^{14}$ лет	0,20	700	700
	¹⁵⁴ Gd	стабильный	2,18	60	230
	¹⁵⁵ Gd	стабильный	14,80	61000	1540
	¹⁵⁶ Gd	стабильный	20,47	2	100
	¹⁵⁷ Gd	стабильный	15,65	255000	800
	¹⁵⁸ Gd	стабильный	24,84	2,4	70
	¹⁶⁰ Gd	стабильный	21,86	1	8
Ербий	—	—	100	160	740
	¹⁶² Er	стабильный	0,14	19	500
	¹⁶⁴ Er	стабильный	1,61	13	110
	¹⁶⁶ Er	стабильный	33,6	20	100
	¹⁶⁷ Er	стабильный	22,95	670	3000
	¹⁶⁸ Er	стабильный	26,8	2,3	37
	¹⁷⁰ Er	стабильный	14,9	6	30

* Тепловое сечение относится к нейтронам, скорость которых 2200 м/с, а энергия — 0,025 эВ.

Для целей безопасного обращения с ядерными материалами нейтронные поглотители могут использоваться как в гомогенной, так и в гетерогенной форме. Если делящийся материал находится в форме раствора, то можно использовать борный поглотитель в виде борной кислоты H_3BO_3 , которая обладает способностью растворяться в водной среде. Сам поглотитель снижает коэффициент размножения раствора ядерного материала за счет уменьшения коэффициента использования тепловых нейтронов

$$\theta = \frac{1}{1 + q};$$

$$q = \frac{\sum_a (p_a \sigma_a) + \sum_a (\sigma_{ra} \alpha)}{\sum_a (\sigma_a \alpha)}.$$

В этой формуле отдельно выделено поглощение в разбавителе $\Sigma_a^{(разб)}$ (нейдерные компоненты раствора) и захват нейтронов в поглотителе $\Sigma_a^{(погл)}$.

Для последующего выделения чистых ядерных материалов из раствора необходимо химическими методами отделить борный поглотитель от ядерного материала.

Если ядерный материал хранится в твердой форме, то используются гетерогенные методы размещения ядерного материала в совокупности с поглотителями нейтронов. Гетерогенное размещение основано на том, что фрагменты ядерного материала отделяются друг от друга перегородками, содержащими поглотитель нейтронов. Физический принцип, лежащий в основе использования перегородок с сильно поглощающими материалами, заключается в том, что области с ядерными материалами, имеющими высокий коэффициент размножения K_{eff} , оказываются не связанными по нейтронам. Если поглотитель достаточно сильный, т.е. его можно считать абсолютно черным телом, то каждый фрагмент делящегося материала можно рассматривать независимо от наличия других фрагментов, а при достаточно малом размере каждого фрагмента с делящимся материалом эффективный коэффициент размножения можно за счет большой утечки нейтронов сделать меньше критического значения.

Таким образом, при гомогенном размещении поглотителя и делящегося материала изменяют K_{eff} , а при гетерогенном размещении воздействуют на эффективный коэффициент размножения системы K_{eff} . Для того, чтобы поглотитель считался абсолютно поглощающим материалом, необходимо выполнение соотношения $\lambda_{tr} \ll \delta$, где λ_{tr} – средняя длина пробега нейтронов в поглощающем материале, а δ – толщина поглощающего материала. Средняя длина пробега нейтронов в поглощающей стенке равна

$$\lambda_{tr} = \frac{1}{\Sigma_a}; \quad \Sigma_a = \epsilon \cdot \rho_{погл} \cdot \sigma_a^{погл},$$

где ϵ – весовая или объемная доля поглотителя в поглощающей стенке.

Как видно из данных табл. 4, изотопы гадолиния ^{157}Gd и ^{155}Gd , а также изотоп бора ^{10}B относятся к разряду сильных поглотителей. В зависимости от концентрации поглотителя в среде их можно разделить на сильно блокированные или обгорающие и блокированные выгорающие поглотители. Критерием в этой классификации является соотношение между характерными размерами d области, занимаемой средой с поглотителем (например, диаметр стержня или толщина стенки пещала для отработанного топлива) и средней длины пробега нейтрона до поглощения λ_g в этой области. Для сильно блокированного поглотителя $\lambda_g \ll d$, так что поток тепловых нейтронов внутри области с поглотителем практически равен нулю. В этом случае взаимодействие нейтронов с поглотителем происходит в основном на поверхности области размещения поглотителя, поэтому он и называется обгорающим.

Сечение поглощения для промежуточных и быстрых нейтронов существенно ниже, чем для тепловых нейтронов. Поэтому для ослабления потока быстрых нейтронов их необходимо предварительно замедлить до тепловых энергий. Поэтому часто поглотитель смешивается с замедлителем нейтронов. Так, для ослабления потока быстрых нейтронов на корпусе реактора в водяной зазор между активной зоной и корпусом помещаются стальные листы из борированного железа, так называемая «тепловая защита». При проведении экспериментов часто используется борированный полиэтилен, который наряду с ядрами поглотителя содержит и ядра замедлителя водорода. Далее более подробно рассмотрим свойства и области применения наиболее употребительных поглотителей нейтронов.

3.2. Борный поглотитель

Природный бор имеет два основных изотопа ^{10}B и ^{11}B . Сильным поглотителем является изотоп с меньшей атомной массой ^{10}B , содержание которого в природном боре составляет 19,8%. Реакция поглощения нейтрона ^{10}B сопровождается появлением α -частицы



Зависимость микросечения поглощения нейтрона в этой реакции от энергии налетающего нейтрона описывается приближенной зависимостью $\sqrt{E_n}$ и представлена на рис. 3.

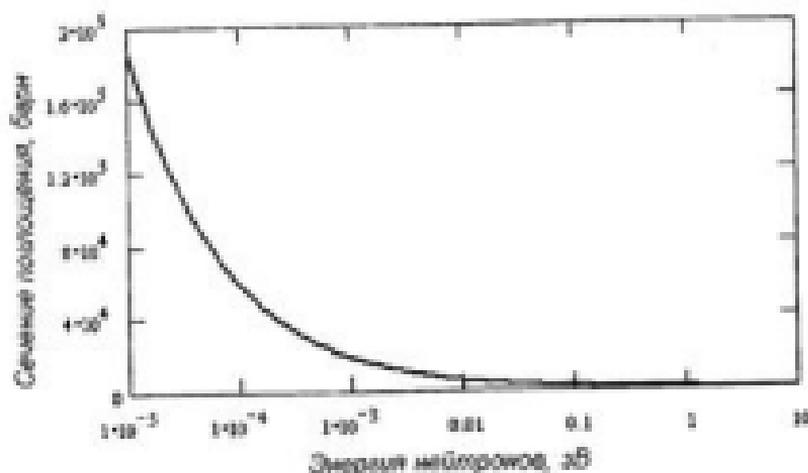


Рис. 3. Зависимость сечения поглощения ^{10}B от энергии нейтрона

Бор – достаточно широко распространенный в природе элемент и именно поэтому получил широкое использование в ядерной энергетике. Он применяется для изготовления органов регулирования. В реакторах типа ВВЭР он используется в качестве поглотителя для компенсации избыточной реактивности. В этом качестве применяется соединение бора – борная кислота H_3BO_3 , которая растворяется в теплоносителе, причем концентрация бора в теплоносителе меняется в процессе выгорания топлива. Это так называемое «жидкостное регулирование». Кроме того, в чистом виде бор применяется в поглощающих элементах (плаках), где он играет роль выгорающего поглотителя. Плаки размещаются в свежих ТВС для снижения начального запаса реактивности, что позволяет несколько снизить концентрацию борной кислоты в теплоносителе.

Одним из основных недостатков этого поглотителя является выделение ядер гелия в процессе выгорания бора, что требует охлаждения стержней регулирования и избыточный объем для накопления гелия.

3.3. Гадолиний

Гадолиний относится к разряду сильных поглотителей нейтронов. Природный гадолиний имеет несколько стабильных и долгоживущих изотопов, нейтронно-физические свойства которых представлены в табл. 5. В процессе облучения нейтронами происходит не только выгорание сильных поглотителей, но и их накопление. Цепочки ядерных превращений для изотопов гадолиния имеют вид:



Как поглотители нейтронов выделяются два главных изотопа: ^{155}Gd и ^{157}Gd (рис. 4, 5). Природный гадолиний широко используется в качестве выгорающего поглотителя в водо-водяных реакторах, в первую очередь в кипящих реакторах, а затем и в реакторах с водой под давлением. Будучи сильным поглотителем, он используется как блокированный поглотитель и размещается в небольшом числе твэлов, которые называются твэгами. Размещение гадолиния в металлических перегородках транспортных контейнеров или хранения ОТВС позволяет изолировать по нейтронам отдельные объемы друг от друга, так как даже при небольшой концентрации гадолиния эти стенки будут играть роль «абсолютно черного тела».

Таблица 5

Нейтронно-физические свойства изотопов гадолиния

Изотоп	Концентрация, мас. %	$\sigma_a(0,0253 \text{ эВ})$, барн	Резонансный интеграл, барн
^{155}Gd	0,2	-	-
^{156}Gd	-	-	-
^{157}Gd	2,18	85,11	246,3
^{158}Gd	14,8	60792	1543,4
^{159}Gd	20,47	1,54	100,7
^{160}Gd	15,65	253366	761,868
^{161}Gd	24,84	2,503	62,77
^{162}Gd	-	-	-
^{163}Gd	21,86	0,771	8,215
^{164}Gd	-	-	-
^{165}Gd	-	-	-

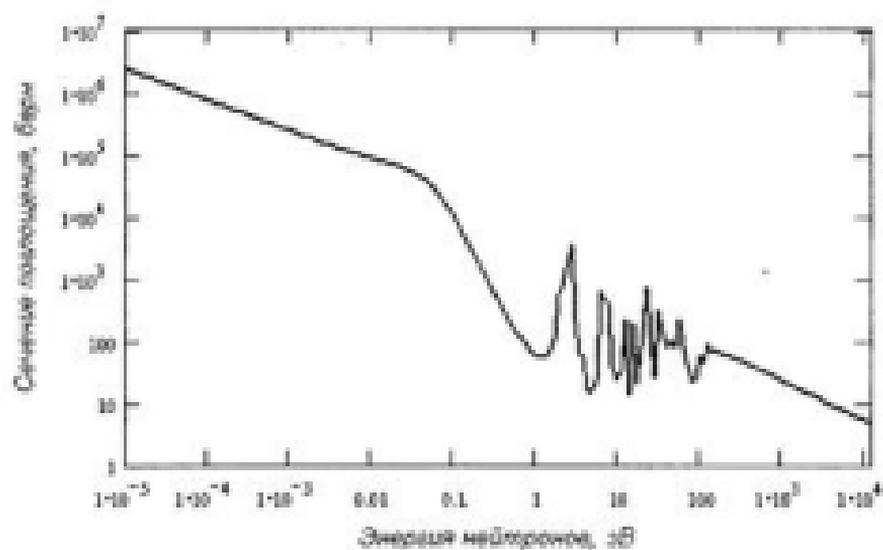


Рис. 4. Зависимость сечения поглощения ^{155}Gd от энергии нейтрона

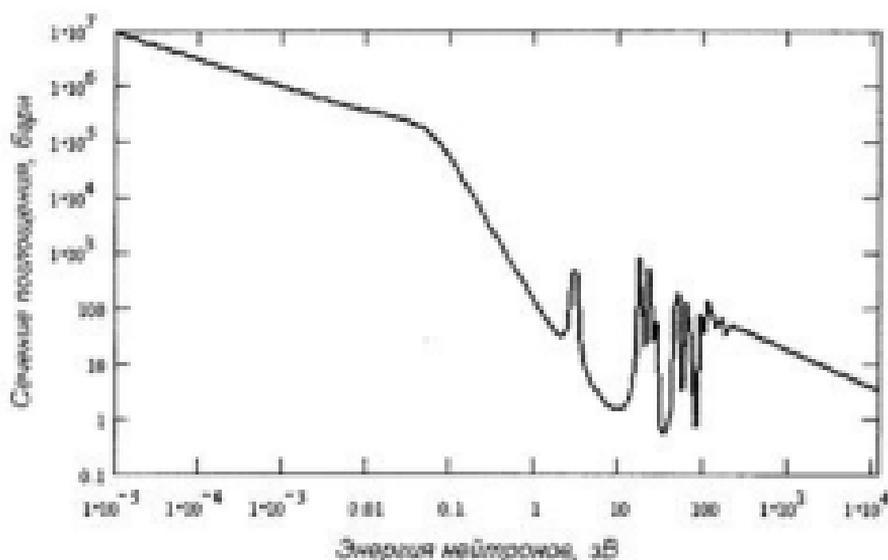


Рис. 5. Зависимость сечения поглощения ^{157}Gd от энергии нейтрона

3.4. Эрбий

Эрбий по своей поглощающей способности близок к делящимся материалам. Природный эрбий содержит два изотопа – ^{168}Er и ^{167}Er , последний из которых является поглотителем. Основные нейтронно-физические характеристики эрбия представлены в табл. 6, а зависимость сечения поглощения от энергии – на рис. 6.

Таблица 6

Нейтронно-физические свойства изотопов эрбия

Изотоп	Концентрация, мас. %	$\sigma_a(0,0253 \text{ эВ}),$ барн	Резонансный интеграл, барн
^{162}Er	0,14	19	-
^{161}Er	1,56	13,2	-
^{160}Er	33,40	35	140,06
^{167}Er	22,90	670	3025,63
^{168}Er	27,10	1,95	-
^{170}Er	14,9	5,7	-

Микросечение поглощения этого изотопа в тепловой области энергий имеет резонанс при энергии $E_r = 0,44 \text{ эВ}$.

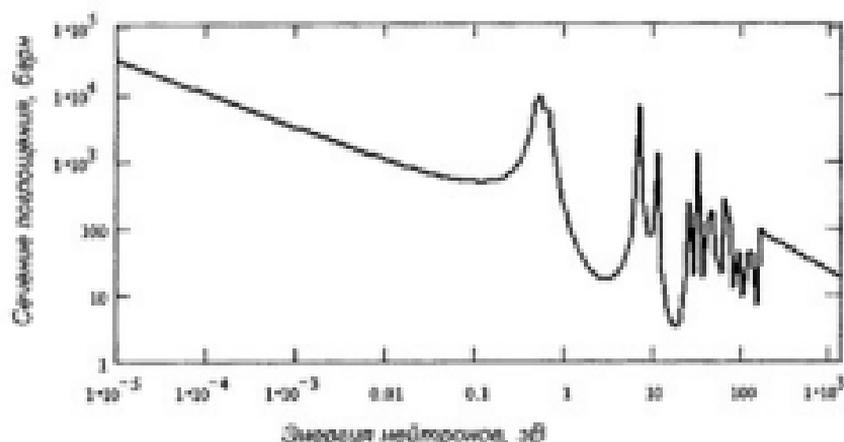


Рис. 6. Зависимость сечения поглощения ^{167}Er от энергии нейтрона

Как выгорающий поглотитель он относится к неблокированным поглотителям. Поэтому его можно размещать как в каждом твэле со свежим топливом, так и в отдельных органах компенсации избыточной реактивности. Он используется в реакторах с высокообогащенным топливом для компенсации избыточной реактивности, как, например, в исследовательских реакторах TRIGA.

Наличие резонанса в тепловой области вблизи резонанса ^{239}Pu позволяет смягчить отрицательную роль этого изотопа плутония в паровом коэффициенте реактивности в реакторах РБМК. Это позволяет достичь отрицательных значений парового коэффициента реактивности во всем интервале выгорания топлива.

Наряду с рассмотренными выше поглотителями, заметную роль играют и другие поглотители, например, кадмий и европий. Последний широко используется в органах регулирования судовых ЯЭУ.

ГЛАВА 4 НАЧАЛЬНЫЕ СТАДИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

4.1. Ядерный топливный цикл

Атомная станция – основная часть топливного энергетического комплекса, где получается конечный продукт энергопроизводства – тепло или электричество. В состав всего комплекса входят и другие предприятия, осуществляющие:

- добычу урана;
- преобразование сырья в топливо для АЭС;
- транспортировку топлива на АЭС;
- хранение отработанного топлива, радиохимический передел и транспортировку РАО.

Поэтому, изучая вопросы ядерной и радиационной безопасности производства энергии на основе реакции деления тяжелых ядер, следует рассматривать весь топливно-энергетический комплекс.

Современная ядерная энергетика работает, за редким исключением, по открытому или неполному замкнутому топливному циклу, который заканчивается хранением отработанного топлива, выгружаемого из активных зон ядерных реакторов АЭС. В принципе широкомасштабная АЭ будущего будет работать в замкнутом топливном цикле, поскольку физика деления позволяет использовать весь природный уран и даже торий. Кроме того, даже при захоронении отработанного топлива, требуется его переработка с разделением различных составляющих. Заключительная стадия замкнутого ядерного топливного цикла состоит из следующих этапов:

- хранение отработанного топлива (как правило, в специальных хранилищах на территории АЭС);
- транспортировка отработанного топлива АЭС к радиохимическому заводу;
- переработка облученного топлива на радиохимическом заводе и выделение ядерных материалов на повторное использование;
- хранение радиоактивных отходов;
- транспортировка радиоактивных отходов;
- длительное захоронение радиоактивных отходов.

На этапе радиохимической переработки отработанного ядерного топлива остаточное топливо и полезные радионуклиды отделяются от отходов, отходы переводятся в физико-химическую форму, удобную для хранения и захоронения. Выделенный из топлива уран (регенерированный уран) возвращается обратно в цикл. В результате повторного использования урана потребность в природном уране сокращается примерно на 16% [6].

Всю последовательность повторяющихся производственных процессов в топливно-энергетическом комплексе, начиная от добычи топлива (урана), включая производство энергии и кончая удалением отходов, называют ядерным топливным циклом (рис. 7).



Рис. 7. Схема ядерного топливного цикла

Что касается выделенного плутония, то имеются две возможности его использования:

- возврат в топливный цикл реакторов на тепловых нейтронах (ВВЭР, РВР) – европейский подход;

- накопление и дальнейшее использование в реакторах на быстрых нейтронах – Россия, Франция.

Возврат плутония в топливный цикл легководных реакторов, как показывают расчеты, приводит к 40% экономии природного урана, потребляемого на производство исходного топлива для этих реакторов.

4.2. Предприятия начальной стадии ядерного топливного цикла

Воздействие предприятий начальной стадии ЯТЦ связано с поступлением в окружающую среду твердых, жидких и газообразных отходов, содержащих естественные радиоактивные вещества – в основном уран и дочерние продукты его распада. Сам природный уран в чистом виде является ядерно-безопасным материалом в любых количествах. Коэффициент размножения бесконечной среды из природного урана существенно меньше единицы ($K_{\infty} = 0,3$). Даже водные растворы природного урана в оптимальных соотношениях обладают глубокой подкритичностью. Поэтому природный уран и сами предприятия начальной стадии ЯТЦ оказывают только радиационное воздействие на окружающую среду. Природный уран является смесью трех изотопов (табл. 7).

Таблица 7

Изотопный состав природного урана

Изотоп	Содержание (%)	Период полураспада (лет)	Энергия α -частицы (МэВ)	Парциальная активность (%)
$^{238}_{92}\text{U}$	99,28	$4,49 \cdot 10^9$	4,18	49,07
$^{235}_{92}\text{U}$	0,0005	$2,48 \cdot 10^8$	4,76	49,07
$^{234}_{92}\text{U}$	0,0714	$7,13 \cdot 10^4$	4,58	1,86

Таким образом, основная радиоактивность природного урана распределяется поровну между основным изотопом $^{238}_{92}\text{U}$ и чрезвычайно малой примесью $^{235}_{92}\text{U}$. Вклад дефицитного изотопа $^{234}_{92}\text{U}$ составляет всего около 2%.

Основной изотоп ${}_{92}^{238}\text{U}$ является родоначальником радиоактивного ряда и его семейства.

${}_{92}^{238}\text{U}$ ($\alpha, T_{1/2} = 4,49 \cdot 10^9$ лет) ${}_{90}^{234}\text{Th}$ ($\beta, T_{1/2} = 24,1$ сут.) ${}_{91}^{234}\text{Pa}$ ($\beta, T_{1/2} = 12,0$ мин.) ${}_{92}^{234}\text{U}$ ($\alpha, T_{1/2} = 2,4 \cdot 10^5$ лет) ${}_{90}^{230}\text{Th}$ ($\alpha, T_{1/2} = 7,7 \cdot 10^4$ лет) ${}_{88}^{226}\text{Ra}$ ($\alpha, T_{1/2} = 1600$ лет) ${}_{86}^{222}\text{Rn}$ ($\alpha, T_{1/2} = 3,8$ сут.) ${}_{84}^{218}\text{Po}$ ($\alpha, T_{1/2} \approx 3,0$ мин.) ${}_{82}^{214}\text{Pb}$ ($\beta, T_{1/2} = 26,8$ мин.) ${}_{83}^{214}\text{Bi}$ ($\beta, T_{1/2} = 19,9$ мин.) ${}_{81}^{214}\text{Po}$ ($\alpha, T_{1/2} = 1,6 \cdot 10^{-4}$ сек.) ${}_{82}^{210}\text{Pb}$ ($\beta, T_{1/2} = 22,0$ лет) ${}_{83}^{210}\text{Bi}$ ($\beta, T_{1/2} = 5,0$ сут.) ${}_{84}^{210}\text{Po}$ ($\alpha, T_{1/2} = 138$ сут.) ${}_{82}^{206}\text{Pb}$.

Из этого ряда девять нуклидов испускают α -частицы. В процессе распада отдельных членов имеет место и слабое γ -излучение. Конечным продуктом распада является стабильный изотоп свинца ${}_{82}^{206}\text{Pb}$. В природных рудах уран находится в большинстве случаев в равновесии со своими продуктами распада. Концентрация урана в земной коре колеблется от $7,0 \cdot 10^{-5}$ до $8,0 \cdot 10^{-5}$ %. Основным хранилищем урана является океан, в котором находится 98,0% растворенного урана гидросферы. Общее количество урана в организме человека $\sim 8,6 \cdot 10^{-5}$ г.

Как внешний источник α -излучения уран не представляет опасности, так как длина пробега α -частицы в воздухе незначительна и составляет 2,7 – 3,5 см. Основная опасность возникает вследствие внутреннего облучения за счет урана (или продуктов его дочернего распада), попавшего в виде пыли, газа и в растворенном состоянии в воде. Содержание урана в минерализованных породах (U_2O_8) составляет от 0,04% в бедных месторождениях до 0,25% в богатых месторождениях. Другой сырьевой материал торий содержится в земной коре в несколько больших количествах. Основным торий-содержащим минералом является монацит (ThSiO_4), содержание тория в монацитовых песчаниках в Индии, Бразилии, Австралии и Египте составляет 4,6 – 7%.

Поскольку урановая руда обычно содержит только несколько десятых долей процента урана, для уменьшения загрузки транспорта уран необходимо отделить от пустой породы и попутных элементов. При получении концентратов урана в основном используют метод выщелачивания. Применяются также физические методы, например, измельчение и дробление, гравитационный, электростатический и флотационный способы обогащения руды.

Основными источниками радиоактивного загрязнения окружающей среды на урановых рудниках и заводах по переработке руды являются радон и пылеобразные частицы, содержащие уран и продукты его распада. За исключением радона все дочерние продукты распада являются твердыми веществами, испускающими α - и β -излучение, в основном вместе с γ -излучением. При измельчении руды радон выходит в атмосферу. Вдыхание радона и других продуктов распада урана вызывает их проникновение в легкие. При открытых разработках урановых рудников радон выходит непосредственно в атмосферу, при закрытых подземных разработках радон необходимо удалять принудительной вентиляцией шахты. После извлечения руды ее перед отправкой на дальнейшую переработку складывают в наземных хранилищах рудника, являющихся еще одним источником эмиссии радона. При выделении урана из руды в отходы попадает 5 – 10 % U и около 85 % всей активности радиоактивного семейства урана. При переработке руды на гидрометаллургических заводах образуются отходы, которые накапливаются в так называемых хвостохранилищах, которые в течение длительного времени остаются источниками радиоактивного загрязнения окружающей среды, вследствие ветровой и водной эрозии и эманации ^{222}Rn . Поэтому хвостохранилища так же, как и хранилища низкосортной руды, обычно укрывают слоем песка толщиной в несколько метров, что в основном предотвращает дальнейшую утечку радона.

Жидкие радиоактивные отходы обусловлены шахтными водами, с использованием воды при бурении и переработке руды на гидрометаллургическом заводе. Их сбрасывают в специальные изолированные водоемы, в которых вода испаряется или фильтруется через землю. Население, проживающее в окрестности эксплуатируемых урановых рудников и гидрометаллургических заводов, подвергается комплексному радиационному воздействию, обусловленному выбросами радиоактивных продуктов:

- внешнему облучению радонем и находящейся в атмосфере радиоактивной пылью;
 - внутреннему облучению в результате вдыхания радона и пыли, а также в результате потребления загрязненных продуктов питания.
- Поэтому вокруг урановых рудников устанавливается санитарно-защитная зона, размер которой обеспечивает выполнение нормативов по дозовой нагрузке на население.

4.3. Ядерная безопасность природного урана

На гидрометаллургическом заводе из урановой руды получают либо металлический уран, либо U_3O_8 . В дальнейшем этот продукт преобразуется в гексафторид для получения обогащенного урана в установках по обогащению.

Известно, что в чистом природном уране осуществить самоподдерживающийся цепной ядерный процесс невозможно. Это следует из того, что $K_{\infty} < 1,0$ для бесконечной размножающей среды из природного урана в любой химической форме. Естественно, что для металлического урана спектр нейтронов в бесконечной размножающей среде будет близок к спектру нейтронов деления. Для химических соединений это также будет спектр быстрых нейтронов, но слегка смягченный. В принципе, если бы существовали химические соединения урана с водородом, то и это не позволило бы получить условие критичности на природном уране, так как водород поглощает тепловые нейтроны. Именно поэтому не критичны урановодные растворы (гомогенные смеси) и уран-водные решетки (гетерогенные системы). Ниже представлены оптимальные параметры гомогенных смесей урана с различными замедлителями (табл. 8).

Таблица 8

Коэффициент размножения природного урана в гомогенной смеси с различными замедлителями

Замедлитель	Оптимальное разбавление урана ($N_{\text{ура}}/N_{\text{Z}}$)	K_{∞}
H_2O	23	0,84
D_2O	167	1,14
Be	191	0,80
C	452	0,83

Как видно из приведенных данных, только урановый раствор с тяжелой водой позволяет получить критические концентрации в ограниченном объеме, т.е. достичь самоподдерживающейся цепной реакции деления. Однако соответствующие количества разбавителя достаточно велики.

При гетерогенном расположении природного урана и замедлителя возможность достижения критичности в конечном объеме существенно выше. Этого состояния можно достичь при использова-

нии в качестве замедлителей не только тяжелой воды, но и бериллия и графита. Однако никакие комбинации воды и природного урана не критичны (табл. 9).

Таблица 9

Коэффициент размножения природного урана в гетерогенных системах

Замедлитель	$K_{\text{инт}}/K_{\text{U}}$	$V_{\text{инт}}/V_{\text{U}}$	$K_{\text{ср}}$	$D_{\text{ср}}$	a
Легкая вода	1,4	2	<1	1,5	2,5
Тяжелая вода	80,0	30	1,2	3,0	15
Графит	20,0	50	1,08	3,0	20
Бериллий			1,1		

Таким образом, любые водные растворы и водная среда в хранилищах природного урана в любой форме не создают проблем возникновения СЦАР. Для полного обеспечения ядерной безопасности природного урана необходимо пространственное разделение урана и графита, а, тем более, тяжелой воды.

4.4. Гексафторид урана

Для осуществления процесса обогащения необходима особая химическая форма урана UF_6 . Атомная масса фтора $A_F = 19$, поэтому его вряд ли можно считать хорошим замедлителем. Заметим, что для графита, массовое число которого составляет 12, оптимальное разбавление для однородной смеси составляет порядка 100. Следовательно, обогащенные фракции UF_6 могут быть ядерно-опасны с примерно таким же обогащением, как и у чистого металлического урана, т.е. не менее 10%.

Поэтому окончательный продукт – обогащенный уран – выгодней и безопасней хранить в форме гексафторида, поскольку ядерная концентрация урана в нем примерно в три раза меньше, чем в двуокиси урана. Это тем более выгодно, если принимать во внимание необходимый уровень обогащения топлива для реакторов типа ВВЭР-1000 (4,4%) и РБМК-1000 (2,4%). Обогащенная фракция для топлива реакторов типа БН-600, которая содержит уран с обогащением от 20 до 35%, уже требует особого отношения при выделении и хранении продукта.

Естественно, обогащенный уран представляет ядерную опасность в гомогенной и гетерогенной компоновках. Следовательно, необходимо изолировать гексафторид от водной среды. Для этого, прежде всего, служит сам сосуд, в котором хранится гексафторид. Это предохраняет от образования гомогенных уран-водных размножающих систем. Поэтому прочность оболочек сосудов должна быть таковой, чтобы их разрушение воспринималось как исключительное событие. Возможность образования гетерогенных компоновок из гексафторида и воды возникает в случае залива помещений, где хранятся сосуды с гексафторидом урана. В этом случае вода играет роль отражателя, если сосуды довольно большого объема, и уран-водной решетки, если диаметр сосуда невелик. Отражатель не сможет сделать среду размножающей, если ее коэффициент размножения меньше 1. В принципе, спектр нейтронов может слегка сместиться вблизи урана с отражателем, но кардинально изменить критичность отражатель не сможет. В решетке спектр в большей степени зависит от количества воды, поскольку определяет спектр нейтронов. Поэтому, сосуды должны быть достаточно большого размера, чтобы вода играла роль отражателя, а не замедлителя. Для гарантированного обеспечения ядерной безопасности необходимо применять так называемые, некритические объемы.

В общем случае, мы можем предполагать возникновение аварийных ситуаций, при которых наши некритические объемы смогут перемещаться, компоноваться в различные соединения и заливаться водой. В этом случае необходимо предотвращать возможность перекомпоновки ядерных материалов, невозможность их соединения в критические конфигурации. Для этого часто сосуды, в которых хранят ядерные материалы, делают с ребрами, которые препятствуют сближению сосудов. Для предотвращения аварии, связанной с заливом воды, в тех помещениях, где хранят высокообогащенные ядерные материалы, вообще отсутствует канализация, а для предотвращения затопления эти хранилища должны быть влагонепроницаемы и располагаться существенно выше паводковых вод.

4.5. Регенерированный уран

При переработке отработанного топлива из реакторов ВВЭР-440, а также транспортных и исследовательских реакторов, одним из конечных продуктов является регенерированный уран. Регенерированный уран по изотопному составу существенно отличается от природного урана. Главные отличия заключаются в следующем:

- более высокое содержание ^{235}U (для отработанного топлива реакторов ВВЭР-440 – 1,5 – 2,0%, для реакторов транспортного типа и исследовательских реакторов – 50%);
- появление новых урановых изотопов и, в первую очередь, ^{236}U за счет реакции (n,γ) на ^{235}U ;
- появление в малых концентрациях ^{233}U .

Естественно желание использовать недоработанный ресурс урана, связанный с достаточно большим содержанием в отработанном топливе основного делящегося изотопа ^{235}U . Однако наличие в регенерированном уране заметного количества ^{236}U снижет коэффициент размножения свежего топлива. Оценим возможную концентрацию ^{236}U в отработанном топливе реактора ВВЭР-440. Изотопная цепочка накопления этого изотопа урана связана с реакцией радиационного захвата нейтронов ядрами ^{235}U , поэтому, система уравнений для накопления ^{236}U в отработанном топливе будет содержать два уравнения:

$$\begin{aligned}\frac{d\rho^{235}}{dF} &= -\bar{\sigma}_a^{235} \cdot \rho^{235}; \\ \frac{d\rho^{236}}{dF} &= \bar{\sigma}_c^{235} \cdot \rho^{235} - \bar{\sigma}_a^{236} \cdot \rho^{236}; \\ \rho^{235}(0) &= x \cdot \rho_U; \quad \rho^{236}(0) = 0,\end{aligned}$$

где F – флюенс нейтронов, определяемый из соотношения $dF = \Phi(t)dt$. Функциональная зависимость концентрации ^{236}U от времени, полученная из решения системы, будет иметь следующий вид:

$$\rho^{26}(F) = \frac{\bar{\sigma}_c^{25}}{\bar{\sigma}_a^{25} - \bar{\sigma}_a^{26}} \rho_{25}(0) \cdot \left[e^{-\bar{\sigma}_a^{26} \cdot F} - e^{-\bar{\sigma}_a^{25} \cdot F} \right].$$

Максимальную концентрацию ^{236}U в отработанном топливе находят из условия:

$$\frac{d\rho^{26}}{dF} = 0; \quad \bar{\sigma}_c^{25} \cdot \rho^{25} = \bar{\sigma}_a^{26} \cdot \rho^{26}.$$

Из этого соотношения вначале находят флюенс, при котором достигается максимальная концентрация ^{236}U в отработанном топливе, а затем и значение максимальной концентрации:

$$F_0 = \frac{1}{\bar{\sigma}_a^{25} \cdot (1 - \gamma)} \ln \frac{1}{\gamma};$$

$$\frac{\max \rho^{26}}{\rho^{25}(0)} = \frac{\bar{\sigma}_c^{25}}{\bar{\sigma}_a^{25}} \cdot \frac{1}{1 - \gamma} \left[\gamma^{\frac{\gamma}{1-\gamma}} - \gamma^{\frac{1}{1-\gamma}} \right]; \quad \gamma = \frac{\bar{\sigma}_a^{26}}{\bar{\sigma}_a^{25}}.$$

Таким образом, максимальная концентрация ^{236}U в отработанном топливе зависит от соотношения микросечений поглощения ^{236}U и ^{235}U , усредненных по спектру нейтронов в реакторе. Для реактора ВВЭР-440 за кампанию топлива концентрация ^{236}U не достигает максимума и составляет примерно 0,5 мас.%. Для создания необходимого запаса реактивности свежего топлива реакторов РБМК, в которых используется регенерированный уран, требуется дообогащение этого топлива, причем начальная концентрация ^{235}U в этом топливе будет выше, чем в топливе, полученном путем обогащения природного урана. Очевидно, что чем выше содержание ^{236}U в отработанном топливе, тем выше требуется исходное обогащение топлива по ^{235}U .

Что касается роли другого изотопа урана, а именно, ^{232}U , то здесь картина иная. Этот изотоп не влияет на размножающие свойства топлива, но он радиоактивен и некоторые продукты его распада испускают жесткие γ -кванты, что может сильно усложнить обеспечение безопасности при изготовлении топлива из регенерированного урана (естественно, при существующей технологии изготовления).

Рассмотрим основные цепочки накопления ^{232}U в реакторах различных типов. Для уранового топливного цикла это будут следующие цепочки превращений:

1. $^{238}\text{U}(n,2n)^{237}\text{U} \xrightarrow{\alpha^-} ^{237}\text{Np}(n,2n)^{236}\text{Np} \xrightarrow{\alpha} ^{236}\text{Pu} \xrightarrow{\beta} ^{232}\text{U}$.
2. $^{235}\text{U}(n,\gamma)^{236}\text{U}(n,\gamma)^{237}\text{U} \xrightarrow{\alpha^-} ^{237}\text{Np}(n,2n)^{236}\text{Np} \xrightarrow{\alpha} ^{236}\text{Pu} \xrightarrow{\beta} ^{232}\text{U}$
 $^{233}\text{U} \xrightarrow{\beta} ^{233}\text{Th} \xrightarrow{\alpha} ^{231}\text{Pa}(n,\gamma)^{232}\text{Pa} \xrightarrow{\alpha} ^{232}\text{U}$.
3. $^{232}\text{Th}(n,2n)^{231}\text{Th} \xrightarrow{\alpha} ^{231}\text{Pa}(n,\gamma)^{232}\text{Pa} \xrightarrow{\alpha} ^{232}\text{U}$
 $^{232}\text{Th}(n,\gamma)^{233}\text{Th} \xrightarrow{\alpha^-} ^{233}\text{Pa}(n,2n)^{232}\text{Pa} \xrightarrow{\alpha} ^{232}\text{U}$.

Первые две цепочки относятся к урановому топливу, а третья – к ториевому топливу. Проанализируем каждый из возможных каналов накопления ^{232}U .

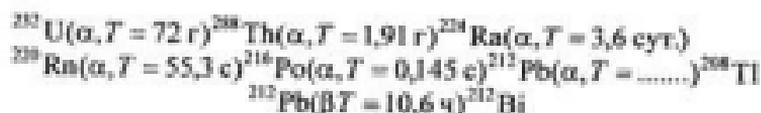
Прежде всего, отметим, что интенсивность реакций $(n,2n)$ существенно ниже, чем реакций (n,γ) , поскольку первая из них – пороговая. Кроме того, в тепловом реакторе доля нейтронов, энергии которых находятся в интервале спектра деления нейтронов, существенно меньше, чем доля нейтронов, имеющих энергию в тепловом спектре. С этой точки зрения первая цепочка, начинающаяся с реакции $(n,2n)$ на ядрах ^{238}U , имеет в своем составе две такие реакции, а вторая цепочка – только одну. Однако концентрация ядер ^{235}U в топливе ядерных реакторов примерно в 20–30 раз меньше, чем концентрация ядер ^{238}U . Поэтому вклад обеих цепочек в суммарную концентрацию ^{232}U в отработанном топливе примерно одного порядка. Та же цепочка, которая начинается с реакции α -распада ^{235}U , дает существенно меньший вклад по отношению к первым двум каналам.

Периоды β -распадов ^{237}U и ^{236}Np невелики по сравнению с периодом полураспада ^{236}Pu , который составляет $T = 2,85$ года. Из-за этого факта, максимальная концентрация ^{232}U в отработанном топливе достигается не в момент выгрузки, а спустя некоторое время после его выдержки в хранилище отработанных ТВС. Например, в отработанном топливе реакторов ВВЭР при выгорании

топлива $PT = 30$ МВт-сут/кг U в момент выгрузки содержание ^{232}U составляет $5 \cdot 10^{-8}$ % тяжелых атомов, а в течение его выдержки в бассейне содержание ^{232}U в топливе возрастает примерно в 2 раза. При этом содержание ^{232}U в регенерированном уране будет составлять примерно $2 \cdot 10^{-7} - 1 \cdot 10^{-10}$, а $^{238}\text{Pu} - 1 \cdot 10^{-5} - 1 \cdot 10^{-7}$.

При вовлечении тория в ядерный топливный цикл количество ^{232}U в отработанном топливе будет существенно выше, поскольку в цепочках образования этого изотопа, начинающихся с тория, присутствует всего одна реакция $(n, 2n)$, а воспроизводится изотоп ^{232}U . Оба этих изотопа химически неотделимы друг от друга и при изготовлении топлива будут присутствовать в свежем топливе.

Рассмотрим цепочку распадов ^{232}U .



В этой цепочке два нуклида, а именно ^{208}Tl и ^{212}Bi обладают жестким γ -излучением с энергией $E_\gamma = 2,614; 1,56$ и $1,62$ МэВ.

Для современной технологии изготовления топлива содержание ^{232}U по отношению к ^{235}U по критерию безопасности не должно превышать величину $1,1 \cdot 10^{-7}$. Если в процесс изготовления топлива вовлекается регенерированный уран с большим содержанием ^{232}U , то необходимо смешивать его с природным или отвальным ураном до достижения заданного содержания в топливе. Однако при изготовлении МОХ-топлива, на этапах приготовления таблеток и фабрикации твэлов, технологический процесс осуществляется в других условиях, в специальных боксах и с применением автоматических линий без использования ручного труда. В этом случае содержание ^{232}U в регенерированном уране уже не будет играть существенной роли. Это замечание остается в силе и для технологии использования ториевого топливного цикла с регенерацией отработанного топлива. Для ториевого топливного цикла, чем раньше начнется процесс переработки отработанного топлива и фабрикации нового топлива, тем ниже будет уровень радиационного излучения ^{208}Tl и ^{212}Bi , поскольку период полураспада ^{232}U составляет 72 года.

4.6. МОХ-топливо

Практически весь существующий в настоящее время на Земле плутоний искусственного происхождения. Чистый плутоний представляет собой металл серебристо-белого цвета, температура плавления которого составляет $T_{\text{плав}} = 640^{\circ}\text{C}$. К настоящему времени известны 15 изотопов плутония, однако большинство из них α -радиоактивны с короткими периодами полураспада. Наибольшее значение при обращении с плутонием имеют следующие изотопы (табл. 10).

Таблица 10

Ядерные свойства плутония и дочерних изотопов

Изотоп	Период полураспада, лет	Тип распада	Удельная активность, 10^3 Бк/г	Нейтроны спонтанного деления, нейтрон/г·с	Тепловыделение, Вт/кг	Образующийся изотоп
^{238}Pu	2,85	α	18600	$3,7 \cdot 10^1$	17900	^{234}U
^{239}Pu	87,7	α	600	$2,62 \cdot 10^1$	560	^{235}U
^{240}Pu	$2,41 \cdot 10^4$	α	2	0,03	1,9	^{236}U
^{241}Pu	$6,45 \cdot 10^1$	α	8	$1,02 \cdot 10^1$	6,8	^{237}U
^{242}Pu	14,4	β	3700	-	4,2	^{242}Am
^{243}Pu	$7,2 \cdot 10^1$	α	0,07	$8,8 \cdot 10^1$	0,06	^{239}U
^{244}Pu	$3,36 \cdot 10^2$	α	0,1	$1,7 \cdot 10^1$	0,1	^{240}U
^{244}Am	$4,32 \cdot 10^2$	α	120	1,1	114	^{240}Np

Главную роль в качестве оружейного материала, а также топлива для ядерных реакторов играет изотоп ^{239}Pu , который при делении испускает примерно три нейтрона и имеет довольно большой период полураспада. Изотоп ^{240}Pu всегда сопутствует ^{239}Pu , поскольку он образуется в результате реакции радиационного захвата на ядрах ^{239}Pu . Плутоний может быть получен в реакторах с любым спектром нейтронов – тепловым, промежуточным или быстрым. Изотопный состав плутония при выгрузке изменяется в зависимости от выгорания топлива и от степени обогащения урана. Примеры изотопного состава плутония для топлива различных степеней выгорания и различных типов реакторов приведены в табл. 11.

Изотопный состав плутония для различных степеней выгорания
в различных типах реакторов

Тип используемого топлива	Тип реактора	Выгорание, ГВт-сут/т	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
Оружейный Pu	промышлен- ный	<1	0,04	93,3	6,0	0,6	0,004
Обработанное топливо	Magnox	5	-	68,5	25,0	5,3	1,2
Обработанное топливо	CANDU	7,5	-	66,5	26,5	5,3	1,5
Обработанное топливо	LWR	20	0,5	73,5	20,0	5,0	1,0
Обработанное топливо	LWR	30	1	60,0	22,0	13,0	4,0
Обработанное топливо	LWR	60	4,4	46,3	24,9	12,7	11,7

В реакторах на тепловых нейтронах доля процессов радиационного захвата по отношению к процессу деления довольно высока, и поэтому содержание ^{240}Pu в отработанном топливе реакторов на тепловых нейтронах может составлять до 25 – 30%. В реакторах на быстрых нейтронах эта реакция играет существенно меньшую роль, так что при облучении урана в быстрых реакторах изотопный состав выгружаемого плутония содержит более высокую долю ^{239}Pu .

Сам изотоп ^{240}Pu является пороговым и относится к сырьевым нуклидам. В реакции радиационного захвата из него образуется делящийся изотоп ^{241}Pu , причем в тепловом спектре нейтронов сечение этой реакции существенно выше, чем сечение реакции (n, γ) на изотопе ^{238}U . В результате содержание ^{241}Pu в отработанном топливе реакторов на тепловых нейтронах может достигать 10 – 15%. По своим нейтронно-физическим свойствам изотоп ^{241}Pu во многом схож с изотопом ^{239}Pu , однако он имеет малый период полураспада, в результате чего образуется нуклид ^{241}Am . Поэтому при длительном хранении плутония в нем будет накапливаться этот изотоп. Изотопный состав плутония, выгружаемого из реактора ВВЭР-440 при глубине выгорания топлива 33 МВт-сут/кг, представлен в табл. 12.

Изотопный состав энергетического плутония

Изотоп плутония	Содержание в отработанном топливе (%)
^{238}Pu	1,4
^{239}Pu	36,5
^{240}Pu	29,5
^{241}Pu	11,3
^{242}Pu	1,4

При выгрузке топлива из реакторов РВР с глубиной выгорания 45 – 55 МВт-сут/кг количество ^{240}Pu достигает 20 – 25%, а ^{238}Pu – 2%.

Согласно различным оценкам, в мире в результате работы энергетических ядерных реакторов к настоящему времени накоплено около 2000 т энергетического плутония, основное количество которого содержится в отработанном, но химически не переработанном топливе ядерных энергетических установок различного назначения. Оценки по России таковы [8]:

- оружейный плутоний, в основном в виде металлических компонентов ядерного оружия – 140 ± 25 т;
- в виде химически выделенного диоксида энергетического плутония на заводе РТ-1 – 30 т.

Остальной плутоний содержится в отработанном топливе реакторов РБМК и ВВЭР. Отработанное топливо реакторов РБМК хранится в пристанционных хранилищах, а отработанное топливо реакторов ВВЭР-1000 хранится в хранилище отработанного топлива на Красноярском горно-химическом комбинате.

4.7. Технология изготовления смешанного оксидного топлива

Возможны три комбинации смешанного оксидного топлива:

- $\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$ – причем плутоний оружейного качества;
- $\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$ – причем плутоний энергетического качества;
- $^{235}\text{UO}_2 + \text{UO}_2$ – причем $^{235}\text{UO}_2$ есть уран из оружейных ядерных материалов (высокообогащенный уран).

Во всех вышеперечисленных случаях имеется принципиальное отличие от схемы производства оксидного топлива из единого источника, когда из природного урана после ряда операций произво-

дят таблетки обогащенной двуокиси урана. На всех этих стадиях атомы ^{235}U и ^{238}U гомогенно перемешаны (природно). Изготовление смешанного оксидного топлива предполагает наличие двух источников исходного материала:

- порошок UO_2 , например, из обедненного урана (отвалы обогатительного производства) или природного урана;
- порошок PuO_2 , полученный из оружейного или реакторного плутония.

Смешение порошков из различных источников – единственная стадия, отличающая технологию изготовления MOX-топлива от технологии изготовления традиционного уранового оксидного топлива. В этом случае гомогенность смеси ингредиентов не гарантирована. Поэтому смешение порошков исходных оксидов должно обеспечить высокую степень гомогенности смеси, так как гомогенность смеси важна с точки зрения безопасности реактора.

Таблетки MOX-топлива изготавливают методами порошковой металлургии, включающими ряд последовательных операций: получение порошков оксидов урана и плутония, их смешивание и приготовление пресс-порошка, прессование и спекание таблеток, шлифование и контроль таблеток. Получение таблеток с требуемыми стабильными характеристиками является довольно сложной задачей, поскольку зависит от многих факторов, среди которых важное значение имеют свойства исходных порошков. В России на предприятии «Маяк» (Челябинск) и в Димитровграде действуют пилотные установки, которые способны изготавливать небольшие количества топлива из уран-плутониевой оксидной смеси для энергетических реакторов. В настоящее время в сотрудничестве с европейскими странами разрабатывается конструкция пилотной установки на предприятии «Маяк», производительностью около 1,5 т плутония в год. Существуют проекты по промышленному производству смешанного уран-плутониевого оксидного топлива в «Комплексе-300» на «Маяке» и на заводе «РТ-2».

При изготовлении смешанного топлива необходимо учитывать более высокую степень радиационного воздействия в технологическом процессе, что связано с накоплением радиационно-опасных нуклидов в отработанном топливе, отсутствующих в топливе из природного урана. Таковыми в первую очередь являются ^{236}Pu , ^{238}Pu и ^{241}Am . Содержание этих нуклидов в энергетическом плуто-

нин, поступающем на изготовление смешанного топлива зависит от многих факторов, главными из которых являются:

- глубина выгорания отработанного уранового топлива;
- время выдержки отработанного топлива до радиохимической переработки;
- время хранения технологических продуктов при изготовлении смешанного топлива.

Анализ радиационной безопасности показывает, что использование энергетического плутония при изготовлении смешанного уран-плутониевого топлива оказывает значительно более существенное влияние на радиационную обстановку, чем использование плутония оружейного качества. Наличие ^{238}Pu в исходном продукте оказывает главное влияние на радиационный фон, поскольку продукты его распада, главным образом ^{238}Pu , испускают жесткое γ -излучение с энергией $E_\gamma = 2,614$ и $1,56$ МэВ.

Немаловажным фактором при изготовлении MOX-топлива является наличие нейтронного излучения, образующихся в результате спонтанного деления различных изотопов плутония. В табл. 13 приведены расчетные данные о выходах нейтронов из PuO_2 для энергетического плутония. Основным источником нейтронов являются ^{238}Pu и ^{240}Pu , их вклад в суммарный выход составляет примерно по 40 %. Нейтроны образуются за счет спонтанного деления и (α, n)-реакции на кислороде, вклад обеих составляющих примерно одинаков.

Таблица 13

Удельный выход нейтронов в PuO_2 , ($\text{с}^{-1}, \text{г}^{-1}$)

Нуклид	Содержание, %	Спонтанное деление	(α, n)-реакция	Сумма
^{238}Pu	1,5	39	222	261
^{239}Pu	61,1	$1,37 \cdot 10^{-3}$	25,6	25,6
^{240}Pu	24,1	245	37,4	282
^{241}Pu	8,0	$1,96 \cdot 10^{-3}$	0,106	0,110
^{242}Pu	4,9	83,8	0,108	83,9
^{241}Am	0,4 (1 год)	$4,56 \cdot 10^{-3}$	11,6	11,6
Сумма	100	368	297	664

Таким образом, нейтронное излучение существенно зависит от изотопного состава плутония, поэтому возможные изменения со-

держания изотопов – основных источников нейтронов – необходимо учитывать при анализе радиационной обстановки: при производстве топлива из оружейного плутония, очевидно, возрастает относительный вклад ^{240}Pu и ^{238}Pu ; при использовании энергетического плутония – необходимо оценивать содержание ^{238}Pu в различных видах сырья. Изменение выхода нейтронов со временем определяется накоплением ^{241}Am и распадом ^{238}Pu . При десятилетнем хранении плутония суммарный выход нейтронов возрастает незначительно – примерно на 10% (выход увеличивается примерно на 15% за счет накопления ^{241}Am и уменьшается примерно на 5% за счет распада ^{238}Pu).

Таким образом, при производстве смешанного топлива из энергетического плутония создаются достаточно высокие дозы нейтронного излучения – до нескольких миллизивертов в час. Потенциально наиболее опасными являются стадии технологического процесса, где работы проводят с большими количествами плутония:

- усреднение порций исходных порошков диоксида плутония – около одного миллизиверта в час;
- прием входного порошка диоксида плутония – десятые доли миллизиверта в час;
- изготовление ТВС – десятые доли миллизиверта в час.

ГЛАВА 5

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВКЕ И ХРАНЕНИИ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

5.1. Характеристика радиационных грузов

Воздушным, железнодорожным, водным и автомобильным транспортом перевозят различные радиоактивные вещества. В зависимости от вида излучений перевозимые радиоактивные вещества делятся на три группы:

1-я группа – вещества, испускающие γ -излучение в сочетании с α - или β -излучением;

2-я группа – источники нейтронных излучений, которые одновременно могут быть γ -, β - или α -излучателями;

3-я группа – вещества, испускающие только α - или только β -частицы.

Нормативными документами установлено, что радиационными грузами являются также, в которых удельная активность перевозимого вещества, превышает 74 кБк/кг (0,002 мкКи/г). Напомним, что единицей радиоактивности в СИ является беккерель (Бк), а кюри (Ки) – внесистемная единица радиоактивности, $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$. Вещества с меньшей удельной активностью транспортируются на общих основаниях, так как они не представляют радиационной опасности.

В Российской Федерации и за рубежом принята официальная классификация радиационных грузов, где для обозначения каждой группы или категории перевозимых радиоактивных материалов установлены специальные номера. Для практических целей удобно все радиационные грузы подразделить на:

- радиоактивное сырье;
- ядерное топливо;
- изотопную продукцию;
- радиоактивные отходы.

Радиоактивное сырье – это руды урана, тория и их концентраты. Как правило, перед транспортированием руду обогащают, получая так называемые физические концентраты. Изотопы природного

урана (^{238}U , ^{235}U , ^{234}U), распадаясь, образуют ряды, которые состоят из последовательно превращающихся радионуклидов (дочерних продуктов) и оканчиваются стабильными изотопами свинца. В состав урановых руд входят радий, полоний, радон и другие элементы, испускающие α -, β - и γ -излучения. Кроме того, из руд постоянно выделяется радиоактивный газ – радон. Однако удельная активность урановых руд невелика. Руда, содержащая 1% урана, имеет удельную активность около 1,1 мБк/кг. Уран, выделенный из руд химическим путем (химический концентрат), почти не содержит других элементов уранового ряда и в основном испускает только α - и β -излучения.

Ториевое сырье до перевозки, как правило, обогащают, повышая долю тория в сырье. Наиболее часто встречающийся монацитовый концентрат содержит несколько процентов тория, имеет низкую удельную активность, является в основном источником α - и в небольшой степени β - и γ -излучений. Уровень мощности дозы излучений радиоактивного сырья невелик и, как правило, не превышает несколько десятков микроинвертов в час. Бедные урановые руды перевозят навалом в самосвалах и полувагонах, обогащенные руды и концентраты – в обычных деревянных или металлических контейнерах, препятствующих рассеиванию радиоактивного сырья во внешнюю среду. Радиоактивное сырье, добытое методом выщелачивания, транспортируют в цистернах. Химические концентраты затаривают в металлические банки и перевозят в деревянных контейнерах.

Ядерное топливо – это вещества, в которых может поддерживаться цепная реакция деления атомных ядер (делящиеся вещества). Обычно к ним относят ^{235}U , ^{233}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{241}Pu и другие радионуклиды трансурановых элементов. Их можно перевозить в виде порошков, растворов, металлических изделий, но чаще делящиеся вещества перевозят в составе тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) и пучков ТВЭЛ, объединенных в тепловыделяющие сборки (ТВС). Основной опасностью при перевозке делящихся веществ является теоретическая возможность возникновения неконтролируемой цепной реакции деления и связанного с этим процесса нейтронной вспышки. Поэтому делящиеся вещества перевозят на специальном транспорте с защитным контейнером, соблюдая необходимые меры ядерной безопасности, которые исключают возмож-

ность возникновения цепной реакции при перевозке. Делящиеся вещества, как радиоактивные элементы, являются источниками α -излучения, которое хорошо поглощается любой тарой. Поэтому радиационная опасность при перевозке свежего топлива не вызывает серьезных опасений.

Наибольшую опасность при транспортировке вызывает отработанное топливо. Под действием нейтронного облучения в ядерном топливе образуется большое количество продуктов деления (всего около 200), многие из которых являются радиоактивными элементами. Кроме того, в облученном ядерном топливе образуются трансурановые элементы, которые обладают высокой радиотоксичностью, а некоторые из них – способностью к испусканию нейтронов различных энергий. Немаловажное значение имеет постоянный саморазогрев отработанного топлива за счет осколочной радиоактивности, так называемое остаточное энерговыделение. Поэтому при его перевозке помимо проблем радиационной защиты и ядерной безопасности возникают сложные задачи теплоотвода и температурного контроля.

Грузы с изотопной продукцией – включают разнообразные источники α -, β -, γ - и нейтронного излучения, соединения, меченные радиоукладами.

При использовании радионуклидов в различных областях науки и техники, так же, как и в атомной промышленности, образуются радиоактивные отходы. Их транспортируют в твердом или жидком виде. Газообразные отходы, например нуклиды благородных газов – криптона, ксенона, аргона и других, как правило, для снижения их удельной активности, выдерживают на месте. Некоторые жидкие и твердые отходы сами являются газовыделителями, например, сорбенты газов, тритиевые растворы, радиесные «хвосты» и т.д. К твердым радиоактивным отходам относятся вещества, у которых удельная активность или радиоактивное загрязнение поверхности составляют Бк/кг (Км/кг):

β -активные вещества.....	$>7,4 \cdot 10^4$ ($2 \cdot 10^4$);
γ -активные вещества.....	$>1,0 \cdot 10^5$;
α -активные вещества.....	$>7,4 \cdot 10^4$ ($2 \cdot 10^4$);
радионуклиды трансурановых элементов.....	$>3,7 \cdot 10^2$ ($1 \cdot 10^2$);
материалы с загрязненной поверхностью.....	>5 α -частиц/(см ² ·мин)
(при определении с площади, равной 100 см ²).....	>50 β -частиц/(см ² ·мин).

Жидкие отходы считаются радиоактивными, если их удельная активность превышает допустимую концентрацию для воды. Перед транспортированием отходы концентрируют и уплотняют. Жидкие отходы обогащают методом упаривания, осажде-ния, флотации и подвергают отверждению методами цементации, остекловывания или битумирования. Твердые вещества из дерева, бумаги концентрируют сжиганием, металлические конструкции компактируют прессованием. Для перевозки отходов используют специальные автомобили, контейнеры, цистерны и вагоны. Небольшие партии радиоактивных отходов перевозят в соответствующей таре на транспорте общего пользования.

Защита от воздействия концентрирующих излучений людей, транспортной техники, народнохозяйственных грузов и окружающей среды надежно обеспечивается при соблюдении норм радиационной безопасности (НРБ). Для соблюдения НРБ в процессе транспортирования радиоактивных веществ необходимо выполнять различные мероприятия организационно-технического и санитарно-гигиенического характера. Важнейшими из них являются следующие:

- ограничение уровня излучения, исходящего от упаковок и транспортных средств;
- ограничение уровня излучения на транспортных средствах и числа упаковок в них;
- ограничение активности радиоактивного вещества в одной упаковке;
- особые требования к упаковочным комплектам;
- ограничение радиоактивного загрязнения поверхностей;
- маркировка упаковок и транспортных средств.

5.2. Транспортные категории упаковок

Все упаковки по уровню излучения делятся на четыре транспортные категории (табл. 14). Уровень излучения при перевозке радиационных грузов нормируется в двух точках: на поверхности упаковки и на расстоянии 1 м от нее.

Категории транспортных упаковок радиоактивных материалов

Транспортная категория	Цвет этикетки транспортной категории	Предельно допустимая мощность эквивалентной дозы излучения, мЗв/ч	
		В любой точке на наружной поверхности упаковки	На расстоянии 1 м от любой точки поверхности упаковки
I	Белый	0,005	Не учитывается
II	Желтый	0,5	
III	Желтый	2,0	
IV	Желтый	10,0	0,5

На практике часто встречается ситуация, когда по мощности дозы излучения на поверхности упаковки ее следует относить к одной транспортной категории, по мощности эквивалентной дозы на расстоянии 1 м от упаковки – к другой. В этих случаях для упаковки необходимо устанавливать наибольшую транспортную категорию.

Упаковочные комплекты для перевозки радиоактивных веществ выполняют важные функции безопасности, обеспечивая герметичность, экранирование излучений, защиту от атмосферных осадков, пожара и, в случае необходимости, удаление избыточного тепла. При перевозке опасных веществ упаковочные комплекты конструктивно предотвращают создание условий для развития цепной реакции и ядерного взрыва. Безопасность при транспортировке складывается из мер, обеспечиваемых конструктивно, т.е. технических мер безопасности, и регламентных условий, которые должны соблюдаться персоналом в ходе эксплуатации. Техническая безопасность имеет более высокую степень надежности, нежели безопасность, создаваемая действиями персонала, который не гарантирован от ошибок и упущений, характерных для деятельности человека. Система безопасности перевозки радиоактивных веществ предусматривает использование технических мер безопасности при изготовлении упаковочных комплектов. Во всех остальных элементах системы предусмотрены меры, которые должны соблюдаться персоналом.

5.3. Ядерная безопасность при транспортировке ядерных материалов

В процессе перевозки делящихся веществ соблюдается все условия радиационной безопасности и дополнительно проводятся меры специальной, ядерной безопасности, направленные на предотвращение возникновения самопроизвольной цепной ядерной реакции (СПР) и нейтронной вспышки в перевозимом веществе. В мерах ядерной безопасности не нуждаются грузы, содержащие делящиеся вещества в низких концентрациях или в малом количестве.

Общим принципом ядерной безопасности при перевозке делящихся веществ является требование, чтобы в любых условиях перевозки, включая аварии и транспортные катастрофы, не возникла СПР. При транспортировании делящихся веществ $K_{эф}$ в объеме, где расположены делящиеся материалы, не должен превышать 0,95. Значение $K_{эф}$ в системе регулируется следующими параметрами:

- массой делящегося вещества в транспортной упаковке;
- размером и пространственным расположением делящегося вещества (геометрический фактор);
- степени замедления нейтронов, т.е. количеством ядер замедлителя на одно ядро делящегося нуклида;
- наличием в упаковке поглотителей нейтронов (нейтронные яды);
- наличием и качеством отражателя вокруг объема с делящимися материалами.

В качестве поглотителей в транспортных контейнерах применяют кадмий, бор и их сплавы. На реактивность системы могут оказывать влияние и некоторые внешние условия. Например, при проезде через туннель меняются условия отражения нейтронов.

Ядерная безопасность рассчитывается на самые неблагоприятные условия. Транспортируемая система с делящимся веществом должна быть подкритичной при любой аварийной ситуации, как, например:

- проникновение воды в упаковку;
- существенное уменьшение эффективности смонтированных в упаковку поглотителей;
- перегруппировка содержимого упаковок в такое расположение, при котором увеличивается значение $K_{эф}$;

- выпадение содержимого упаковки в воду или снег;
- повышение реактивности системы в результате внешних или внутренних температурных воздействий.

Эти положения распространяются на перевозку облученного ядерного топлива и делящихся веществ с неустановленными параметрами. В результате выгорания в реакторе степень реактивности облученного топлива может либо уменьшаться, либо увеличиваться. В первом случае для расчета критичности топливо считается необлученным, во втором – оно считается облученным до наибольшей реактивности. Остатки и отходы делящихся веществ с неустановленным обогащением, массой, концентрацией и коэффициентом замедления следует рассматривать как вещества, у которых каждый неизвестный параметр может создать наибольшую критичность при наиболее вероятных условиях.

По уровню ядерной безопасности упаковки с делящимися веществами подразделяются на три класса.

Упаковки класса 1 являются ядерно-безопасными в неограниченном количестве при любом взаимном расположении и во всех предвиденных условиях транспортировки.

Упаковки класса 2 являются ядерно-безопасными при произвольном размещении в любых предвиденных условиях перевозки, но только в том случае, если число таких упаковок не превышает допустимого количества.

Упаковки класса 3 являются ядерно-безопасными при любых условиях перевозки только в результате применения мер предосторожности и постоянного контроля, который должен осуществляться на всех этапах транспортирования: при погрузке, перевозке, выгрузке, временном хранении, доставке получателю.

Упаковочный комплект для перевозки радиоактивных веществ является единицей транспортного оборудования сложной конструкции, представляющего собой комплекс деталей, узлов и материалов, которые обеспечивают сохранность перевозимых радиоактивных веществ и радиационную защиту от них согласно требованиям правил безопасного транспортирования. По способности сохранять защитные и герметизирующие свойства при внешних воздействиях упаковочные комплекты для перевозки радиоактивных веществ делят на два основных типа – А и В.

Упаковочные комплексы типа А рассчитаны на нормальные условия транспортирования и должны выдерживать воздействия, встречающиеся в обычной практике перевозки радиоактивных веществ (падение с небольшой высоты, удар соседнего груза, сжатие, проливной дождь). После комплекса испытаний, соответствующих нормальным условиям транспортирования, упаковочные комплексы типа А могут сильно повреждаться, а при больших авариях – полностью разрушаться.

Упаковочные комплексы типа В должны выдерживать аварийные условия перевозки (точнее, испытания, моделирующие нормальные и аварийные условия) без изменения защитных свойств или с очень небольшим уменьшением эффективности систем герметизации и защиты излучений. Именно такие упаковки применяются для транспортирования свежего и облученного топлива.

5.4. Транспортные контейнеры для перевозки отработанного ядерного топлива

Транспортирование отработанного ядерного топлива имеет свою специфику. Сборки твэлов даже после выдержки в бассейнах-хранилищах АЭС обладают высокими уровнями излучений, и их транспортирование возможно лишь в контейнерах с массивными стенками, которые выполняют роль биологической защиты. Поэтому такие контейнеры металлоемки, их вес достигает ста и более тонн, а стоимость достаточно высока.

Параметры некоторых типов защитных контейнеров, предназначенных для транспортирования отработанного топлива по железной дороге или специальным автотранспортом, представлены в табл. 15. Из таблицы видно, что масса перевозимого топлива составляет 2 – 5% от общей массы контейнера. С увеличением глубины выгорания и сокращением времени выдержки это соотношение может оказаться еще меньше, что и определяет значительные затраты на транспортирование топлива. Удельный вес издержек на транспортирование в суммарных затратах топливного цикла АЭС с реакторами на тепловых нейтронах может составить 2 – 4%.

Характеристики некоторых типов транспортных контейнеров для перевозки ОЯТ

Решетка	Форма контейнера	Масса, т	Размер, м	Толщина защиты, мм	Масса горючего, т	Число сборок, шт.	Заполнение внутренней полости
ИНСР-440	Вертикальный цилиндр	90	D=2,3 H=4,4	Сталь, 400	3,8(UO ₂)	30	Вода, инертный газ
ИНСР-1000	Горизонтальный цилиндр	110	D=2,1 L=6,1	Сталь, 410	3(UO ₂)	6	Вода
BWR или PWR, контейнер IE-300	Горизонтальный цилиндр	70	D=1,5 L=5,4	Сталь, уран	до 4(UO ₂)	18(BWR) или 7(PWR)	Вода

При проектировании транспортных контейнеров возникают большие трудности, связанные с удовлетворением зачастую противоречивых требований технического характера. Необходима разработка конструкции контейнера, способного транспортировать максимальное число сборок, обладающего надежной биологической защитой и характеристиками, не превышающими провозных весогабаритных показателей. Одновременно должны быть исключены возможности перегрева твэлов, возникновения цепной самоподдерживающейся реакции и образования взрывоопасной концентрации гремучей смеси при транспортировании отработанного топлива в водозаполненных контейнерах. Кроме того, при вероятных аварийных ситуациях должна сохраняться механическая прочность и герметичность контейнера.

Согласно «Правилам» МАГАТЭ упаковочные комплекты по уровню их безопасности делятся на несколько типов. Упаковочные комплекты типа В(U) удовлетворяют с точки зрения прочности, герметичности, защиты от ионизирующего излучения, теплоотвода без применения дополнительных средств охлаждения всем требованиям «Правил» МАГАТЭ. Безопасность упаковки полностью обеспечивается конструкцией упаковочного комплекта. Упаковочные комплекты типа В(M) могут не удовлетворять одному или нескольким из особых дополнительных требований, предусмотренных «Правилами». В

связи с этим для обеспечения безопасных перевозок предусматривают меры административного характера, дополнительный контроль и обслуживание в процессе перевозки. Указанные меры оговаривают в разрешении на эксплуатацию, выдаваемом компетентным органом.

Транспортирование отработанного топлива производится через населенные пункты, поэтому чрезвычайно важное значение имеет обеспечение безопасности перевозок; обеспечение сохранности сборок топлив в пути (исключение условий их разрушения при ударе, нагреве и т.п.); обеспечение радиационной безопасности. Конструкция упаковочных комплектов (контейнеров, чехлов, пеналов) должна обеспечивать их сохранность не только при нормальных режимах, но и в условиях возможных аварий. Для всех типов контейнеров должны проводиться расчет на прочность, тепловой расчет, расчеты на ядерную и радиационную безопасность.

При расчете контейнера на прочность в качестве максимально опасной ситуации выбирается падение контейнера с высоты 9 м на жесткое основание. Допускается также падение контейнера на штырь 1 м. Как показывает опыт, наиболее опасно падение контейнеров с высоты 1 м на крышку, а также на образующую корпуса. Необходимая прочность должна обеспечиваться в интервале температуры окружающего воздуха от -40 до $+38^{\circ}\text{C}$. Предполагается также, что после падения с 9-метровой высоты контейнер дополнительно попадает в очаг пожара, продолжающегося 0,5 ч. Температура открытого огня при этом принята равной 800°C , а последующие 3 ч контейнер отдает тепло только за счет естественной конвекции и излучения, т.е. не используются искусственные интенсивные методы охлаждения его поверхности. Нагрузки, воспринимаемые контейнером при падении с последующим попаданием в очаг пожара, значительно превышают нагрузки, которые испытывает контейнер в нормальных условиях транспортирования.

Конструкция упаковочного комплекта должна обеспечивать нормальные условия теплообвода остаточного энерговыделения. При этом рассматриваются два источника тепла: остаточное тепловыделение отработанных сборок и солнечная радиация. Предельно допустимой температурой наружной поверхности контейнера считают 85°C . Температура внутри контейнера нормами и правилами не ограничивается. Однако при сухом способе перевозки она долж-

на быть существенно ниже температуры плавления или разрушения оболочек твэлов, а при перевозке в водонаполненных контейнерах температура воды не должна превышать значений, которые могут привести к превышению максимально допустимого давления в контейнере. При транспортировании твэлов в водонаполненных контейнерах необходимо предусматривать сжигание гремучей смеси (H_2+O_2), образующейся вследствие радиолиза воды. В таких контейнерах должен быть обеспечен достаточно свободный объем, воспринимающий расширение воды при ее нагревании. При расчете контейнера на прочность должно быть также учтено воздействие на него 15-метрового столба воды (имитация падения контейнера на дно реки или другого водоема), минусовой температуры ($-40^{\circ}C$ в случае транспортирования в зимних условиях) и теплового удара (при падении в холодную воду).

Радиационная безопасность обеспечивается соответствующей биологической защитой, предназначенной для поглощения γ -излучения, а также нейтронного излучения от ТВС с большой глубиной выгорания (более 20 МВт-сут/кг). Уровень излучения в любой точке внешней поверхности контейнера не должен превышать 2 Дж/кг, а на расстоянии 2 м – 0,1 Дж/кг. Конструкция контейнера должна обеспечивать достаточную герметичность. Транспортный упаковочный комплект соответствует правилам, если в результате испытаний общая потеря радиоактивных материалов не превышает допустимого уровня ($1,5 \cdot 10^7$ Бк за одну неделю для упаковок типа В(U) и $1,5 \cdot 10^{10}$ Бк для упаковок типа В(M)). При разработке конструкции транспортного упаковочного комплекта должны быть обеспечены такие условия ядерной безопасности, чтобы в любых предвиденных ситуациях перевозки не могла возникнуть самопроизвольная цепная реакция.

Основными элементами контейнера являются корпус и крышка. В свою очередь, корпус содержит внешнюю оболочку и биологическую защиту. Внутри контейнера присутствуют дистанционирующие устройства, для предотвращения перемещения ОТВС внутри контейнера в аварийных ситуациях.

Оболочка выполняется из материала, обладающего необходимой прочностью, вязкостью и коррозионной стойкостью в дезактивационных растворах. Такими свойствами обладают некоторые легированные стали. Толщина наружной оболочки определяется из

условий, исключающих ее разрушение при падении контейнера. Для интенсификации теплоотвода наружная оболочка снабжается ребрами, которые также играют роль амортизаторов при ударе.

Биологическая защита от γ -излучений выполняется из таких материалов, как сталь, свинец и уран. В нашей стране в качестве биологической защиты преимущественно используется сталь. Сталь обладает высокой конструктивной прочностью, хорошо выдерживает высокие и низкие температуры. Основным недостатком стальных контейнеров заключается в том, что при одинаковом объеме внутренней полости размеры и масса стального контейнера на 30 – 40% превышают размеры и массу контейнера со свинцовой защитой. Кроме того, из-за меньшей деформационной способности стали по сравнению со свинцом, содержимое контейнера будет подвергаться более высоким ударным нагрузкам при падении контейнера.

Применение урана дает возможность существенно уменьшить массу контейнера или увеличить, при той же массе, его провозную способность, что снижает транспортные издержки на перевозку ядерного горючего, но связано с преодолением определенных трудностей. Во-первых, урановую защиту контейнера необходимо заключить в стальную оболочку, принимая одновременно меры к предотвращению образования легкоплавающей этекстики. Во-вторых, высокие амортизационные качества урана требуют введения в конструкцию каких-либо материалов, хорошо поглощающих энергию удара. Для этой цели часто используют свинец.

Ввиду высокой плотности и хорошей обрабатываемости, а также относительно низкой стоимости по сравнению с ураном, свинцу за рубежом отдается большее предпочтение при проектировании биологической защиты транспортных контейнеров. Однако его применение вызывает некоторые осложнения в конструкции, необходимость которых объясняется низкой температурой плавления свинца, его значительной (около 3%) сжимаемостью при кристаллизации, высоким коэффициентом теплового расширения и плохим смачиванием стали. В принципе, более эффективным может оказаться применение многослойной защиты, состоящей из слоев свинца и промежуточных стальных оболочек. Расстояние между оболочками выбирается так, чтобы воздушный зазор, образующийся при выплавлении внешнего слоя свинца, надежно защищал от

перегрева внутренние слои. При этом ослабление защиты, вызванное уменьшением толщины свинца на 40 – 50 мм, не должно приводить к росту мощности дозы более чем в 8 – 12 раз.

Как правило отработанное топливо является источником не только γ -излучения, но и заметных нейтронных потоков, поэтому конструкция транспортного контейнера должна включать в себя и нейтронную защиту. В качестве материала нейтронной защиты применяются легкие водородосодержащие материалы, а также гидриды металлов, обладающие высокой концентрацией ядер водорода при вполне удовлетворительной температурной стойкости.

Крышка с узлом уплотнения служит для герметизации внутренней полости контейнера, содержащей ОТВС. Корпус и крышка контейнера изготавливаются из одного и того же материала. Конструкция крышки должна обеспечивать работоспособность прокладок и крепежных деталей в нормальных и аварийных условиях с сохранением герметичности, которая исключает протечки активного вещества, превышающие установленные нормы.

Ответственным элементом уплотнения является прокладка. От формы и механических свойств прокладка в значительной мере зависит работоспособность и степень надежности уплотнения в целом. В аварийных условиях не исключено падение контейнера на крышку. Для уменьшения сил инерции, действующих на крышку и узел уплотнения, применяют ребра или другие демпфирующие устройства, поглощающие силу удара. Иногда для защиты узла уплотнения при ударе о жесткую преграду применяются конструкции, состоящие из герметизирующей пробки и предохранительной крышки, предназначенной для восприятия основной доли ударной нагрузки.

Устройства, обеспечивающие крепление и дистанционирование топливных сборок, устанавливаются во внутренней полости контейнера. В аварийных случаях эти элементы должны ограничивать перемещение сборок в полости контейнера. В качестве материала для внутрикорпусных устройств могут применяться нержавеющие стали, которые имеют в своем составе компоненты, обладающие большим сечением поглощения тепловых нейтронов. В контейнерах с защитой, изготавливаемой из малоуглеродистой стали, в целях предотвращения коррозии целесообразно применение плавников внутренней поверхности.

В США в контейнерах с многослойной защитой в качестве внутренней оболочки используются листы нержавеющей стали толщиной не менее 9,5 мм. В процессе нормальной эксплуатации и в аварийных условиях эта оболочка воспринимает статический напор свинца при заливке, усадку при его остывании, термическое расширение свинцовой прослойки при пожаре или перемещение при ударе. Размеры внутренней полости определяются количеством топливных сборок и их размещением и выбираются из условия подкритичности при всевозможных аварийных ситуациях.

Один из наиболее широко применяемых в нашей стране типов транспортных контейнеров показан на рис. 8.

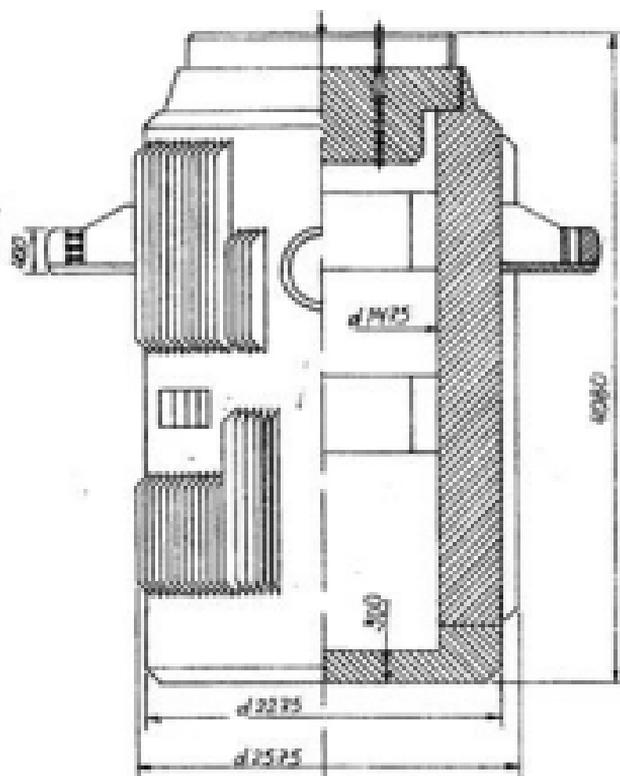


Рис. 8. Контейнер для перевозки обработанных сборок реактора ВВЭР-440

Контейнер представляет собой однослойный стальной вертикальный цилиндрический сосуд с внутренним диаметром 1475 мм, толщиной стенок 400 мм и высотой 4080 мм. Внутренняя полость контейнера покрыта нержавеющей сталью. Внешняя поверхность контейнера снабжена стальными ребрами, служащими для интенсификации теплоотвода и амортизации в случае аварий. Крышки изготавливаются целиком из нержавеющей стали. Внутренний объем контейнера позволяет перевозить одновременно 30 отработанных сборок реактора ВВЭР-440. Теплоносителем может быть как вода, так и газ (воздух, аргон, углекислый газ, гелий). В настоящее время накоплен значительный опыт перевозки в этих контейнерах, причем в качестве теплоносителя применяется аргон. Температурный режим контейнера при транспортировании был в пределах нормы, установленных МАГАТЭ. Необходимость штатной системы расхолаживания создает некоторые трудности при разгрузке контейнера. Из-за отсутствия опытных данных испытаний на прочность в аварийных условиях нельзя сделать выводы о надежности узла уплотнения крышки контейнера, особенно в случае его падения на эту крышку. В нормальных же условиях прочность контейнера ввиду значительной толщины крышки (приблизительно 400 мм) не вызывает сомнений.

На рис. 9 изображена конструкция транспортного контейнера для перевозки отработанных сборок от реактора ВВЭР-1000. Ввиду того, что длина перевозимых сборок не позволяет создать контейнер вертикального типа, вмещающийся в железнодорожные габариты, этот контейнер перевозится в горизонтальном положении. Контейнер представляет собой толстостенный цилиндр длиной 6 м и диаметром 2 м. На наружной поверхности цилиндра по всей его длине наварены ребра. В качестве теплоносителя могут использоваться газ и вода. В случае использования воды контейнер снабжается специальным устройством для удаления гремучей смеси. В контейнере можно перевозить одновременно шесть отработанных сборок реактора ВВЭР-1000.

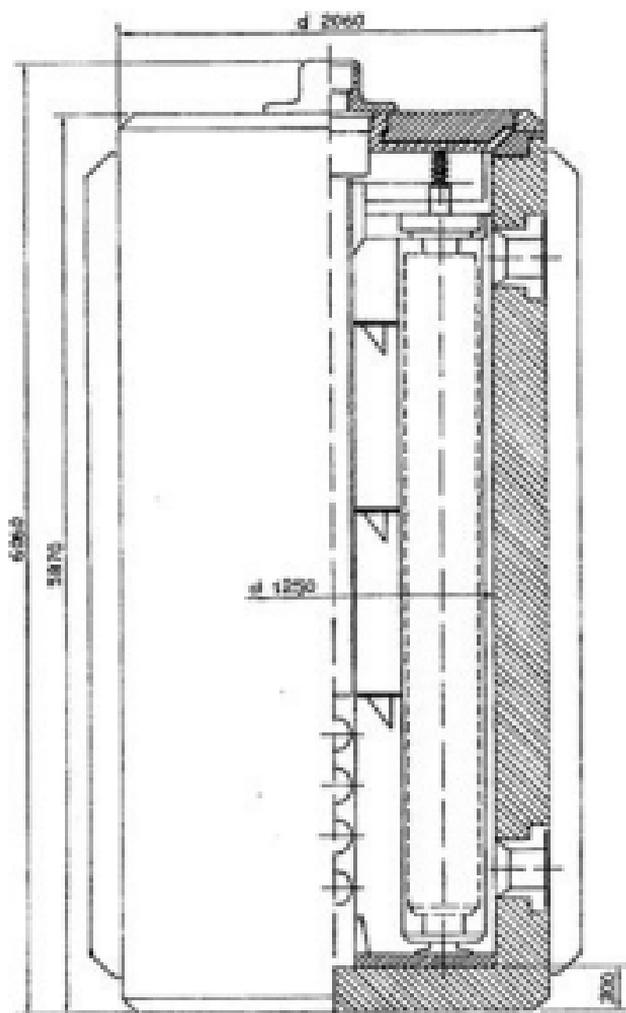


Рис. 9. Контейнер для перевозки обработанных сборок реактора ВВЭР-1000

Таким образом, в нашей стране преимущество отдается толсто-стенным однослойным контейнерам с наружным оребрением. Внутренняя полость контейнеров плакируется нержавеющей сталью. Большинство контейнеров (существующих и проектируе-

ных) – вертикального типа. Системы принудительного охлаждения и обдува отсутствуют, так как считается, что они не надежны в аварийных условиях.

5.5. Стратегия обращения с отработанным ядерным топливом (ОЯТ) в России

Отработанное ядерное топливо (ОЯТ), выгруженное из реакторов АЭС, направляется на временное или долговременное хранение в хранилища при реакторах, отдельно стоящие хранилища при АЭС и на заводы по регенерации ОЯТ. Срок хранения зависит от выбранной концепции обращения с ядерным топливом. Выбор концепции в различных странах зависит от существующих социальных, экономических, законодательных и политических условий, а также от энергетических потребностей, преобладающих в той или иной стране.

Концепция развития ядерной энергетики России базируется на отложенном использовании ОЯТ в режиме долговременного хранения в специальных хранилищах. Поскольку в России имеются ЯЭУ различных типов, начиная от реакторов исследовательского типа и судовых ЯЭУ, и кончая ОЯТ с АЭС различных типов, то и способы обращения с ОЯТ различны.

Для топлива высокого обогащения, которое используется в исследовательских реакторах, судовых установках ледокольного флота и ядерно-энергетических установках атомных подводных лодок, осуществляется радиохимическая переработка ОЯТ с выделением полезного продукта, каковым является регенерированный уран. Переработка такого топлива производится на заводе РТ-1 ПО «Маяк». Там же перерабатывается и ОЯТ реакторов БН-600 и ВВЭР-440. При переработке этого топлива наряду с регенерированным ураном выделяется и энергетический плутоний. Отработанное топливо реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000 в настоящее время не перерабатывается, а находится в режиме длительного хранения.

Хранение ОЯТ АЭС первые три года осуществляется в приреакторных бассейнах выдержки, после чего герметичные ТВС ВВЭР-440 загружаются в транспортные контейнеры ТК-6 и перевозятся на завод РТ-1. Отработанное топливо реакторов ВВЭР-1000 после хранения в приреакторном бассейне вывозится в транспортных контейнерах ТК-13 в «мокро» хранилище на Красноярском

горно-химическом комбинате. Оработанное топливо реакторов РБМК-1000 вначале хранится в приреакторных бассейнах выдержки, а затем в отдельно стоящих пристанционных хранилищах. Безопасность хранения регламентируется действующими нормативно-техническими документами:

- Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88);

- Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики.

5.6. «Мокрое» хранилище ОЯТ

Надежность хранения, ядерная и радиационная безопасность и предотвращение загрязнений окружающей среды обеспечиваются комплексом проектно-конструкторских решений и технологических мер, принятых в соответствии с требованиями нормативно-технической документации:

- безопасный шаг размещения оработанных ТВС, который соответствует требованиям ядерной безопасности (максимальный расчетный эффективный коэффициент размножения в консервативных предположениях должен быть не более 0,95);

- слой воды над оработанными ТВС и толщина стен бассейна должны соответствовать требованиям радиационной безопасности;

- все операции с оработанным топливом должны проводиться под защитным слоем воды;

- внутренняя поверхность бассейна должна иметь облицовку, чтобы обеспечить его герметичность, как при нормальных условиях эксплуатации, так и при аварийных ситуациях;

- бассейн должен быть оснащен технологическими системами для поддержания заданного водно-химического режима (система охлаждения и очистки воды, система поддержания требуемого уровня воды, система заполнения и опорожнения бассейна водой), а также оснащение помещения хранилища спецвентиляцией надводного пространства, приборами технологического и радиационного контроля;

- для надежной изоляции ОЯТ от бассейна выдержки хранение оработанных дефектных ТВС только в герметичных пеналах.

Консервативность предположений при расчете эффективного коэффициента размножения в частности заключается в том, что для

топлива с неизвестным изотопным составом, приписывается изотопный состав свежего топлива.

При анализе ядерной и радиационной безопасности хранилища необходимо не только оценить воздействие на окружающую среду в режиме нормальной эксплуатации хранилища, но и рассмотреть различные аварийные ситуации. Согласно требованиям нормативной классификации по безопасности рассматриваются аварии двух типов: проектные и запроектные. В качестве проектных аварий выступают ситуации, обусловленные каким-либо исходным событием (ошибкой или отказом), с наложенным независимой дополнительной ошибкой (или отказом), рассматриваемой в качестве нарушения барьера безопасности.

В качестве ошибок рассматриваются единичное неправильное действие, бездействие или пропуск операции, противоречащие существующим инструкциям. Для запроектных аварийных ситуаций число отказов и ошибок персонала практически не регламентируется. Причинами аварий могут быть также события, возникшие в результате внешних воздействий (затопление, пожар, падение самолета). Важно отметить, что реализация запроектных аварийных ситуаций постулируется, и их анализ проводится консервативно для принятия соответствующих мер в целях повышения надежности и безопасности хранилища, исключения эвакуации персонала и населения прилегающих территорий. Ниже приведен перечень исходных событий для анализа проектных аварий, которые должны учитываться при создании и эксплуатации хранилища ОЯТ:

- падение предметов, которые могут изменить расположение ОТВС, нарушить целостность ТВС и оболочек таллов;
- падение отдельных ТВС, пеналов, чехлов с ТВС при транспортно-технологических операциях;
- зависание ТВС, пеналов и чехлов с ТВС при транспортно-технологических операциях;
- отказ оборудования;
- течи в бассейне выдержки;
- образование взрывоопасных смесей;
- аварии на реакторе, влияющие на безопасность комплекса хранения;
- ошибки обслуживающего персонала;
- пожар в помещении хранилища;

- полное прекращение электроснабжения;
- воздушная ударная волна, обусловленная взрывом на данном хранилище или на соседнем промышленном предприятии, проходящем транспорте;
- сейсмические и другие природные явления (ураган, смерч, наводнение).

5.7. Пристанционные хранилища ОЯТ с РБМК-1000

Согласно концепции топливного цикла России в настоящее время ОЯТ из реакторов РБМК-1000 перерабатывать не предполагается, рассматриваются различные способы его длительного хранения. Например, что оно будет храниться в отдельно стоящих региональных хранилищах, которые с точки зрения технического обслуживания должны быть хранилищами сухого типа. При их проектировании рассматриваются следующие основные требования по безопасности и экономической эффективности:

- хранилище должно быть рассчитано на хранение топлива в течение промежутка времени не менее 50 лет, а его объем должен быть рассчитан на хранение всего топлива, наработанного за весь срок эксплуатации АЭС;
- конструкция хранилища должна обеспечивать возможность извлечения ОТВС для обследований;
- температурный режим хранения топлива не должен требовать создания инертной среды при хранении (температура топлива в ОТВС не должна превышать 200 °С);
- обеспечение пассивного отвода тепла от хранимого топлива;
- минимальные затраты на содержание хранилища.

Однако в настоящее время для АЭС с реакторами РБМК-1000 рассматривается возможность хранения ОТВС на территории самих АЭС в универсальных металлобетонных контейнерах. Существующая концепция заключительной стадии обращения с ОЯТ РБМК предусматривает создание на АЭС комплекса по разделке ОТВС, организации временного хранилища заполненных металлобетонных контейнеров двойного назначения (хранение и транспортировка) с последующим вывозом на Горно-химический комбинат, в г. Красноярск.

Данный проект предусматривает применение для контейнерного хранения в качестве основного варианта металлобетонной контей-

нер разработки КБСМ, имеющий сертификат-разрешение на конструкцию упаковки RU/0103/B(U)F-96. Принятая концепция размещения ОЯТ на хранение в контейнерах характеризуется следующими свойствами:

- радиоактивные материалы герметично закрываются в контейнерах, утечки радиоактивных материалов не происходит даже в случае маловероятных аварий;
- не требуются специальные сооружения для хранения ОЯТ, так как все функции выполняются самим контейнером;
- контейнер в полном объеме удовлетворяет требованиям норм и правил РФ и МАГАТЭ, в том числе обеспечивается безопасность при падении самолета, землетрясениях, пожарах, наводнении, падении контейнера;
- мобильность контейнера обеспечивает возможность его использования для транспортировки ОЯТ, как внутри площадки, так и за ее пределами с целью хранения, переработки или захоронения.

Транспортно-упаковочный комплекс (ТУК) включает в себя упаковочный комплект хранения (УКХ) с закрепленным на нем защитно-демпфирующим кожухом (ЗДК) и предназначен в дальнейшем для транспортирования ОТВС, разделенных на два пучка твэлов (ПТ) за пределы АЭС. УКХ включает в себя металлобетонный контейнер (МБК) с чехлом, в котором могут быть установлены 144 ампулы с ПТ, и предназначен для временного хранения в хранилище контейнерного типа на площадке АЭС. ТУК и УКХ разработаны в соответствии с действующими нормами и правилами РФ и отвечают требованиям МАГАТЭ для транспортных упаковок типа В(U), с первым классом ядерной безопасности и имеют сертификат-разрешение на конструкцию упаковки RU/0103/B(U)F-96. Металлобетонный контейнер включает в себя:

- металлобетонный корпус;
- две крышки (наружную и внутреннюю) с независимыми контурами уплотнения, обеспечивающие герметичность внутренней полости МБК;
- гнезда для подъема и кантовки при выполнении такелажных работ;
- клапан и технологические каналы для обеспечения осушки, заполнения внутренней полости контейнера инертным газом и контроля герметичности уплотнений;
- газоотводы из бетонного наполнителя.

В качестве наполнителя корпуса МБК используется особопрочный сверхтяжелый бетон по ТУ 5870-003-07805066-98. Чехол является выемным элементом УКХ и обеспечивает дистанционирование ампулы с ПТ при обращении, хранении и транспортировании их в МБК.

Ампула предназначена для размещения в ней ОЯТ в виде пучка твэлов вместе с несущим стержнем ОТВС и силовой решеткой. Ампулы с ПТ размещаются в контейнере, в гнездах чехла и закрываются крышками. Конструкция ампулы исключает возможность проникновения твердых частиц ОЯТ за пределы ампулы как при нормальных условиях эксплуатации, так и при аварийных ситуациях. Конструкция ампулы обеспечивает возможность выхода из нее газов и заполнения ее инертным газом после установки в контейнер. Ампула выполняется из коррозионно-стойких металлов, обеспечивающих длительное (до 50 лет) хранение ОЯТ.

Конструкция УКХ после загрузки в него ампул с ПТ обеспечивает осушку и заполнение внутренней полости МБК инертным газом, а также контроль герметичности крышек и клапанов в МБК. УКХ обеспечивает экологически безопасное хранение ОЯТ (до 50 лет). Защитно-дегазирующий кожух выполняется разборным для обеспечения возможности установки и снятия его с УКХ.

5.8. Сухое хранилище ОЯТ реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000

В связи с намечаемым продлением срока службы реакторов РБМК-1000, количество ОТВС этих реакторов, выгруженное из активных зон, значительно превышает возможности их хранения на пристанционных хранилищах как «мокрого» типа, так и в сухих хранилищах с металлобетонными контейнерами. Поэтому в России проектируется долговременное хранилище ОЯТ сухого типа (ХОТ-2) на Красноярском горно-химическом комбинате. Это хранилище будет использоваться для хранения сроком до 50 лет ОЯТ реакторных установок РБМК-1000 и ВВЭР-1000, вплоть до начала серийного строительства быстрых реакторов нового поколения. Необходимость разработки и сооружения централизованного хранилища ОЯТ сухого типа вызвана ограниченной вместимостью существующих хранилищ «мокрого» типа при АЭС с реакторами РБМК-1000 (Ленинградская, Курская и Смоленская), ожидаемым

их переполнением в ближайшие годы, а также недостаточным объемом существующего «мокрого» хранилища (ХОТ-1) ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 на горно-химическом комбинате.

В основу проектирования системы хранения и обращения с ОЯТ РБМК-1000 заложены критерии и технические решения, включая:

- непревышение пределов по внешнему и внутреннему облучению персонала и населения при нормальной эксплуатации при проектных авариях;
- создание экранированной защиты – системы барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду;
- применение технических средств для предотвращения проектных аварий и мероприятий, ограничивающих последствия проектных аварий;
- разработку оборудования и строительных конструкций для радиационной безопасности с учетом внешних воздействий и возможных аварийных ситуаций;
- хранение ОЯТ в гнездах (диаметром 720×7 мм с шагом 1000×1000 мм) в герметичных пеналах, установленных в два яруса по высоте;
- обеспечение ядерной безопасности как при нормальных условиях, так и при аварийных ситуациях, за счет расположения гнезд, загруженных пеналами с ОЯТ, и расположения ОЯТ в пеналах с безопасным шагом;
- контроль герметичности гнезд хранения и находящихся в них пеналов;
- отвод остаточного тепловыделения ОЯТ при естественной циркуляции воздуха в камерах хранения (по 242 гнезда в каждой камере);
- периодический выборочный контроль состояния пеналов и ампул с ОЯТ;
- проведение операций по перегрузке ампул с ОЯТ из чехла ТУК в герметичные пеналы в специально оборудованной защитной камере ХОТ-2;
- приемку дефектного ОЯТ, имеющего повреждение оболочек твэлов и сильно измененную геометрию, в индивидуальных тонкостенных пеналах, загерметизированных сваркой;

- применение специальных грузоподъемных приспособлений, включающих самопроизвольное расширение с изделиями, содержащими ОЯТ;

- деактивацию оборудования и помещений;
- учет и контроль за расположением, количеством и перемещением ОЯТ в процессах перегрузки, хранения и транспортировки ОЯТ;
- транспортирование изделий (контейнеров, чехлов и пеналов) с ОЯТ только на высоте, не превышающей ту, на падение с которой они рассчитаны.

Проектная емкость хранилища составляет 33 тыс. т по урану, в том числе:

- ОЯТ РБМК-1000 – 24000 т U (424800 ПТ);
- ОЯТ ВВЭР-1000 – 9000 т U (20930 ОТВС).

Период эксплуатации ХОТ-2 – 50 лет. Прием ОЯТ реакторов РБМК-1000 на долговременное хранение в ХОТ-2 будет осуществляться после предварительной выдержки в «мокрых» хранилищах при АЭС не менее 10 лет (с выгоранием до 30000 МВт-сут/т U) и ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 после предварительной выдержки в «мокрых» хранилищах при АЭС и из хранилища «мокрого» типа на Красноярском ГХК суммарно не менее 20 лет (с выгоранием до 50000 МВт-сут/т U).

В проекте сухого хранилища камерного типа предусмотрено полное технологическое разделение процессов обращения с ОЯТ ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Система хранения и обращения с ОЯТ РБМК-1000 включает: участок приема (выдачи), участок запеналивания и участок хранения.

Участок запеналивания ОЯТ РБМК-1000 имеет в своем составе защитную камеру, помещение подготовки контейнера к разгрузке и передаточный коридор.

Каждая камера хранения имеет 242 герметично заваренных гнезда для герметичных пеналов с ПТ РБМК-1000, расположенных в гнезде в два яруса. Среда хранения – смесь азота и гелия. Отвод остаточного тепловыделения ОЯТ при хранении осуществляется естественной конвекцией воздуха. Пенал представляет собой цилиндрическую обечайку диаметром 630 мм из нержавеющей стали с приваренным днищем и крышкой, внутри пенала имеются гнезда для ОЯТ. Длина пенала для ПТ – 4,1 м, емкость 31 ПТ, для ОТВС ВВЭР-1000 – 5м, емкость – 3 ОТВС. Гнезда в камере расположены

по квадратной решетке с шагом 1000×1000 мм. В каждом здании участка хранения обслуживаются перегрузочной машиной (ПМ). Управление ПМ производится как дистанционно, так и с местного пульта.

Съем остаточных тепловыделений ОЯТ осуществляется естественной циркуляцией атмосферного воздуха. Воздух поступает в нижнюю часть камер хранения, поднимается за счет нагрева, одновременно охлаждая гнезда, и выходит по отводящим каналам вверх, в атмосферу. На выходе производится контроль его температуры и активности. В процессе длительного хранения ведется учет и контроль расположения, перемещения и количества ОЯТ. На каждый пенал составляется паспорт с указанием его местоположения, данные о находящемся в нем ОЯТ (начальное обогащение, глубина выгорания, время выдержки и т.д.).

Для обеспечения оптимальных условий транспортировки и хранения ОЯТ РБМК-1000 на ГХК в приставочных хранилищах АЭС предусматривается строительство отделения разделки облученных тепловыделяющих сборок на пучки твэлов. В каждой ОТВС содержится по два ПТ. Доставка ПТ РБМК-1000 производится из приставочных хранилищ в транспортных упаковочных комплексах ТУК-109. Начальное обогащение топлива РБМК-1000 – до 2,6%, выгорание – до 30000 МВт-сут/т U. Предварительная выдержка ОЯТ РБМК-1000 не менее 10 лет, остаточное тепловыделение не более 0,054 кВт на один ПТ.

В УКХ-109 помещается 144 ампулы с ПТ. Ампулы с ПТ поочередно извлекаются из чехла УКХ и после контроля глубины выгорания размещаются в пенале. Заполненный пенал с ампулами ПТ закрывается крышкой, которая приваривается к корпусу пенала. Запаянный пенал переставляется в гнездо установки контроля герметичности, а затем загружается в передаточную машину пеналов (ПМП). Защитно-герметичный шибер гнезда выдачи пеналов закрывается.

Перегрузочная машина стыкуется с порожним гнездом хранения в одной из камер хранения, снимает крышку гнезда и извлекает в скафандр защитную пробку гнезда, а затем последовательно устанавливает в гнездо два находящихся в скафандре герметичных пенала, загруженные ампулами с ПТ РБМК-1000. После загрузки пеналов в гнезда хранения ПМ устанавливает пробку гнезда и рас-

стыковывается с ним, усиковый шов пробки заваривается с коргу-сом гнезда сварочным аппаратом, с помощью системы контроля проверяется его герметичность, крышка гнезда закрывается. Операции с пенами и ПТ в камере повторяются до полной разгрузки транспортного чехла, который возвращается из защитной камеры в МБК в обмен на очередной загруженный.

Процесс загрузки хранилища может производиться не менее 45 лет. В процессе длительного хранения пеналов с ОЯТ РБМК-1000 в ХОТ-2 предусматривается периодический контроль герметичности как самих гнезд, так и хранящихся в них пеналов с ОЯТ, с помощью специальной передвижной установки.

Под дефектным ОЯТ понимаются ПТ, имеющие существенное повреждение оболочек твэлов, которое может привести к высыпанию топлива из них. При выводе энергоблоков АЭС с реакторами РБМК-1000 из эксплуатации отправка дефектных ПТ из станционных хранилищ АЭС должна производиться в последнюю очередь, и после отправки всех остальных ПТ по штатной технологии. Доставка дефектных ПТ с АЭС в ХОТ-2 должна осуществляться только в одноместных тонкостенных пеналах, загерметизированных сваркой. Такие пеналы с ПТ будут загружаться в защитной камере в пеналы хранения по 19 штук, затем завариваться и после контроля герметичности устанавливаться в гнезда одной из камер хранения.

Технологический процесс обращения с ОЯТ ВВЭР-1000 по сравнению с ОЯТ РБМК-1000 имеет следующие отличия:

- ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 поступает в отделение в 12-местном чехле 01X, либо после замены имеющихся чехлов на 16-местные – в чехле 02X из существующего хранилища мокрого типа. Передача ОЯТ из мокрого хранилища осуществляется по заполненному водой транспортному коридору;

- предварительная сушка ОТВС осуществляется в соответствующей камере. Сушка происходит в воздухе за счет остаточного тепловыделения ОТВС, которое оставляет 0,61 кВт на одну ОТВС для максимального выгорания 50 000 МВт-сут/т U при выдержке 20 лет.

При заданной конструктивной схеме камер, входящих в состав хранилища, величина расхода воздуха в ней определяется мощностью остаточных тепловыделений ОЯТ. Для камеры, полностью за-

груженной пеналами с выдержкой ОЯТ в течение не менее 10 лет, циркуляционный контур имеет следующие параметры:

- отводимая мощность камеры 822,8 кВт;
- температура воздуха на входе +38°C;
- температура воздуха на выходе +96°C;
- подогрев воздуха в камере 58°C.

Режим работы системы охлаждения топлива (СОТ) – постоянный в течение всего срока эксплуатации хранилища. В составе СОТ полностью отсутствует технологическое оборудование и активные элементы. В хранилище камерного типа нет возможности непосредственного контроля температурного состояния ОЯТ в гнездах хранения и пеналах, поэтому контроль осуществляется косвенно по температуре воздуха на входе и выходе из камеры хранения. СОТ функционирует в нестационарном режиме, обусловленном:

- циклическим поступлением ОЯТ в хранилища;
- сезонным изменением температуры наружного воздуха;
- суточными колебаниями температуры наружного воздуха.

При обращении с ОЯТ и его хранении наиболее важными характеристиками принимаются температура ОЯТ и состав среды, в которой осуществляется хранение. В настоящее время, исходя из условия исключения взаимодействия двуоксида урана с кислородом среды, в которой осуществляется хранение ОЯТ, установлены ВНИИНМ ограничения по допускаемой предельной температуре ОЯТ и составу хранения среды:

- при температуре $\leq 100^\circ\text{C}$ в качестве среды хранения может использоваться воздух;
- при температуре 100 – 300°C – азот;
- при температуре $> 300^\circ\text{C}$ – инертный газ (аргон или гелий);
- при температуре $> 350^\circ\text{C}$ – хранение ОЯТ не допускается.

5.9. Оценка воздействия ХОТ-2 на окружающую среду

Основными путями воздействия ХОТ-2 на окружающую природную среду являются:

- воздушные выбросы через вентиляционные системы и трубы;
- сбросы сточных вод;
- системы обращения с жидкими и твердыми радиоактивными отходами производства (переработка и утилизация).

К нарушению нормального функционирования системы хранения и обращения с ОЯТ могут привести различные внешние и внутренние воздействия, отказы оборудования и ошибки персонала, являющиеся исходными событиями для анализа проектных и запроектных аварий. Исходные события для анализа проектных аварий:

- внешние воздействия природного происхождения, свойственные району размещения сухого хранилища (наводнения, ураганы, смерчи, прорыв плотины, сейсмические воздействия); включая МРЗ-н-пр-А;
- внешние воздействия техногенного происхождения (воздушная ударная волна, обусловленная взрывом, возможным на соседнем объекте, проходящем транспорте, пожар и т.д.);
- полное прекращение электроснабжения сухого хранилища;
- пожар в сооружениях сухого хранилища;
- падение предметов, которые могут изменить расположение ампул с ПТ и нарушить целостность ПТ и оболочки твэлов;
- падение отдельных ампул с ПТ, пеналов с ПТ, упаковочных комплектов при транспортно-технологических операциях;
- разгерметизация пенала с ОЯТ в процессе хранения в гнезде;
- разгерметизация гнезда хранения ОЯТ;
- ошибки персонала; отказы оборудования систем обращения с ОЯТ.

Исходные события для анализа запроектных аварий:

- возникновение СЦР для систем хранения и обращения с ОЯТ;
- падение технологического оборудования и строительных конструкций на перекрытие отсеков хранения ОЯТ;
- падение самолета;
- воздушная ударная волна с давлением во фронте до 10 кПа и продолжительностью фазы сжатия до 1 с.

Анализ мер безопасности на этапе проектирования обращения с ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 показывает, что СЦР теоретически может произойти в сухом хранилище в результате наложения нескольких ошибок персонала. СЦР может произойти, если в пеналах с водой установить три ОТВС, имеющие выгорание менее 30 МВт-сут/кгU. Это возможно, если:

- перепутать паспортные данные поступившей ОТВС, в которых указывается глубина выгорания топлива;

- перепутать или не провести контроль выгорания ОТВС в КПП;
 - произвести загрузку ОТВС в пенал, который заполнен водой, хотя ОТВС и пенал должны иметь минимальные количества остаточной влаги;
 - разрушение ОТВС с выгоранием менее 30 МВт-сут/kgU в воде.
- При этом СЦР может произойти и с одной ОТВС.

Рассматриваемая запроектная авария (вспышка СЦР) приводит к постулируемому локальному повреждению ОТВС, сопровождающемуся выбросом в атмосферу как вновь образовавшихся радионуклидов вследствие самой вспышки, так и ранее накопленных (три ОТВС) при работе в реакторе. Выброс активности радионуклидов в окружающую среду происходит без очистки, так как в результате мощного энерговыделения с образованием большого количества пара фильтры, предназначенные для очистки воздуха КПП, могут выйти из строя.

Поскольку аварийные выбросы носят случайный характер, то при оценке возможных радиационных последствий таких выбросов расчеты должны быть проведены на наихудшие условия их рассеивания и миграции в окружающей среде. Расчетные оценки показывают, что при проектных авариях дозы облучения населения не превысят 5 мЗв/год. На этих территориях после аварии не требуется проведение защитных мероприятий, направленных на снижение доз облучения с нарушением нормальной жизнедеятельности населения, а также хозяйственного и социального функционирования территории.

ГЛАВА 6

ФЕДЕРАЛЬНАЯ КОНЦЕПЦИЯ КОМПЛЕКСНОЙ УТИЛИЗАЦИИ АТОМНЫХ ПОДВОДНЫХ ЛОДОК

6.1. Основные принципы концепции

Основной принцип концепции – безусловное обеспечение ядерной и экологической безопасности на основе действующего законодательства на всех этапах комплексной утилизации АПЛ и НК с ЯЗУ, судов АТО, выводимых из состава ВМФ, в том числе АПЛ и НК с ЯЗУ, находящихся в режиме отстоя в ожидании утилизации, с обеспечением их взрыво-пожаробезопасности и непотопляемости. Радиационная и экологическая безопасность на всех стадиях процесса утилизации обеспечивается использованием безопасных технологий обращения с ОЯТ и РАО, а также путем герметизации реакторных отсеков как радиационных источников, внутри которых за штатными и дополнительными защитными барьерами расположено радиационно-опасное оборудование ЯЗУ (реакторы, теплообменное оборудование, конструкции и материалы биологической защиты и др.).

До начала работ по утилизации АПЛ проводятся технические мероприятия по выводу АПЛ из эксплуатации и отстой АПЛ для снижения уровня остаточного энерговыделения из ОЯТ. Перед поступлением АПЛ на этап непосредственного выполнения работ по утилизации, она должна быть приведена в состояние ядерной и пожарной безопасности.

Процесс утилизации включает в себя следующие этапы:

- этап выгрузки ОЯТ из АПЛ;
- вырезку трехотсечного блока, включающего реакторный отсек и два смежных с ним отсека с обеих сторон реакторного отсека;
- утилизацию концевых блоков АПЛ;
- загрузку ТРО в трехотсечный блок и транспортировка его к месту временного хранения на плаву;
- транспортировку ОЯТ для переработки на РТ-1 (ПО «МАЯК»);
- транспортировку РАО для долговременного хранения в региональных могильниках РАО.

Выведенная из эксплуатации АПЛ временно хранится на плаву в режиме отстоя и содержится силами и средствами ВМФ. В этот период техническое обслуживание, обеспечение непотопаемости и взрыво-пожаробезопасности осуществляется экипажем АПЛ, а ядерное топливо находится на борту АПЛ. В начальный период отстоя ОЯТ в реакторе хранится в режиме мокрого хранения, длительность этого периода составляет не менее 18 месяцев. После этого ОЯТ может храниться в реакторе в «сухом» режиме.

Передача АПЛ исполнителям работ для утилизации производится в пунктах их базирования или на территории предприятий. После этого эксплуатирующая организация (предприятие-исполнитель работ по комплексной утилизации АПЛ), принявшая АПЛ от ВМФ, обеспечивает обязательное соблюдение требований ядерной и радиационной безопасности, безопасности персонала, непотопаемости, взрыво-пожаробезопасности и физической защиты при временном содержании и обслуживании АПЛ на плаву.

Перед проведением работ по выгрузке активной зоны паропроизводящая установка (ППУ) должна быть полностью расхолажена. Это подразумевает такое состояние ППУ, при котором температура теплоносителя первого контура будет не выше 50°C при всех отключенных средствах расхолаживания в течение не менее 10 суток. Активные зоны реакторов и системы первого контура должны быть полностью осушены. Все органы регулирования, а именно, системы компенсации избыточной реактивности (КР), стержни аварийной защиты (АЗ) и автоматические регуляторы (АР) должны быть полностью введены в активную зону, т.е. находиться в крайнем нижнем положении. Это создает глубокую подкритичность реактора во всех возможных состояниях. Для повышения безопасности исполнительные механизмы АЗ и АР и приводы КР демонтируются. Давление в системе первого контура – атмосферное, а система второго контура – осушена.

В результате осушения реактора происходит ослабление защиты от активной зоны и окружающих ее конструкций. Как следствие, можно ожидать ухудшение радиационной обстановки при работах по выгрузке ОЯТ из осушенного реактора. В связи с этим, минимально возможное время выдержки после остановки – не менее 3-х лет.

6.2. Выгрузка ОЯТ из реакторов АПЛ

Выгрузка ОЯТ из реакторов АПЛ является наиболее важной и потенциально ядерно-опасной операцией по утилизации АПЛ. В первую очередь это связано с тем, что в процессе выгрузки ОЯТ может возникнуть СЦП. Для АПЛ водо-водяного типа осушение реактора приводит к его глубокой подкритичности. Как правило, подкритичность сохраняется даже при полном извлечении всех органов СУЗ. Однако при наличии воды в активной зоне несанкционированное извлечение системы КР может привести к состоянию надкритичности реактора и возникновению СЦП. Именно по этой причине выгрузка ОЯТ из реакторов производится на полностью осушенной активной зоне и обезвоженном первом контуре.

Причина, по которой из активной зоны могут быть извлечены все органы СУЗ, связана с операцией подрыва верхней крышки реактора. В рабочем состоянии крышка реактора имеет высокую степень герметичности, и через нее проходят все приводы органов СУЗ. Для подъема крышки требуется приложить большие усилия, т.е. оторвать ее от герметизирующих элементов. При этом имеется крайне маловероятная техническая причина захвата крышкой реактора штоков органов СУЗ и их извлечение из активной зоны вместе с крышкой. С учетом этой маловероятной возможности разрабатывается соответствующая технологическая последовательность операций по подрыву крышки, которая исключает или существенно снижает возможность полного извлечения всех органов СУЗ из активной зоны.

Выгрузка ОЯТ из реакторов утилизируемых АПЛ, у которых время выдержки после остановки реактора составляет менее 1,5 года, производится только с использованием плавучих технических баз (ПТБ) ВМФ. В этом случае извлекаемые из реакторов ОТВС размещаются в мокрых хранилищах ПТБ. При достижении суммарного времени выдержки более 1,5 года, ОЯТ из хранилищ ПТБ может передаваться на сухое хранение.

Для ОЯТ с требуемой длительностью отстоя выгрузка производится на береговых комплексах. Извлекаемые из реакторов ОТВС помещаются в герметичные чехлы ЧТ-4, которые затем размещаются в контейнеры ТК-18. В случае необходимости для выгрузки ОЯТ с длительным временем выдержки могут использоваться и ПТБ ВМФ.

Отработавшее ядерное топливо реакторов АПЛ подлежит отправке на ПО «МАЯК» для последующей переработки. Транспортирование ОТВС АПЛ производится спецшелонами в ТК-18. В случае необходимости допускается временное хранение ОЯТ на буферных площадках в местах выгрузки. Обращение с ОЯТ, не подлежащим переработке на ПО «МАЯК», производится по специальным контейнерным технологиям, т.е. сухое хранение в металлобетонных контейнерах.

6.3. Обращение с реакторными отсеками и реакторными помещениями

После выгрузки ОЯТ из реакторов АПЛ ставят на твердое основание (стапель, элинг, док). Из реакторного отсека демонтируют оборудование и элементы конструкции, которые по результатам радиационного обследования не относятся к ТРО и представляют материальную ценность. Как правило, после выгрузки ОЯТ в реактор помещаются стержни-поглотители СУЗ. В качестве поглотителя в них используется евроий, который сильно активизируется в процессе облучения нейтронами. Накопленное в процессе эксплуатации АПЛ радиоактивное оборудование (парогенераторы, насосы, теплообменники и др.) могут размещаться в реакторный отсек. Кроме того, в РО помещается ТРО, образующееся в процессе выгрузки ОЯТ и подготовки РО к долговременному хранению. После заполнения РО устанавливается крышка реактора и, при необходимости, производится заполнение внутренних полостей твердеющим консервантом. Далее осуществляется герметизация крышек реакторов, отверстий в крышках также путем заливки твердеющим консервантом.

Поскольку этот блок будет отправлен на длительное хранение, то устанавливается дополнительная биологическая защита в нижней части прочного корпуса под днищем реакторов и с бортов. Далее производится вырезка трехотсечного блока и установка дополнительных защитных барьеров по торцам РО и смежных с ним отсеков. Перед оправкой трехотсечного блока выполняется контрольное радиометрическое обследование подготовленного к хранению блока и нанесение на него необходимых обозначений, позволяющих осуществлять его идентификацию и учет в системе обращения с радиоактивными веществами и РАО.

Подготовленный к длительному хранению трехотсечный блок с помощью морского транспортного средства доставляется к причалу пункта длительного хранения (ПДХ). Вначале осуществляется временное хранение этих блоков на плаву в течение примерно 10 – 15 лет, а затем средствами ПДХ блок передается на берег и размещается в самом ПДХ. Суммарная продолжительность выдержки трехотсечного блока с РО в ПДХ составляет около 70 лет после остановки реактора и включает в себя время нахождения АПЛ в режиме отстоя после вывода его из эксплуатации, время подготовки РО к хранению, время выдержки на плаву и время непосредственного нахождения на ПДХ. По окончании этого срока РО передается на дальнейшую утилизацию. Производится разделка РО и смежных с ним отсеков, в процессе которой выделяется оборудование и материалы, остаточная радиоактивность которых после выдержки не позволяет направить их на повторное использование (корпус реактора, элементы бака железно-водной защиты). Производится формирование упаковок с ТРО, подлежащими захоронению, и отправка этих упаковок с ТРО в региональный пункт хранения РАО для длительного захоронения.

6.4. Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при выводе из эксплуатации АПЛ

Транспортные ЯЭУ работают без перегрузок топлива в процессе эксплуатации. Поэтому для их длительной работы в автономном режиме создается необходимый запас реактивности, который компенсируется решеткой стержней КС. При выводе АПЛ из эксплуатации выгорание топлива достигает проектных значений, так что запас реактивности ЯЭУ практически весь израсходован. Так как максимальную эффективность имеет система КС, то при отстое АПЛ ядерная безопасность обеспечивается надежной фиксацией системы компенсирующих стержней в положениях, обеспечивающих максимальную подкритичность реактора. При этом для предотвращения возникновения реактивных аварий должна быть исключена возможность несанкционированного перемещения органов КС с помощью как штатных приводов, так и ручных дублирующих устройств.

При выполнении подготовительных работ для обеспечения последующей выгрузки ОЯТ ядерная безопасность обеспечивается

осушением корпуса реактора. Для реакторов водо-водяного типа осушение активной зоны и глубокое выгорание топлива гарантирует глубокую подкритичность даже при полностью извлеченных стержнях КС и АЗ. При выгрузке ОЯТ ядерная безопасность обеспечивается использованием специального оборудования и точным соблюдением технологического процесса. В дальнейшем при хранении и транспортировке ОТВС ядерная безопасность обеспечивается конструкцией транспортных контейнеров и хранилищ ОЯТ.

Однако наряду с нормальным режимом работ по утилизации АПЛ, для обоснования безопасности необходимо рассматривать последствия различных аварийных ситуаций. С точки зрения ядерной безопасности таковой является авария реактивности типа. При проведении операции выгрузки ОЯТ надкритичность может достигаться только при гипотетическом одновременном извлечении системы КС в реакторе, заполненном водой. Такая авария не рассматривается как проектная, а постулируется как запроектная и ее анализ проводится консервативно для принятия соответствующих мер в целях повышения надежности и обеспечения безопасности корабля, исключения эвакуации персонала и населения.

При рассмотрении этой постулированной аварии необходимо принять, что надкритичность может достичь максимально возможного уровня. Поскольку давление в активной зоне атмосферное, то произойдет нейтронная вспышка, так как находящаяся в активной зоне вода испарится. При нейтронной вспышке могут разгерметизироваться те ТВС, которые находились в условиях максимальной мощности. При разгерметизации произойдет выброс не только вновь образованной в результате нейтронной вспышки активности, но и накопленной в ТВС, причем в консервативном предположении максимального выгорания топлива. Далее необходимо оценить мощность выброса радиоактивности и в наилучших погодных условиях оценить степень поражения обслуживающего персонала, населения прилегающих городов и окружающей среды.

6.5. Радиационная безопасность при утилизации АПЛ

Радиационное воздействие на окружающую среду при утилизации АПЛ формируется активностью, содержащейся в оборудовании и технологических средах ППУ на момент утилизации. При выполнении работ по утилизации АПЛ значимому радиационному

воздействием подвергается только персонал, проводящий работы по выгрузке ОЯТ и сопутствующие операции. Основным радиационным фактором в данном случае является проникающее излучение продуктов деления в составе ОЯТ и активационное гамма-излучение внутриреакторных конструкций.

Процесс утилизации сопровождается образованием твердых радиоактивных отходов, поступающих с утилизируемых АПЛ в составе выгружаемого оборудования реакторной установки (кроме ОЯТ), а также жидких радиоактивных отходов, активность которых определяется активностью дренируемого теплоносителя 1-го контура. Радиационное воздействие на население и неконтролируемое поступление активности в окружающую среду возможно лишь при радиационных авариях в процессе выполнения работ.

Факторы радиационного воздействия при утилизации АПЛ включают в себя:

- проникающее излучение при проведении работ по выгрузке ОЯТ и работах в районе легкого корпуса под реактором;
- поступление активности в составе демонтируемого радиоактивного оборудования и технологических сред;
- выбросы активности в окружающую среду при радиационных авариях.

Фактор проникающего излучения имеет значение только для персонала, проводящего выгрузку ОЯТ и демонтажные работы в районе легкого корпуса под реактором. Безопасность проведения работ обеспечивается конструктивным исполнением перегрузочного оборудования и организацией проведения работ. Демонтируемое в процессе утилизации радиоактивное оборудование и дренируемые технологические среды надежно локализуются и при необходимости проходят специальную обработку (деактивацию, очистку, компактирование).

Согласно требованиям нормативной классификации по безопасности рассматриваются проектные и запроектные аварии. В качестве проектных аварий необходимо рассматривать аварийные ситуации, обусловленные каким-либо исходным событием (ошибкой или отказом), с наложением независимой дополнительной ошибки (или отказа), рассматриваемой в качестве нарушения барьера безопасности. В качестве ошибок согласно НТД по безопасности рассматри-

высоты единичное неправильное действие, бездействие или пропуск операции, противоречащие действующим инструкциям.

Одним из основных факторов, определяющих величину радиационного воздействия при проведении работ по утилизации АПЛ как в штатном режиме, так и в аварийных ситуациях, является величина активности, содержащейся в оборудовании и технологических средах ППУ. Величина этой активности существенно зависит от режима эксплуатации ЯЭУ, в первую очередь от достигнутой энерговыработки и времени выдержки после окончания эксплуатации. Поэтому при проведении расчетного анализа радиационной безопасности необходим расчет активности, накопленной в топливные активные зоны, находящегося в настоящее время в реакторах. Активность стержней КР и металлоконструкций оборудования рассчитывается для суммарной энерговыработки всех топливных загрузок. При расчете активности продуктов деления на поверхностях оборудования и в теплоносителе 1-го контура необходимо учитывать состояние оболочек твэлов активных зон всех загрузок, в том числе и по результатам радиохимических анализов проб теплоносителя. Расчеты радионуклидного состава отработанного топлива проводятся, как правило, с использованием программы ORIGEN2.

Радиационные аварийные ситуации

1. Проектные аварии:

- падение контейнера с ОТВС;
- повреждение ОТВС при выгрузке ОЯТ;
- пожар в отсеке при выгрузке ОЯТ;
- несанкционированный сброс теплоносителя 1-го контура в акваторию;
- несанкционированный выброс газа из системы компенсатора давления.

2. Запроектные аварии:

- возникновение СЦП при выгрузке ОЯТ;
- затопление АПЛ при выгрузке ОЯТ;
- падение самолета при выгрузке ОЯТ.

Кратко обсудим некоторые из вышеперечисленных аварийных ситуаций.

Падение контейнера с ОТВС. В качестве консервативной оценки радиационных последствий необходимо принять, что при

падении контейнера герметичность оболочек всех твэлов нарушается. Радиационные последствия для персонала, населения и окружающей среды при выгрузке активной зоны в этом случае будут обусловлены выходом в атмосферу накопленных за время работы реакторов продуктов деления, прежде всего, летучих долгоживущих продуктов деления: ^{85}Kr и ^{135}I , которые остаются в топливе после длительной выгрузки.

Повреждение ОТВС при выгрузке. Повреждение ОТВС при выгрузке ОЯТ может иметь место в результате различных факторов. Главными из них являются: снижения механических свойств материалов конструкции ТВС, нарушение геометрии ТВС в процессе эксплуатации или длительного хранения, а также при ошибочных действиях персонала, проводящего выгрузку. Радиационные последствия этой аварии не превышают последствий при падении контейнера с ОТВС.

Пожар в отсеке при выгрузке активной зоны. Для операции выгрузки активной зоны опасность пожара заключается в тепловом воздействии на металлоконструкции реактора и испарении части воды с выносом в атмосферу радионуклидов, содержащихся в воде. Консервативный подход к анализу радиационных последствий такой аварии предполагает, что из реактора полностью испаряется вода, оставшаяся после осушения системы первого контура.

Затопление АПЛ при выгрузке ОЯТ. Затопление АПЛ при выгрузке возможно в результате либо внешних воздействий, либо диверсии. Затопление в процессе выгрузки ОЯТ может рассматриваться как временный процесс, поскольку происходит у спецнабережной в акватории судоремонтного завода. Основные источники загрязнений в затопленной АПЛ включают в себя активность в составе ОЯТ, радиоактивное загрязнение внутренних поверхностей реактора и продукты активации конструкционных материалов. При герметичных оболочках твэлов активных зон АПЛ источниками, определяющими радиоактивное загрязнение акватории в случае затопления АПЛ, является смыл радиоактивных загрязнений с внутренних поверхностей реактора, а также коррозия в морской воде внутриреакторных конструкций.

Падение самолета на АПЛ при выгрузке активных зон приводит к суммарным последствиям, которые могут быть вызваны пожаром, возникшим в результате разлива и воспламенения топли-

ва из баков самолета, и разрушением выгруженной в момент падения самолета ОТВС.

Для защиты от радиационных аварий разрабатываются:

- перечень потенциальных радиационных аварий с прогнозом их последствий и прогнозом радиационной обстановки;
- критерии принятия решений при возникновении радиационной аварии;
- план мероприятий по защите персонала и населения от радиационной аварии и ее последствий, согласованный с органами местного самоуправления, органами исполнительной власти, осуществляющими государственный надзор и контроль в области обеспечения радиационной безопасности;
- средства для оповещения и обеспечения ликвидации последствий радиационной аварии;
- медицинские средства профилактики радиационных поражений и средства оказания медицинской помощи пострадавшим при радиационной аварии;
- аварийно-спасательные формирования, создаваемые из числа работников (персонала).

Последовательная поэтапная реализация положений концепции позволит решить проблемы утилизации АПЛ, НК с ЯЭУ, судов АТО, реабилитации радиационно-опасных объектов ВМФ, снизить ядерную, радиационную и экологическую опасность на всех стадиях утилизации и обращения с РАО, вовлечь в хозяйственный оборот страны вторичные ресурсы и оборудование, получаемое от утилизации АПЛ и НК с ЯЭУ.

ПРИБЛИЖЕННЫЙ ТЕПЛОВОЙ РАСЧЕТ КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ОТВС ПРИ НОРМАЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ ПЕРЕВОЗКИ

В данном разделе предлагается модель для приближенного теплового расчета контейнера для перевозки отработанных ТВС (рис. П.1). Данная модель включает в себя следующие упрощающие предположения:

- корпус контейнера рассматривается как бесконечно длинный однослойный цилиндр;
- кассеты с отработанным топливом и дистанционирующие устройства рассматриваются как бесконечный стержень с равномерно распределенными внутренними источниками тепловыделения;
- на корпусе имеются наружные продольные ребра и зазор между стержнем и стенкой корпуса контейнера;
- внутри контейнера для интенсификации теплоотдачи находятся внутренние круговые ребра постоянной толщины.

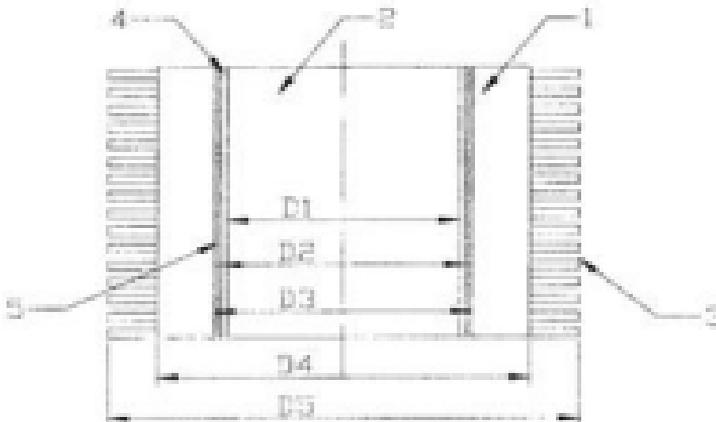


Рис. П.1. Модель контейнера

- 1 - корпус контейнера; 2 - объем для размещения отработанных ТВС; 3 - наружные ребристые; 4 - стенка внутреннего объема, занятая отработанными ТВС; 5 - внутренние круговые ребра

Приближенный расчет проведем для ОТВС реактора ВВЭР-440 с 3-летней выдержкой. Габариты контейнера отвечают существующему контейнеру для отработанных сборок реактора ВВЭР-440:

$D1 = 1,4 \text{ м}$, $D2 = 1,5 \text{ м}$, $D3 = 1,6 \text{ м}$, $D4 = 2,4 \text{ м}$, $D5 = 3,1 \text{ м}$;

толщина внутренних ребер $\delta_1 = 0,003 \text{ м}$;

толщина внешних ребер $\delta_2 = 0,01 \text{ м}$;

остаточное тепловыделение на сборку $Q = 300 \text{ Вт}$;

длина сборки $L = 2,5 \text{ м}$;

количество сборки, перевозимых в контейнере $n = 30 \text{ шт.}$

Таким образом:

$$q_l = \frac{Q \cdot n}{L}; \quad q_l = 3600 \text{ Вт/м.}$$

Корпус и внешние ребра изготавливаются из одинакового материала – стали, что позволяет пренебречь контактными эффектами в местах сварки. Внешние ребра выполнены в виде резьбы. В газовом зазоре между кассетами с ТВС и корпусом контейнера и снаружи находится воздух:

$$\alpha = 10 \text{ Вт/м}^2 \cdot \text{°С}; \quad \lambda_{\text{возд}} = 3,5 \cdot 10^{-2} \text{ Вт/м}^2 \cdot \text{°С.}$$

Пользуясь формулами для перепада температуры по радиусу стержня с внутренними источниками тепловыделения, найдем перепад температур внутри цилиндрического стержня, состоящего из ТВС и дистанционирующих устройств:

$$\Delta t_1 = t_0 - t_1 = \frac{q_l}{4\pi\lambda}; \quad \Delta t_1 = 20^\circ\text{С.}$$

Найдем перепад температур внутри воздушного зазора:

$$q_l = \frac{4\pi\alpha\lambda}{\ln\left(\frac{D_2}{D_1}\right)}(t_{c_1} - t_{c_2}) + c_{11}\pi D_1 \left[\left(\frac{T_{c_1}}{100}\right)^4 - \left(\frac{T_{c_2}}{100}\right)^4 \right]$$

где

$$\varepsilon_a = 1; C_D = C_a \cdot \varepsilon_a; \varepsilon_{11} = \frac{1}{\frac{1}{0,8} + \frac{1}{0,8} - 1} = 0,67; C_a = 5,67;$$

$$C_{11} = 3,8.$$

Но так как

$$\frac{4\pi\lambda_{\text{возд}}}{\ln(D_1/D_2)} \cdot 6,37 \cdot 10^4 \gg \pi \cdot C_a \cdot \varepsilon_a \cdot D_1 = 17,06,$$

то теплопередачей путем излучения можно пренебречь. Следовательно:

$$\Delta t_2 = t_2 - t_1 = \frac{q_1 \ln\left(\frac{D_2}{D_1}\right)}{4\pi\lambda}; \quad \Delta t_2 = 0,06^\circ\text{C}.$$

Определим перепад температур на внутренних круговых ребрах, пользуясь приближенными формулами для эквивалентного прямоугольного ребра. Условная высота прямого ребра:

$$H = \frac{(D_2 - D_1)}{2 + \delta/2} = 0,0515 \text{ м}; \quad m = \sqrt{(2\alpha/\lambda \cdot \delta)} = 12,3; \quad \text{ch}(mH) = 1,19.$$

так как

$$t_1 = \frac{t_2}{\text{ch}(mH)} = 0,84 \cdot t_2; \quad \Delta t_3 = t_2 - t_1 = 0,16 \cdot t_2.$$

Используя формулы для однослойной цилиндрической стенки, найдем перепад температур внутри корпуса контейнера:

$$\Delta t_4 = t_4 - t_3 = \frac{q_1 \ln\left(\frac{D_4}{D_2}\right)}{2\pi\lambda}; \quad \Delta t_4 = 4^\circ\text{C}.$$

Рассчитаем перепад температур на внешних продольных ребрах, используя приближенные формулы

$$H = \frac{(D_2 - D_1)}{2 + \delta/2} = 0,36 \text{ м}; \quad m = \sqrt{2\alpha/\lambda \cdot \delta} = 5,41/\text{м},$$

ТАК КАК

$$t_3 = \frac{t_4}{ch(mH)}; \quad t_5 = 0,18 \cdot t_4; \quad \Delta t_3 = 0,82 \cdot t_4.$$

Таким образом, исходя из того, что температура на поверхности контейнера не должна превышать 82°C , получаем, что максимальная температура максимально нагретой сборки не должна превышать 586°C .

Также надо отметить, что предложенное конструктивное дополнение, а именно нарезка внутренних ребер позволяет существенно снизить температуру поверхности корпуса. При температуре 586°C выгрыши составит 94°C .

На рис. П.2 представлен график распределения температуры по радиусу контейнера.

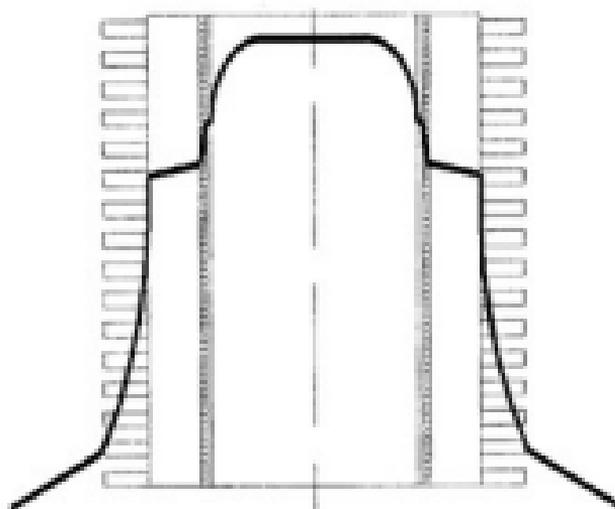


Рис. П.2. График распределения температуры по радиусу контейнера

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Апсз В.А., Шмелев А.Н. Ядерные технологии. М.: МИФИ, 2001.
2. Пашков Г.М., Гераскин Н.И., Апсз В.А. и др. Ядерное нераспространение. М.: МИФИ, 2004.
3. De Volpi Alexander. Proliferation Plutonium and Policy // Institutional and Technological Impediments to Nuclear Weapons Propagation. Pergamon Press Inc., 1979.
4. Обзор ядерных аварий с возникновением ЦДР. LA-136 38 TR.
5. Мегреблани Р., Холмс Д. Теория ядерных реакторов. М.: Госатомиздат, 1962.
6. Бабаев Н.С., Демин В.Ф., Ильин Л.А. и др. Ядерная энергетика и окружающая среда / Под ред. академика А.П. Александрова. М.: Энергониздат, 1981.
7. Фейнберг С.М., Шихов С.Б., Троицкий В.Б. Теория ядерных реакторов. Т.1 Элементарная теория реакторов. М.: Атомиздат, 1978.
8. Дмитриев А.М. Проблемы обращения с плутонием. М.: МИФИ, 2000.
9. Ушаков Б.А. Перевозка ядерных материалов // Атомная техника за рубежом. 1986. № 4.
10. Проблема хранения отработанного ядерного топлива // Атомная техника за рубежом. 1995. № 9.
11. Прайс М. Долгий и извилистый путь к новым правилам МАГАТЭ по перевозке радиоактивных материалов // Атомная техника за рубежом. 1997. № 11.
12. Основные правила безопасности и физической защиты при перевозке ядерных материалов (ОПБЗ-83). М.: ЦНИИатоминформ, 1984.

