

ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО ОБРАЗОВАНИЮ
МОСКОВСКИЙ ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ
(ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ)

**Н.Н. Давиденко, К.В. Куценко,
Г.В. Тихомиров, А.А. Лаврухин**

**ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ
ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ
И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ
В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ**

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

МОСКВА 2007

УДК 621.039.7(075)
ББК 35.36я7
О-23

Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами в атомной энергетике: *Учебное пособие* / Н.Н. Давиденко, К.В. Куценко, Г.В. Тихомиров, А.А. Лаврухин. – М.: МИФИ, 2007. – 136 с.

Приведено краткое описание основных технологий обращения с радиоактивными отходами (РАО) и отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). Рассмотрены основные этапы завершающей стадии ядерного топливного цикла от момента выгрузки ОЯТ до захоронения РАО. Книга практически полностью соответствует содержанию дисциплины «Ядерные технологии и экология топливного цикла» и поддерживает курсы «Безопасность ЯЭУ», «Актуальные проблемы эксплуатации АЭС», «Системы обеспечения безопасности ЯЭУ».

Предназначено для студентов факультета «Ф».

Пособие подготовлено в рамках Инновационной образовательной программы.

Рецензент д-р физ.-мат. наук, проф. А.В. Бушуев

ISBN 978-5-7262-0839-8

© Московский инженерно-физический институт
(государственный университет), 2007

ОГЛАВЛЕНИЕ

Основные условные обозначения и сокращения.....	5
Введение.....	6
Глава 1. Характеристики и состав ОЯТ.....	11
1.1. Выгорание ядерного топлива в реакторе.....	11
1.1.1. Топливные циклы.....	12
1.1.2. Глубина выгорания.....	15
1.2. Изотопный состав ОЯТ.....	17
1.2.1. Актиноиды.....	18
1.2.2. Продукты деления.....	22
1.3. Радиационные характеристики ОЯТ.....	31
1.3.1. Активность ОЯТ.....	32
1.3.2. Остаточное энерговыделение ОЯТ.....	34
1.3.3. Источники нейтронов и гамма-квантов ОЯТ.....	38
1.3.4. Радиотоксичность ОЯТ.....	42
Глава 2. Хранение и транспортировка ОЯТ.....	44
2.1. Выдержка и хранение отработавших ТВС на АЭС.....	44
2.2. Транспортировка отработавших ТВС.....	47
2.2.1. Правила и нормы при транспортировке облученного топлива.....	51
2.2.2. Транспортные упаковочные контейнеры.....	61
2.2.3. Обоснование возможности транспортировки облученного топлива.....	64
Контрольные вопросы и задания к гл. 1 и 2.....	67
Список литературы к гл. 1 и 2.....	69
Глава 3. Радиохимическая переработка облученного топлива.....	70
3.1. Разделка ТВС и твэлов.....	70
3.2. Водные методы переработки облученного топлива....	73
3.3. Технологическая схема «пурекс-процесса».....	79
3.4. Переработка облученного топлива быстрых реакторов..	81
3.5. Неводные методы.....	82
3.6. Проблемы использования регенерированного топлива..	87
3.7. Использование нетопливных элементов.....	88
Контрольные вопросы к гл. 3.....	90
Список литературы к гл. 3.....	91
Глава 4. Обращение с РАО.....	92
4.1. Классификация РАО.....	94
4.2. Кондиционирование жидких и твердых РАО.....	99
4.3. Переработка ВАО.....	101
4.4. Переработка жидких САО и НАО.....	112
4.5. Переработка твердых НАО.....	113
4.6. Упаковка РАО.....	114
4.7. Безопасность при снятии АЭС с эксплуатации.....	115
Контрольные вопросы к гл. 4.....	116

Глава 5. Некоторые вопросы охлаждения РАО и ОЯТ.....	117
5.1. Система охлаждения бассейна выдержки и перегрузки ОТВС.....	117
5.2. Тепловые потери из транспортного контейнера.....	121
5.3. Долговременное хранение ОЯТ и РАО.....	122
5.4. Охлаждение бака для хранения жидких РАО.....	128
5.5. Потери тепла захороненного блока с РАО.....	131
Список литературы к гл. 4 и 5.....	135

ОСНОВНЫЕ УСЛОВНЫЕ ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

АЗ – активная зона
АЭС – атомная электрическая станция
БВ – бассейн выдержки ОЯТ
ВАО – высокоактивные отходы
ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор
ГХК – горно-химический комбинат
ЗЯТЦ – замкнутый ЯТЦ
МБК – металлобетонный контейнер
МОХ-топливо – смешанное многокомпонентное уран-плутониевое топливо
НАО – низкоактивные отходы
ОТВС – отработавшая тепловыделяющая сборка
ОЯТ – отработавшее ядерное топливо
ПД – продукты деления
РАО – радиоактивные отходы
РБ – радиационная безопасность
РБМК – реактор большой мощности канальный
РХЗ – радиохимический завод
РТ-1 – радиохимический завод на ПО «Маяк» (г. Озерск Челябинской области)
РТ-2 – радиохимический завод на ГХК
РХП – радиохимическая переработка
САО – среднеактивные отходы
ТВС – тепловыделяющая сборка
твэл – тепловыделяющий элемент
ТУК, ТК – транспортный упаковочный комплект
ХОЯТ, ХОТ – хранилище ОЯТ
ЯБ – ядерная безопасность
ЯР – ядерный реактор
ЯТ – ядерное топливо
ЯТЦ – ядерный топливный цикл
ЯЭУ – ядерная энергетическая установка

ВВЕДЕНИЕ

Радиоактивные отходы (РАО) образуются при эксплуатации объектов ядерного топливного цикла, атомных электростанций, исследовательских реакторов, критических стендов и сборок, мощных источников ионизирующего излучения, судов гражданского и кораблей военно-морского флотов с ядерными энергетическими установками и иными радиационными источниками, а также при использовании изотопной продукции в научных организациях, народном хозяйстве и медицине. РАО – радиоактивные продукты использования ядерной энергии, которые уже нельзя использовать и которые требуют соответствующего хранения и захоронения. Например, на АЭС РАО возникают в результате активации веществ в процессе взаимодействия нейтронов и гамма-квантов с ядрами теплоносителя, замедлителя, конструкций и оборудования ЯЭУ, а также накапливаются в ОТВС в виде продуктов деления. В настоящее время радиоактивные материалы используются не только в ядерной энергетике, но и в других областях человеческой деятельности. В медицине радиоактивные источники используются при лечении некоторых форм рака, а технологии «меченых» атомов для диагностики ряда заболеваний. Группы объектов обращения с РАО в России представлены в работе [2].

1. Добыча урановой руды (подземное выщелачивание, карьерная добыча, шахтная добыча).

2. Гидрометаллургические заводы. Обогащение урановой руды производство уранового концентрата закись-окись урана $U_3O_{8\text{ест}}$ (растворение в кислоте, окисление, экстракция или ионный обмен).

3. Сублиматные производства. Конверсия и очистка концентрата $U_3O_{8\text{ест}} \rightarrow$ уранилнитрат $UO_2(NO_3)_2 \rightarrow$ урантриоксид $UO_3 \rightarrow$ двуокись урана $UO_2 \rightarrow$ тетрафторид урана $UF_{4\text{ест}} \rightarrow$ гексафторид урана $UF_{6\text{ест}}$.

4. Разделительные производства. Обогащение урана $UF_{6\text{ест}} \rightarrow UF_{6\text{обогащ}}$.

5. Производство ядерного топлива. Производство таблетированного уранового ядерного топлива. Производство таблетированного МОХ-топлива. Производство виброуплотненного МОХ-топлива. Гексафторид урана $UF_{6\text{обогащ}} \rightarrow UO_2 \rightarrow$ таблетки (смесь порошков) $\rightarrow$ ТВЭЛ $\rightarrow$ ТВС.

6. Объекты ядерно-химического комплекса: производство изотопной продукции, переработка ОЯТ. Обращение с РАО, накопленными при получении оружейного плутония, конверсии оружейного плутония, переработке ОЯТ, производстве изотопной продукции.

7. Атомные станции.

8. Исследовательские реакторы, критические стенды и сборки, мощные источники ионизирующего излучения.

9. Корабли военно-морского и суда гражданского флотов с ядерными энергетическими установками и иными радиационными источниками.

10. Объекты использования источников ионизирующего излучения, включая радиоактивные вещества и изделия на их основе, в различных отраслях промышленности, медицине и сельском хозяйстве (радиационно-химические технологии, промышленная дефектоскопия, промышленная радиография, радиоизотопная энергетика, медицинская, геофизическая, ядерно-аналитическая аппаратура и др.).

11. Объекты сбора, переработки, кондиционирования, хранения и долговременного хранения (захоронения) РАО (система спецкомбинатов "Радон").

12. Объекты использования ядерных взрывов в мирных целях.

13. Объекты добычи руд и сырья, на которых образуются РАО с природной радиоактивностью.

Большая часть РАО производится в настоящее время и было произведено в прошлом в ядерной отрасли [1, 2]. В прошлом было произведено значительное количество отходов, являющихся "наследием" ядерных оружейных программ, которые теперь также требуют удаления. Технологии и принципы управления отходами, разработанные в рамках гражданской ядерной промышленности, в настоящее время используются и для того, чтобы взяться за отходы этого "наследия", произведенные в результате военной деятельности, а также на заре производства ядерной электроэнергии.

За последнее десятилетие в Российской Федерации приняты законодательные акты общего характера, направленные на обеспечение ядерной и радиационной безопасности. Они содержат не только общие положения правовой системы по предотвращению вредного воздействия хозяйственной и иной деятельности, но и отдель-

ные положения, относящиеся к обеспечению безопасности при обращении с ядерными материалами, радиоактивными веществами и, в частности, с РАО [3, 4].

В настоящем пособии будут рассматриваться вопросы обращения с РАО, возникающими в ядерном топливном цикле. Иногда для них используется специальный термин – ядерные отходы, но в настоящем пособии его использовать не будем. Радиоактивные отходы образуются на всех технологических этапах ядерного топливного цикла – при добыче и переработке урановой руды, при изготовлении и использовании ядерного топлива, регенерации облученного топлива, вывода из эксплуатации ядерных объектов. Большая часть РАО в настоящее время накапливается в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ) в виде продуктов деления.

ОЯТ – ядерное топливо, извлеченное из реактора после облучения и непригодное для дальнейшего использования без переработки. ОЯТ является ценным сырьем для получения компонентов ядерного топлива и некоторых важных изотопов. С другой стороны, ОЯТ является потенциально опасным продуктом деятельности атомных энергетических установок: именно в нем сосредоточено до 98 % общей радиоактивности материалов, вовлеченных в сферу человеческой деятельности.

Объем ОЯТ в мире и в нашей стране весьма значителен. В мире к настоящему времени накоплено более 300 тыс. т ОЯТ. Ожидаемое количество ОЯТ в России на АЭС и в хранилищах радиохимических заводов составляет около 20 тыс. т. И этот объем неуклонно растет: в России ежегодный прирост количества ОЯТ составляет около 1 тыс. т, в мире 11–12 тыс. т.

В настоящее время ни одна из стран не перешла к использованию технологий, позволяющих полностью решить проблему обращения с ОЯТ и РАО.

Сложность проблем обращения с ОЯТ вызвана, в первую очередь, высокой активностью, достигающей миллионов кюри на тонну, значительным тепловыделением после выгрузки из реактора, наличием в составе отработавшего топлива значительного количества делящихся веществ. Серьезную опасность представляет также токсичность некоторых радионуклидов, содержащихся в составе ОЯТ.

При этом необходимо помнить, что ядерное топливо используется в реакторах в виде тепловыделяющих сборок (ТВС). ТВС представляет собой монолитную конструкцию весом несколько десятков или сотен килограмм, содержащую ядерное топливо и конструкционные материалы. В процессе работы ядерного реактора в ТВС выделяется энергия в результате реакции деления, что приводит к накоплению в ядерном топливе радиоактивных продуктов деления. Кроме реакции деления на изотопах топлива и конструкционных материалов происходят другие ядерные реакции (например, реакция радиационного захвата нейтронов), в результате которых будут образовываться новые радиоактивные ядра. Данные процессы приводят к тому, что после работы в реакторе ТВС становится радиоактивной и обращение с ней требует специальных мер для обеспечения безопасности персонала. ТВС, которая выработала в реакторе свой энергетический ресурс, в дальнейшем будем называть отработавшей ТВС или ОТВС. Можно сказать, что в настоящее время большая часть РАО и ОЯТ в мире содержится в ОТВС реакторов различного типа.

Некоторые изотопы, входящие в состав ОТВС, будут оставаться радиоактивными в течение сотен тысяч лет, другие полностью распадутся в течение десятков лет или даже за меньший период времени. При этом долговременные варианты управления отходами должны гарантировать безопасное хранение всех типов радиоактивных отходов и для современного поколения, и для будущих поколений. Возможны различные варианты обращения с ОТВС. В открытом топливном цикле, как правило, переработка топлива после облучения в реакторе не предусматривается и ОТВС будет целиком представлять РАО и захораниваться как единое целое. В замкнутом топливном цикле всегда предусматривается переработка ОЯТ с целью повторного использования урана и, возможно, плутония. В данном случае будет проводиться разделка ОТВС на отдельные твэлы с последующим выделением составляющих: урана, плутония, других актиноидов и продуктов деления. После переработки уран и плутоний будут повторно использоваться для производства нового ядерного топлива, а продукты деления и другие актиноиды будут представлять собой РАО и захораниваться. При этом в процессе переработки будут производиться новые РАО в

виде загрязненных радиоактивными веществами газов, жидкостей и твердых веществ, которые использовались в данном процессе.

В настоящее время в России на заводе РТ-1 ПО «Маяк» проводится радиохимическая переработка топлива энергетических реакторов ВВЭР и БН, а также топлива транспортных и исследовательских реакторов. Сегодняшняя практика обращения с РАО от переработки ОЯТ на заводе РТ-1 предусматривает их остекловывание без предварительного разделения смеси радионуклидов, временное хранение остеклованных блоков и их последующее захоронение. Топливо реакторов РБМК сегодня не перерабатывается. Принятие решения о его переработке или не переработке отложено на некоторое время. Подобная ситуация в настоящее время в мире является не исключением, а скорее правилом. Многие страны, имеющие ядерную энергетику, не имеют четкой программы обращения с ОТВС своих реакторов. В них проводятся специальные исследования, чтобы найти общественно приемлемые решения для удаления отходов. Пока ведется работа в этом направлении, используются специально разработанные временные хранилища отходов, для того чтобы гарантировать безопасное хранение иммобилизованных радиоактивных отходов в ожидании готовности вариантов долговременного удаления.

В настоящее время стратегия складирования ОЯТ принята, в частности, Министерством энергетики США и реализуется в виде непосредственного складирования отработавших топливных элементов в металлических контейнерах в глубоких геологических формациях. Это вызывает критику специалистов в связи с опасностью распространения ядерных материалов и отсутствием гарантий безопасности долговременной (несколько тысяч лет) сохранности складированного топлива и отходов. При этом ситуация с основным хранилищем ОЯТ США в Юкка-Маунтин (Yucca Mountain) такова, что емкость этого хранилища будет превышена уже к середине XXI в., а значит, Соединенным Штатам необходимо уже сейчас выбирать стратегию по обращению с ОЯТ. Альтернативны возможности строительства нового централизованного хранилища вблизи существующего, переход к сухому складированию ОЯТ вблизи атомных станций или развитие технологий переработки и трансмутации ОЯТ.

Другие страны с развитой ядерной энергетикой (Великобритания, Россия, Франция, Япония) в том или ином виде осуществляют переработку ОЯТ, выделение урана, плутония, изготовление из переработанных материалов топливных элементов, их повторное использование в легководных реакторах, составляющих основу мировой ядерной энергетике. РАО, полученные в ядерном топливном цикле, отделяются и захораниваются по традиционным технологиям. Наиболее эффективная структура обращения с ОЯТ и РАО создана во Франции, где реализована многокомпонентная ядерная энергетика, включающая легководные энергетические реакторы, быстрые реакторы – "дожигатели", комплексы переработки ОЯТ и РАО.

ГЛАВА 1. ХАРАКТЕРИСТИКИ И СОСТАВ ОЯТ

1.1. Выгорание ядерного топлива в реакторе

Основным процессом, протекающим в ядерном реакторе, является деление ядер урана и плутония при поглощении ими нейтронов. В результате реакции деления ядро тяжелого изотопа распадается на два более легких ядра – осколка деления. Все осколки деления являются радиоактивными ядрами. Из-за избытка нейтронов в этих ядрах они испытывают бета-распад. Очень часто дочернее ядро распада будет находиться в возбужденном состоянии. При переходе из возбужденного состояния в основное ядро будет испускать гамма-кванты или гораздо реже запаздывающие нейтроны. Осколки с одинаковым массовым числом будут образовывать изобарную цепочку изотопов различных элементов.

Все изотопы, находящиеся в работающем ядерном реакторе, могут вступать во взаимодействие с нейтронами. Некоторые ядерные реакции будут приводить к появлению новых изотопов, многие из которых будут радиоактивными. В ядерных реакторах на тепловых нейтронах основными реакциями, приводящими к появлению новых изотопов, являются радиационный захват нейтрона и деление тяжелых ядер.

В результате реакции радиационного захвата нейтрона некоторым ядром появляется ядро нового изотопа того же химического элемента, как правило, в возбужденном состоянии. Возбужденное

состояние снимается через испускание гамма-квантов, которые часто называются захватными.

1.1.1. Топливные циклы

Ядерный топливный цикл (Nuclear fuel cycle) – комплекс мероприятий для обеспечения функционирования ядерных реакторов, осуществляемых в системе предприятий, связанных между собой потоком ядерного материала и включающих урановые рудники, заводы по переработке урановой руды, конверсии урана, обогащению и изготовлению топлива, ядерные реакторы, хранилища отработавшего топлива, заводы по переработке отработавшего топлива и связанные с ними промежуточные хранилища и хранилища для захоронения радиоактивных отходов.

Различают открытый и замкнутый топливные циклы. В открытом топливном цикле повторное использование ядерного топлива после облучения в реакторе не предусматривается, а в замкнутом топливном цикле предусматривается. При этом в открытом топливном цикле возможна переработка отработавших ТВС для фракционирования отходов при их долговременном хранении. Например, в России на заводе РТ-1 ведется переработка ТВС реакторов ВВЭР-440 и АПЛ. Однако выделенные тяжелые элементы повторно не используются. Во Франции реализован замкнутый топливный цикл. Уран и плутоний, выделенные из отработавших ТВС, используются при изготовлении МОХ-топлива, которое затем эксплуатируется на европейских АЭС. Принципиальная схема топливного цикла, реализованного сегодня в России, приведена на рис. 1.1. Это топливный цикл, связанный с переработкой ОЯТ водными методами по эстракционной технологии.

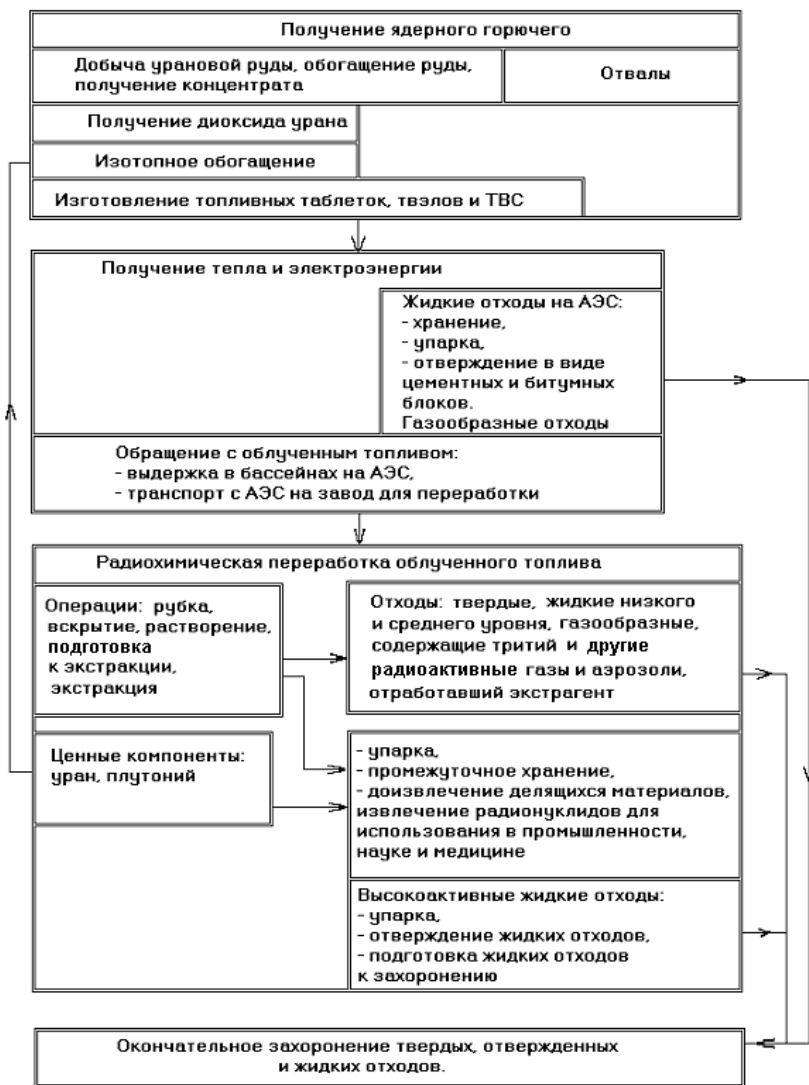


Рис. 1.1. Схема топливного цикла

Ядерные топливные циклы также можно классифицировать на основе используемых делящихся и сырьевых изотопов. В земной коре в больших количествах присутствуют уран и торий. В природной смеси урана содержится делящийся изотоп ^{235}U (0,72 %),

сырьевой изотоп ^{238}U (99,275 %) и изотоп ^{234}U (0,005 %). В природной смеси тория содержится только сырьевой изотоп ^{232}Th (100 %). Для урана было разработано обогатительное производство, с помощью которого из природного урана можно получать смесь изотопов урана с повышенным содержанием делящегося изотопа ^{235}U . В природном тории нет делящихся изотопов. В результате радиационного захвата в тории будет накапливаться делящийся изотоп ^{233}U , которого нет в природе. Поэтому топливные циклы с торием требуют на начальном этапе использования делящихся изотопов уран-плутониевого топливного цикла (^{235}U или ^{239}Pu). В табл. 1.1 приведены основные топливные циклы.

Таблица 1.1

Основные топливные циклы

Цикл	Основной делящийся нуклид	Сырьевой нуклид	Нарабатываемые делящиеся нуклиды
Открытый урановый	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu
Замкнутый уран-плутониевый	^{239}Pu	^{238}U	^{239}Pu , ^{241}Pu
Открытый ториевый	^{235}U или ^{239}Pu	^{232}Th	^{233}U
Замкнутый торий-урановый	^{233}U	^{232}Th	^{233}U

В настоящее время в мире наибольшее распространение получил открытый урановый цикл. В рамках этого цикла в реакторах на тепловых нейтронах используется топливо в виде UO_2 с обогащением по ^{235}U (0,72–5 %). Энергия выделяется в результате деления изотопов ^{235}U и ^{239}Pu , которая накапливается в топливе в результате радиационного захвата на изотопе ^{238}U . Главным недостатком данного топливного цикла является ограниченная сырьевая база. Дефицит дешевого природного урана ощущается уже в настоящее время. Развитие крупномасштабной ядерной энергетики в рамках данного подхода невозможно по многим взаимосвязанным причинам.

К сожалению, использование замкнутого топливного цикла в ядерной энергетике, основанной на тепловых реакторах, принци-

пиально не улучшает ситуацию с топливной базой. Количество делящихся ядер, которые можно выделить из ОЯТ тепловых реакторов всегда меньше, чем начальное количество делящихся ядер (коэффициент воспроизводства меньше 1).

Для развития масштабной ядерной энергетики необходимо развитие технологии быстрых реакторов, в которых наработка делящихся ядер идет быстрее, чем их уничтожение. В данном случае можно использовать для энергетических целей практически весь добытый природный уран. В ядерной энергетике с быстрыми реакторами топливная база увеличивается примерно в 100 раз по сравнению с ядерной энергетикой, основанной только на тепловых реакторах. Однако на сегодняшний день в мире работают только три быстрых реактора, и их активное строительство пока не ведется.

Масштабное использование тория – пока дело отдаленного будущего. Фактически ториевый топливный цикл не реализован ни в одной стране мира. Использование тория в ядерной энергетике сдерживается по многим причинам. Открытый ториевый цикл не решает проблемы ограниченной топливной базы ядерной энергетики на тепловых нейтронах, а замкнутый ториевый цикл требует больших финансовых затрат на свою реализацию. При этом в ряде исследований продемонстрированы достоинства ториевого топливного цикла и некоторые страны, например Индия, активно занимаются его разработкой.

1.1.2. Глубина выгорания

Глубина выгорания ядерного топлива является физической величиной, равной энергии деления, выделенной в процессе эксплуатации ядерного топлива в реакторе, на единицу массы тяжелых атомов в свежем топливе. В данном случае в качестве размерности

глубины выгорания используется $\frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кгТА}}$. При делении тяжело-

го ядра выделяется около 200 МэВ энергии и появляются осколки деления. Масса осколков деления практически равна массе разделившегося ядра. Осколки деления испытывают бета-распад и образуют изобарные цепочки, на концах которых располагаются стабильные изотопы или изотопы с большими периодами полураспада. Учитывая это, глубину выгорания можно определить как отно-

шение массы продуктов деления (ПД или FP), накопленных в процессе облучения топлива в реакторе, к соответствующей начальной массе тяжелых атомов (ТА). Размерность глубины выгорания в данном случае будет равна $\frac{\text{гПД}}{\text{кгТА}}$. Между двумя определениями глубины выгорания, данными выше, существует приблизительное соответствие:

$$1 \frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кгТА}} \approx 1,07 \frac{\text{гПД}}{\text{кгТА}}.$$

Глубину выгорания также можно определить как долю первоначального количества ядер данного типа, которые испытали ядерное превращение в реакторе при воздействии нейтронов. В этом случае размерность глубины выгорания может быть выражена в процентах от первоначального количества тяжелых атомов. Однако при данном определении возникают вопросы, связанные с учетом или не учетом реакции радиационного захвата на тяжелых ядрах.

Значение глубины выгорания зависит от многих факторов: типа реактора, начального обогащения, истории облучения и т.д. В табл. 1.2 приведены характерные значения обогащения и типичные глубины выгорания для некоторых энергетических реакторов, работающих в мире. Из табл. 1.2 видно, что чем больше обогащение, тем больше достигаемая глубина выгорания. В последние десятилетия повышение средней глубины выгорания является общей тенденцией для реакторов всех типов. Например, средняя глубина выгорания легководных реакторов повысилась более чем в 2 раза за последние 40 лет. В современных проектах PWR и ВВЭР средние значения приближаются к $50 \frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кгТА}}$. Это достигается модернизацией конструкции ТВС, повышением начального обогащения топлива, введением выгорающих поглотителей и т.п.

Таблица 1.2

Характерные значения глубины выгорания для различных реакторов

Реактор	Обогащение по ^{235}U , %	$B, \frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кгТА}}$
CANDU	0,72	8
ВВЭР (PWR)	4,4	40–50
РБМК	2,2	20–30
БН-600	17	70–100

Определение глубины выгорания ядерного топлива после его облучения в реакторе является актуальной задачей. Для решения данной задачи разработано множество расчетных и экспериментальных методик. Расчетные методики определения глубины выгорания ОЯТ и ОТВС основываются на решении уравнения переноса нейтронов в активной зоне реактора для расчета относительного энерговыделения в различных пространственных точках и на решении уравнений выгорания для учета изменения изотопного состава ОЯТ. Для каждого энергетического реактора разрабатывается специализированное программное обеспечение для решения данной задачи. На АЭС глубина выгорания определяется расчетным путем для каждой ТВС и заносится в специальную карточку. Фактически глубина выгорания является основной характеристикой ОТВС, на основе которой определяются другие ее характеристики.

1.2. Изотопный состав ОЯТ

В состав свежего ядерного топлива современных энергетических реакторов, если не учитывать примеси, входит всего несколько изотопов (например, для топлива из диоксида урана это изотопы: ^{235}U , ^{238}U , ^{16}O). Из исходных изотопов в результате ядерных реакций взаимодействия с нейтронами образуются новые нуклиды. Новые нуклиды можно разделить на два класса: изотопы актиноидов и продукты ядерного деления. Изотопы актиноидов образуются, как правило, в результате реакции радиационного захвата и распадов тяжелых атомов. При этом в реакторе накапливаются изотопы элементов, которые отсутствуют в природе – нептуний, плутоний, америций, кюрий и т.д. Для этих элементов часто использу-

ют специальный термин – трансурановые элементы (находящиеся за ураном в периодической таблице). Продукты деления образуются в результате бета-распадов осколков деления, непосредственно возникающих в реакции деления тяжелых атомов. Далее будет излагаться информация о наиболее важных изотопах для каждого из указанных классов.

1.2.1. Актиноиды

На рис. 1.2 приведена схема превращений изотопов тяжелых элементов, которые протекают в ядерном реакторе в результате радиационного захвата нейтронов атомами и бета-распадов изотопов. Более подробную схему превращений можно найти в различных источниках, например [5]. Превращения, связанные с альфа-распадами на схеме не указаны, так как либо имеют большие периоды полураспада, либо не приводят к появлению изотопов не указанных в схеме.

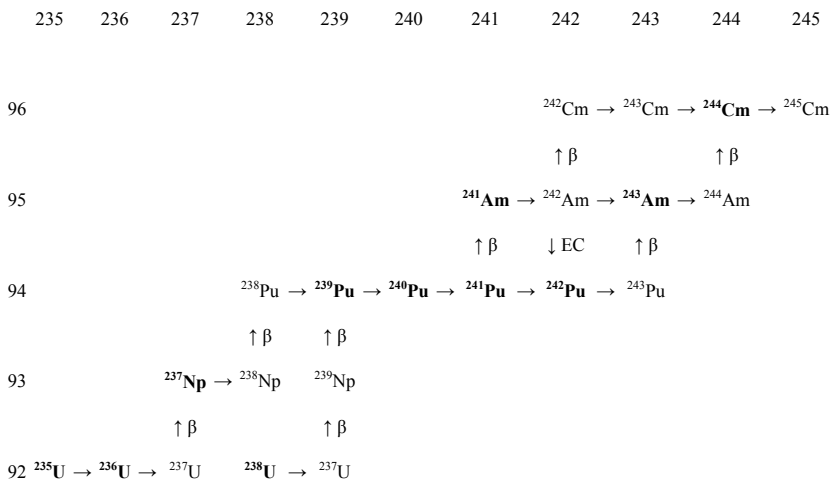


Рис. 1.2. Схема превращений изотопов в уран-плутониевом топливном цикле

Кроме изотопов, представленных на рис. 1.2, в ОЯТ могут накапливаться другие изотопы. Это могут быть как изотопы урана, нептуния, америция и кюрия, так и изотопы протактиния, тория, берклия, калифорния и других элементов. Эти изотопы накапливаются в результате различных ядерных реакций и распадов. Однако концентрации изотопов, которые не включены в представленную схему, в уран-плутониевом топливном цикле пренебрежимо малы.

Не все изотопы, приведенные на рис. 1.2, присутствуют в ОЯТ в значимых количествах. После нескольких месяцев выдержки в ОЯТ остаются только изотопы с периодами полураспада более месяца. Такие изотопы приведены в табл. 1.3.

Таблица 1.3

Изотопы трансурановых элементов, содержащиеся в значимых количествах в ОЯТ уран-плутониевого топливного цикла

Элемент	Изотоп	$T_{1/2}$, лет	Примечание
Нептуний	^{237}Np	$2,14 \cdot 10^6$	Может быть использован для накопления ^{238}Pu
Плутоний	^{238}Pu	87,7	Вносит существенный вклад в нейтронный источник за счет (α , n) реакции.
	^{239}Pu	$2,41 \cdot 10^4$	Вносит существенный вклад в энерговыделение в процессе работы реактора
	^{240}Pu	$6,56 \cdot 10^3$	Имеет значимый выход нейтронов за счет спонтанного деления
	^{241}Pu	14,4	Вносит вклад в энерговыделение в процессе работы реактора. Является источником ^{241}Am при выдержке ОЯТ
	^{242}Pu	$3,74 \cdot 10^5$	
Америций	^{241}Am	432,7	Накапливается за счет распада ^{241}Pu
	$^{242\text{m}}\text{Am}$	141	
	^{243}Am	$7,36 \cdot 10^3$	
Кюрий	^{244}Cm	18,1	Основной источник нейтронов в ОЯТ

Смесь изотопов плутония с массовыми числами 238–242 можно выделить из ОЯТ. Данный плутоний в отличие от оружейного плутония называют реакторным или энергетическим плутонием. Глав-

ное отличие реакторного плутония от оружейного заключается в большем содержании изотопа ^{240}Pu . Спонтанное деление ^{240}Pu приводит к появлению нейтронов, которые существенно влияют на характеристики плутониевого заряда. Изотопный состав плутония зависит от способа его наработки в ядерном реакторе. Главными параметрами, от которых зависит данный состав, являются тип (характерный нейтронный спектр) реактора и глубина выгорания ядерного топлива. Характерные значения соотношений между изотопами плутония приведены в табл. 1.4. Массовые доли различных изотопов плутония часто называют плутониевым вектором.

Таблица 1.4

Массовые доли различных изотопов плутония

Изотоп	Оружейный	ВВЭР*	РБМК**
238	—	1	1
239	94	58	45
240	6	25	37
241	—	10	8
242	—	6	9

* Глубина выгорания $40,5 \frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кгТА}}$, время выдержки – 10 лет [5].

** Глубина выгорания $24,9 \frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кгТА}}$, время выдержки – 10 лет [5].

Как видно из табл. 1.4, изотопные составы плутония из реакторов ВВЭР и РБМК существенно различаются между собой. При этом необходимо учитывать, что при характерных глубинах выгорания и временах выдержки в ОЯТ реактора ВВЭР содержится около 10 кг плутония на одну тонну топлива, а в ОЯТ реактора РБМК только 6 кг. В связи с этим переработка ОЯТ реактора ВВЭР с целью повторного использования плутония более выгодна, чем переработка топлива реактора РБМК.

Изотопы нептуния, америция и кюрия, которые приведены в табл. 1.3, накапливаются в меньших количествах, чем изотопы плутония. Эти элементы часто называют малыми или минорными актиноидами (МА). Например, в ОЯТ реактора ВВЭР при характерной глубине выгорания и 10 лет выдержки общая масса этих изотопов не превышает 1,5 кг на тонну, что более чем в 6 раз меньше массы всех изотопов плутония. При этом около 1/3 массы МА составляет ^{241}Am , который образовался в результате распада ^{241}Pu в

процессе выдержки ОЯТ. Однако накопление изотопов МА в процессе работы ядерных реакторов представляет серьезную проблему ядерной энергетики. В отличие от плутония и урана, которые содержат делящиеся изотопы и могут повторно использоваться в реакторах для получения энергии, изотопы МА практически не содержат делящихся нуклидов и повторное их использование в ядерных реакторах с целью получения энергии затруднено. Поэтому вопрос о том, что делать с МА остается открытым. Прямое захоронение МА требует обоснования герметичности хранения на тысячи лет, так как у некоторых из данных изотопов большие периоды полураспада (см. табл. 1.3). В ряде работ предлагаются специальные способы утилизации МА путем перевода долгоживущих изотопов в короткоживущие. Для данных подходов часто используют термин – трансмутация МА. В принципе трансмутацию МА можно осуществлять на различных установках: реакторах, ускорителях, электроядерных установках и др.

Таким образом, в ОЯТ уран-плутониевого топливного цикла содержатся радиоактивные изотопы актиноидов, которые можно разделить на три группы: уран, плутоний и МА. В процессе выдержки в течение тысяч лет распады данных изотопов приведут к появлению более легких изотопов – радия, радона, полония и др. Данные изотопы содержатся в урановых и ториевых рудах. Из курса ядерной физики известно, что все ядра с массовыми числами $A > 209$ оказываются нестабильными по отношению к альфа-распаду [6]. Любое такое ядро путем нескольких последовательных радиоактивных превращений переходит в стабильное ядро. В табл. 1.5 приведены классические радиоактивные ряды и все рассмотренные изотопы отнесены к соответствующему ряду.

Таблица 1.5

Радиоактивные ряды и актиноиды ОЯТ

Ряд	Начальный нуклид	Конечный нуклид	Актиноиды ОЯТ	Важные промежуточные нуклиды
Тория	^{232}Th	^{208}Pb	^{232}U , ^{236}U , ^{240}Pu , ^{244}Cm	^{208}Tl
Нептуния	^{237}Np	^{209}Bi	^{241}Pu , ^{241}Am	–
Урана	^{238}U	^{206}Pb	^{234}U , ^{242}Pu , ^{244}Cm	^{226}Ra , ^{222}Rn
Актиния	^{235}U	^{207}Pb	^{239}Pu , ^{243}Am	–

Ряды тория, урана (урана-радия) и актиния (актиноурана) являются естественными радиоактивными рядами. Если изотоп принадлежит к естественному радиоактивному ряду, то он обязательно присутствует в природе, даже если скорость распада его ядер очень велика. Связано это с тем, что в радиоактивном ряду с течением времени устанавливается так называемое вековое равновесие. Время достижения такого равновесия во всем ряду приблизительно равно 10 периодам полураспада самого долгоживущего промежуточного члена ряда. При вековом равновесии скорости образования изотопа и его распада равны. Поэтому содержание такого изотопа остаётся практически неизменным в течение столетий. Оно с неизмеримо малой скоростью уменьшается лишь по мере распада родоначальника ряда. Некоторые изотопы, входящие в радиоактивные ряды, хорошо известны. Все слышали о радии и радоне. В радиоактивных рядах есть изотопы, распад которых сопровождается испусканием гамма-квантов большой энергии. Например, при распаде изотопа таллия ^{208}Tl энергия гамма-квантов равна 2,6 МэВ. Поэтому даже небольшие концентрации данного изотопа очень опасны для человека. ^{208}Tl расположен в радиоактивном ряду тория. Однако изотоп урана ^{232}U имеет гораздо меньший период полураспада всего 69,8 лет и приводит к появлению практически всех изотопов радиоактивного ряда тория, кроме бета-активных ^{228}Ra и ^{228}Ac . Поэтому мощное гамма-излучение ^{208}Tl часто связывают именно с изотопом урана ^{232}U . Даже небольшие количества данного изотопа в уране затрудняют его использование в ядерной энергетике из-за мощного гамма-излучения продуктов распада ^{232}U .

1.2.2. Продукты деления

Термины «продукты» и «осколки» деления в некоторых работах используются как синонимы, в других работах как различные термины. В настоящем пособии будем придерживаться второй точки зрения. В отличие от осколков деления, которые, как правило, являются ионами короткоживущих изотопов, продукты деления — нейтральные атомы в основных энергетических состояниях [6]. Осколки деления появляются непосредственно в результате деления тяжелого ядра. Осколки становятся продуктами деления после торможения в среде. Ядра осколков и продуктов деления являются

ядрами изотопов элементов середины периодической таблицы (от цинка до гадолиния). Осколки и большинство продуктов деления имеют в своем составе избыток нейтронов по сравнению с устойчивыми атомами данной массы и поэтому являются бета-активными. Деление ядер осуществляется по более чем 50 каналам, в каждом из которых появляются различные осколки деления. Осколков, как правило, два – легкий с массой около 85–105 а.е.м. (As, Se, Br, Kr, Rb, Sr, Y, Zr, Nb, Mo и др.) и тяжелый с массой около 130–150 а.е.м. (Sn, Sb, Te, I, Xe, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm и др.). Приблизительно на 1000 делений на два осколка происходит деление ядра на три осколка, при котором появляются легкие ядра с массами 1–20 а.е.м. (H, He, Li, Be, B, C, N и др.). Каждый изотоп, который может появиться в результате деления конкретного тяжелого ядра, характеризуется двумя числами: независимым (прямым) выходом осколка в процессе деления и кумулятивным (итоговым) выходом.

Прямой выход i -го осколка равен вероятности его появления непосредственно в процессе деления, в дальнейшем его будем обозначать – y_i . Итоговый выход i -го осколка равен вероятности его появления как непосредственно в процессе деления, так и в процессе бета-распадов других осколков, в дальнейшем его будем обозначать – y_i^Σ . Значения обоих выходов конкретного изотопа зависят от делящегося ядра и энергии налетающего нейтрона. Цепочка последовательных бета-распадов осколков и продуктов деления состоит из изотопов с одинаковым массовым числом – A , поэтому ее часто называют изобарной цепочкой. Для каждого массового числа A можно вычислить суммарный выход по цепочке – y^A . Распределение суммарных выходов по изобарным цепочкам представлено на рис. 1.3. В качестве иллюстрации к вышесказанному прямые и итоговые выходы конкретных изотопов при делении ^{235}U тепловыми нейтронами для изобарных цепочек с $A = 135$ и $A = 137$ представлены в табл. 1.6 и 1.7. Как видно из данных таблиц изобарная цепочка состоит из 5–7 звеньев и заканчивается долгоживущим или стабильным изотопом. ξ_n – доля распада с появлением нейтрона.

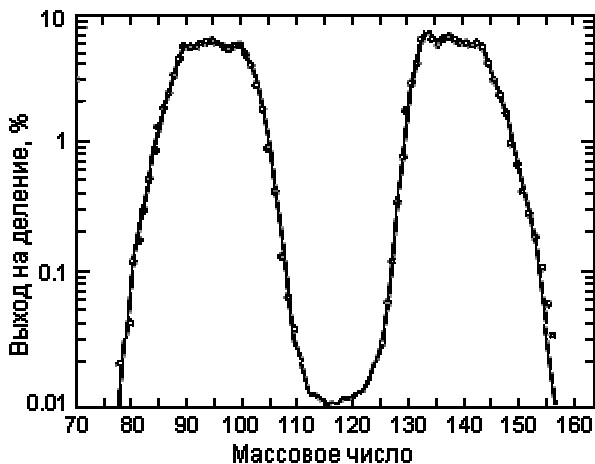


Рис.1.3. Распределение выходов по изобарным цепочкам при делении ^{235}U тепловыми нейтронами

Таблица 1.6

**Изобарная цепочка осколков и продуктов деления с $A = 135$
без запаздывающих нейтронов**

Элемент	$_{50}\text{Sn}$	$_{51}\text{Sb}$	$_{52}\text{Te}$	$_{53}\text{I}$	$_{54}\text{Xe}$	$_{55}\text{Cs}$
y_i	9,3-6	1,1-3	0,036	0,026	0,003	4,4-6
y_i^{λ}	9,3-6	1,1-3	0,037	0,063	0,066	0,066
$T_{1/2}$	0,85 с	1,7 с	19 с	6,61 ч	9,09 ч	2,3+6 лет

Таблица 1.7

**Изобарная цепочка осколков и продуктов деления с $A = 137$
с запаздывающими нейтронами**

Элемент	$_{51}\text{Sb}$	$_{52}\text{Te}$	$_{53}\text{I}$	$_{54}\text{Xe}$	$_{55}\text{Cs}$	$_{56}\text{Ba}$
y_i	2,2-5	5,0-3	0,031	0,028	9,0-4	6,3-7
y_i^{λ}	2,2-5	5,0-3	0,035	0,061	0,062	0,062
$T_{1/2}$	0,36 с	2,5 с	24,5 с	3,8 мин	30 лет	—
ξ_n	4,0-3	0,03	0,07	—	—	—

В табл. 1.8 приведены суммарные выходы наиболее значимых изобарных цепочек и характеристики изотопов, которые являются последними звеньями данных цепочек. В редких случаях бета-распада продукты деления испускают запаздывающие нейтроны. Данные нейтроны в отличие от мгновенных нейтронов появляются через некоторое время после реакции деления. Это время пропорционально времени жизни ядра-предшественника, при распаде которого они появляются. Примеры таких распадов представлены в табл. 1.7. Изотоп йода ^{137}I в семи случаях из 100 испытывает $(\beta + n)$ распад, при котором возбуждение ядра ^{137}Xe снимается путем испускания нейтрона, а не гамма-квантов как в остальных 93 случаях. Запаздывающие нейтроны играют существенную роль при управлении цепной реакцией деления в ядерных реакторах. Характеристики наиболее важных предшественников запаздывающих нейтронов приведены в табл. 1.9.

Таблица 1.8

Концы изобарных цепочек с выходами более 1 % при делении ^{235}U тепловыми нейтронами

<i>A</i>	y^I , %	Элемент	$T_{1/2}$	Элемент	$T_{1/2}$	Элемент	$T_{1/2}$
85	1,3	Kr	10,7 лет	Rb			
86	2,0	Kr					
87	2,5	Rb					
88	3,5	Sr					
89	4,8	Sr	50 сут	Y			
90	5,9	Sr	28,8 лет	Zr			
91	5,9	Y	58 сут	Zr			
92	5,9	Zr					
93	6,3	Zr	$1,5 \cdot 10^6$ лет				
94	6,5	Zr					
95	6,6	Zr	64 сут	Nb	35 сут	Mo	
96	6,3	Zr					
97	6,0	Mo					
98	5,8	Mo					
99	6,2	Tc	$2,1 \cdot 10^3$ лет	Ru			
100	6,2	Mo					
101	5,2	Ru					
102	4,3	Ru					
103	3,0	Ru	39 сут	Rh			
104	1,9	Ru					
105	1,0	Pd					

A	$y^A, \%$	Элемент	$T_{1/2}$	Элемент	$T_{1/2}$	Элемент	$T_{1/2}$
106	0,4	Pd					
127	0,12	Te	0,3	I			
128	0,33	Te					
129	0,79	Te*	34 сут	I	$1,6 \cdot 10^7$ лет		
130	1,82	Te					
131	2,89	I	8 сут	Xe			
132	4,27	Xe					
133	6,61	Cs					
134	7,75	Xe					
135	6,6	Cs	$2,3 \cdot 10^6$ лет				
136	6,3	Xe					
137	6,3	Cs	30 лет	Ba			
138	6,76	Ba					
139	6,47	La					
140	6,3	Ba	12,7 сут	La	1,7 сут	Ce	
141	5,85	Ce	32,5 сут	Pr			
142	5,8	Ce					
143	5,95	Ce	1,38 сут	Pr	13,6 сут	Nd	
144	5,5	Ce	285 сут	Pr	17 мин	Nd	
145	3,9	Nd					
146	3,0	Nd					
147	2,27	Nd	11 сут	Pm	2,62 лет	Sm	10^{11} лет
148	1,67	Nd					
149	1,05	Pm	2,2 сут	Sm			
150	0,65	Nd					

Таблица 1.9

**Параметры некоторых предшественников запаздывающих нейтронов
при делении ^{235}U тепловыми нейтронами**

Изотоп	Выход изотопа на деление y^z	Период полураспада, с	Доля распада с запаздывающим нейтроном p	Число на акт деления $\beta_f = y^z \cdot p$
^{85}As	0,0016	2,03	0,59	0,0009
^{86}As	0,0005	0,9	0,33	0,0002
^{87}Br	0,021	55,7	0,025	0,0005
^{88}Br	0,018	16,5	0,066	0,0012
^{89}Br	0,0138	4,4	0,14	0,0019
^{90}Br	0,0054	1,7	0,25	0,0014
^{91}Rb	0,035	5,7	0,014	0,0005
^{94}Rb	0,016	2,7	0,10	0,0016
^{99}Y	0,020	1,5	0,019	0,0004

Изотоп	Выход изотопа на деление y^{Σ}	Период полураспада, с	Доля распада с запаздывающим нейтроном p	Число на акт деления $\beta_f = y^{\Sigma} \cdot p$
¹³⁵ Sb	0,0018	1,7	0,17	0,0003
¹³⁶ Te	0,019	17,5	0,013	0,0003
¹³⁷ I	0,03	24,5	0,071	0,0021
¹³⁸ I	0,015	6,4	0,055	0,0008
¹³⁹ I	0,0063	24,5	0,1	0,0006
¹⁴³ Cs	0,016	1,8	0,016	0,0003

Значения всех выходов осколков деления, рассмотренные выше, зависят от делящегося ядра и энергии нейтрона, вызвавшего деление. Выходы более 600 осколков измерены для различных делящихся изотопов. Однако на сегодняшний день точность этих данных для большинства осколков не высокая (10–30 %). Исключение составляют кумулятивные выходы изотопов неодима для основных делящихся изотопов ²³⁵U и ²³⁹Pu. Эти данные представлены в табл. 1.10.

Таблица 1.10

Выходы по цепочке изотопов неодима при делении изотопов урана и плутония тепловыми нейтронами

Изотоп неодима	²³⁵ U		²³⁹ Pu	
	y^{Σ}_i	δy^{Σ}_i	y^{Σ}_i	δy^{Σ}_i
143	5,94–2	5,6–4	4,47–2	6,6–4
144	5,46–2	3,8–4	3,75–2	3,7–4
145	3,93–2	3,1–4	3,05–2	4,8–4
146	2,98–2	2,3–4	2,50–2	4,0–4
148	1,67–2	1,7–4	1,69–2	2,5–4
150	6,5–3	6,5–5	9,8–3	1,6–5
Всего	0,206	–	0,164	–

Как видно из табл. 1.10, стабильные изотопы неодима являются концами шести изобарных цепочек с большим суммарным выходом элемента. При этом сечения радиационного захвата «крайних» изотопов неодима в тепловой области не превышают нескольких барн, и поэтому масса неодима накапливается в ОЯТ пропорционально глубине выгорания. Непосредственное выделение неодима из образца ОЯТ является на сегодняшний день самой точной экспериментальной методикой для измерения глубины выгорания.

Как уже отмечалось, в процессе деления тяжелых атомов могут образовываться более 600 различных продуктов деления. При этом большинство из них – короткоживущие, и их влияние на работу реактора и параметры ОЯТ после некоторого времени выдержки пренебрежимо мало. Однако такие изотопы вносят основной вклад активность ОЯТ сразу после остановки реактора, и поэтому их концентрации необходимо оценивать, так же как и концентрации долгоживущих изотопов. Список наиболее значимых долгоживущих продуктов деления приведен в табл. 1.11. В таблице также приведены средние энергии электронов и гамма-квантов выделяющиеся на 1 распад с учетом последующих звеньев изобарной цепочки. Рассмотрим, в качестве примера, изотоп цезия ^{137}Cs . При его распаде в 94,6 случаев из 100 появляется метастабильный изотоп бария $^{137\text{m}}\text{Ba}$, а в 5,4 случаях – стабильный изотоп бария ^{137}Ba . При этом электрон уносит в среднем 0,19 МэВ энергии, а гамма-квантов практически не появляется. Метастабильный изотоп бария может перейти в основное состояние (стабильный изотоп бария ^{137}Ba) либо испуская гамма-квант с энергией 0,661 МэВ, либо передавая энергию электронам атома, выбивая их с орбит. Вероятность испускания гамма-кванта около 90 %, поэтому энергия, которую уносят гамма-кванты при распаде ^{137}Cs , составляет приблизительно $0,946 \cdot 0,9 \cdot 0,661 = 0,56$ МэВ. Вероятность передачи энергии электронам около 10 %, поэтому при распаде $^{137\text{m}}\text{Ba}$ электроны получают приблизительно $0,946 \cdot 0,1 \cdot 0,661 = 0,06$ МэВ. Полная энергия электронов, появляющихся в распаде ^{137}Cs , составит $0,19 + 0,06 = 0,25$ МэВ.

Таблица 1.11

Долгоживущие продукты деления

Изотоп	$T_{1/2}$	$\gamma_{I,2}^*, \%$	$Q_e^{**}, \text{МэВ}$	$Q_\gamma^{**}, \text{МэВ}$
Se-79	$6,5 \cdot 10^4$ лет	0,05	0,05	0,05
Kr-85	10,7 лет	0,29	0,25	0,002
Sr-90	29,1 лет	5,85	1,13	
Zr-93	1,53 года	6,32	0,05	0,02
Tc-99	$2,1 \cdot 10^5$ года	6,18	0,09	
Ru-106	1,01 года	0,41	1,42	0,20
Pd-107	$6,5 \cdot 10^6$ лет	0,14	0,01	
Sn-126	$1,0 \cdot 10^5$ лет	0,06	0,70	1,80
Sb-125	2,73 года	0,03	0,10	0,43
I-129	$1,6 \cdot 10^7$ лет	0,78	0,06	0,02

Изотоп	$T_{1/2}$	$y_{i^*}^*$, %	$Q_{e^{**}}$, МэВ	$Q_{\gamma^{**}}$, МэВ
Cs-134	2,06 года	0***	0,16	1,55
Cs-135	$2,3 \cdot 10^6$ лет	6,58	0,06	
Cs-137	30,0 лет	6,24	0,25	0,56
Ce-144	285 сут	5,46	1,30	0,05
Pm-147	2,62 года	2,27	0,06	
Sm-151	88,73 года	0,42	0,03	
Eu-154	8,6 года	0***	0,28	1,23
Eu-155	4,96 года	0,03	0,06	0,06

* Полные выходы при делении ^{235}U тепловым нейтроном.

** Энергия с учетом последующих звеньев изобарной цепочки.

*** Накапливается в результате поглощения нейтронов более легким изотопом данного элемента.

Полная энергия, которая должна выделиться при распаде радиоактивного изотопа ^{137}Cs в стабильный изотоп ^{137}Ba , составляет 1,17 МэВ. Ее легко получить, зная соответствующие атомные массы. Опираясь на закон сохранения энергии, можно утверждать, что 0,36 МэВ уносит с собой электронное антинейтрино. Аналогично были проведены оценки для распадов всех изотопов, представленных в табл. 1.11.

Осколки и продукты деления можно разбивать на группы различными способами в зависимости от изучаемых характеристик ЯТ. Например, с точки зрения влияния продуктов деления на коэффициент размножения реактора важны их сечения поглощения, полные выходы изотопов и период полураспада для радиоактивных изотопов. В табл. 1.12 приведены значения данных характеристик для изотопов, вносящих основной вклад в поглощение продуктов деления в процессе работы ядерного реактора. Значения этих характеристик будут определять вклад изотопа в суммарное поглощение осколков в различные моменты времени. На концентрацию любого изотопа влияют два типа ядерных процессов – процессы, приводящие к появлению данного изотопа (распад предшественника по изобарной цепочке, прямой выход в результате деления тяжелых ядер, реакция радиационного захвата на соответствующем изотопе и др.), и процессы, приводящие к исчезновению данного изотопа (распад, радиационный захват нейтрона и др.). Через некоторое время после работы реактора может установиться равновесие для данных конкурирующих процессов, и концентрация изотопа не

будет изменяться. В этом случае говорят о равновесных концентрациях изотопов. Равновесные концентрации, как правило, достигаются для короткоживущих изотопов или изотопов, имеющих большое сечение поглощения нейтронов. После остановки реактора или перехода с одного уровня мощности на другой описанное равновесие нарушается, и концентрации изотопов будут изменяться. Из курсов ядерной физики и физики ядерных реакторов хорошо известны термины – йодная яма, ксеноновые колебания, самариевая «смерть». Все эти физические процессы связаны с изменением концентраций различных продуктов деления.

Таблица 1.12

Продукты деления, вносящие значимый вклад в суммарное поглощение

Изотоп	$T_{1/2}$	γ_i^* , %	σ_n^{**} , барн
Xe-135	9,14 ч	6,58	$2,65 \cdot 10^6$
Rh-103		3,02	147
Nd-143		5,94	325
Xe-131		2,89	85
Sm-149		1,05	$4,02 \cdot 10^4$
Cs-133		6,61	29
Tc-99	$2,1 \cdot 10^5$ года	6,18	20
Pm-147	2,62 года	2,27	167
Sm-151	88,73 года	0,42	$1,52 \cdot 10^4$
Sm-152		0,26	206
Eu-153		0,15	313
Nd-145		3,93	44
Eu-155	4,96 года	0,03	3758
Sm-150		0***	109
Eu-154	8,6 года	0***	1842
Mo-95		6,56	14
Pm-148m	41,3 дня	0***	$1,06 \cdot 10^4$
Ag-109		0,03	91
Ru-101		5,14	3
Rh-105	1,47 дня	0,96	$1,58 \cdot 10^4$

* Полные выходы при делении ^{235}U тепловым нейтроном.

** Сечения радиационного захвата в тепловой точке ($E_n = 0,025$ МэВ).

*** Накапливается в результате поглощения нейтронов более легким изотопом данного элемента.

Для корректного учета поглощения продуктов деления в процессе работы ядерного реактора в настоящее время учитывают

концентрации более 100 изотопов различных элементов. При этом часть поглотителей не являются продуктами деления, а появляются в результате радиационного захвата на продуктах деления. В табл. 1.12 такими изотопами являются изотопы: ^{150}Sm , ^{154}Eu и $^{148\text{m}}\text{Pm}$. Известным изотопом данного типа является изотоп цезия ^{134}Cs , который появляется в результате радиационного захвата нейтрона ядром изотопа ^{133}Cs . Изотоп цезия ^{134}Cs в процессе бета-распада испускает несколько характерных гамма-квантов, и его концентрация в ОЯТ может быть определена методами гамма-спектрометрии, так же как и концентрация изотопа ^{137}Cs . Отношение концентраций изотопов цезия ^{134}Cs и ^{137}Cs является информативным индексом, по которому можно судить о характеристиках ОЯТ. Например, в продуктах деления ядерного взрыва значение данного индекса равно 0, так как ^{134}Cs не является продуктом деления. Поэтому значение индекса позволяет делать выводы об источнике загрязнения местности или объекта продуктами деления.

1.3. Радиационные характеристики ОЯТ

К радиационным характеристикам ОЯТ будем относить: активность, остаточное энерговыделение, источники нейтронов и гамма-квантов, а также радиотоксичность. Ниже для каждой характеристики будет дано соответствующее определение, приведены алгоритмы для расчета или оценки значений и рассмотрены вопросы ее использования при обращении с ОЯТ. Радиационные характеристики данной или единичной массы РАО или ОЯТ зависят от времени. В дальнейшем, для характеристик будем использовать обозначения и размерности, которые приведены ниже:

активность – A , Бк или Бк/т;

полное энерговыделение – Q_{all} , Вт или Вт/т;

число гамма-квантов, испускаемых в единицу времени – N_γ , 1/с или 1/(с·т);

энерговыделение за счет гамма-излучения – Q_γ , Вт или Вт/т;

число нейтронов, испускаемых в единицу времени, – N_n , 1/с или 1/(с·т);

радиотоксичность – RT , кг H_2O или кг $\text{H}_2\text{O}/\text{т}$.

Перед началом облучения в единице массы (1 т урана) стандартного топлива реактора ВВЭР-1000 содержится 44 кг ^{235}U и

956 кг ^{238}U . В конце трехлетней кампании уран частично выгорает, а вместо него появляется примерно 40 кг продуктов деления и 11 кг актиноидов, в которых около 10 кг плутония, 600 г нептуния, 200 г америция, 60 г кюрия.

1.3.1. Активность ОЯТ

Активность смеси радиоактивных изотопов является интегральной характеристикой и численно равна количеству распадов, которые происходят в смеси в единицу времени. При данном определении активности ОЯТ, как правило, учитываются только альфа-, бета-распады, а также распады метастабильных изотопов, которые часто происходят путем испускания гамма-кванта. Испускание гамма-квантов в процессе бета-распада не рассматривается как распадный процесс. Для расчета активности ОЯТ в момент времени t , прошедшего после остановки реактора для выгрузки ОЯТ, используют хорошо известную формулу

$$A(t) = \sum_{i=1}^I \lambda_i \cdot \rho_i(t), \quad (1.1)$$

где $\rho_i(t)$ – количество ядер i -го изотопа в момент времени t ; λ_i – постоянная распада i -го изотопа, 1/с.

Активность ОЯТ зависит от различных параметров:

- типа реактора;
- используемого топливного цикла и состава свежего топлива;
- глубины выгорания;
- мощности, на которой работал реактор перед остановкой.

Так же как и другие характеристики ОЯТ, активность существенно зависит от времени выдержки. При этом роль различных составляющих в общей активности заметно изменяется. В течение первых суток и месяцев после остановки реактора активность практически полностью определяется бета-распадами короткоживущих продуктов деления, которые вносят определяющий вклад в энерговыделение и создают значительный гамма-фон вокруг ОТВС.

Для примера в табл. 1.13 приведены активности ОЯТ реактора ВВЭР-1000 (урановое топливо с обогащением 4,4 %), работающего до остановки на номинальной мощности [5]. Значения приведены для тонны ОЯТ при глубине выгорания 40,5 (МВт·сут)/кгU в зависимости от времени выдержки. Кроме значений полной активности – A , в таблице приведены ее составляющие: A_α – активность альфа-изотопов; A_β – активность бета-изотопов; A_γ – активность метастабильных изотопов, в основном сопровождающаяся испусканием гамма-квантов. Выделение активности метастабильных изотопов в отдельную группу несколько условно, так как гамма-кванты появляются в большинстве бета-распадов. Однако при временах выдержки более 10 лет основным гамма-излучателем становится изотоп ^{137m}Ba , который появляется в результате распада изотопа ^{137}Cs . Распад изотопа ^{137m}Ba сопровождается испусканием одного гамма-кванта с энергией 0,661 МэВ. Практически на всех гамма-спектрах ОЯТ четко видна данная линия, и по ее интенсивности можно судить о многих характеристиках ОЯТ.

Таблица 1.13

Активность 1 т ОЯТ реактора ВВЭР-1000

Выдержка	A , Бк/т	A_α , Бк/т	A_β , Бк/т	A_γ , Бк/т
0	$9,62 \cdot 10^{18}$	$1,85 \cdot 10^{15}$	$9,23 \cdot 10^{18}$	$0,39 \cdot 10^{18}$
1 ч	$4,01 \cdot 10^{18}$	$1,85 \cdot 10^{15}$	$3,71 \cdot 10^{18}$	$2,98 \cdot 10^{17}$
1 сут	$2,32 \cdot 10^{18}$	$1,85 \cdot 10^{15}$	$2,14 \cdot 10^{18}$	$1,78 \cdot 10^{17}$
10 сут	$9,11 \cdot 10^{17}$	$1,79 \cdot 10^{15}$	$8,35 \cdot 10^{17}$	$7,42 \cdot 10^{17}$
30 сут	$5,64 \cdot 10^{17}$	$1,67 \cdot 10^{15}$	$5,14 \cdot 10^{17}$	$4,83 \cdot 10^{16}$
180 сут	$1,91 \cdot 10^{17}$	$1,22 \cdot 10^{15}$	$1,82 \cdot 10^{17}$	$7,78 \cdot 10^{15}$
1 год	$1,09 \cdot 10^{17}$	$6,04 \cdot 10^{14}$	$1,04 \cdot 10^{17}$	$4,40 \cdot 10^{15}$
3 года	$4,14 \cdot 10^{16}$	$2,87 \cdot 10^{14}$	$3,69 \cdot 10^{16}$	$4,21 \cdot 10^{15}$
10 лет	$1,82 \cdot 10^{16}$	$2,85 \cdot 10^{14}$	$1,44 \cdot 10^{16}$	$3,52 \cdot 10^{15}$
30 лет	$9,81 \cdot 10^{15}$	$2,94 \cdot 10^{14}$	$7,28 \cdot 10^{15}$	$2,24 \cdot 10^{15}$

Из табл. 1.13 видно, что активность приблизительно спадает за 10 сут в 10 раз, за 1 год в 100 раз, а за 30 лет в 1000 раз. Данный спад в основном связан с распадом короткоживущих бета-активных изотопов. При этом активность альфа-активных изотопов за 30 лет спадает всего в 6–7 раз. Именно из-за различного характера уменьшения активности с течением времени оправдано разделение ОЯТ на продукты деления, уран, плутоний и минорные акти-

ноиды для последующего раздельного захоронения и (или) последующего использования.

1.3.2. Остаточное энерговыделение ОЯТ

Прежде чем перейти к рассмотрению остаточного энерговыделения ОЯТ, на наш взгляд, будет полезно рассмотреть распределение энергии в реакции деления. В табл. 1.14 приведено примерное распределение энергии в реакции деления взятое из [6].

Таблица 1.14

Примерное распределение энергии деления

Составляющие	Энергия, МэВ
Мгновенное энерговыделение	
Осколки деления	166–168
Мгновенные нейтроны	5
Мгновенные гамма-кванты	6–7
Запаздывающее энерговыделение	
Электроны бета-распада	6–7
Гамма-кванты бета-распада	6–7
Антинейтрино бета-распада	10–11

В одной реакции деления должно выделяться около 200 МэВ энергии. При этом около 88 % энергии выделится непосредственно в процессе деления, а оставшиеся 12 % выделятся только через некоторое время. Эта задержка энерговыделения связана с тем, что часть энергии деления будет выделяться в процессах бета-распадов осколков и продуктов деления. Для иллюстрации данного процесса рассмотрим конкретный пример реакции деления. Ядро изотопа урана ^{235}U поглощает тепловой нейтрон, и образовавшееся ядро изотопа ^{236}U делится на два осколка ^{144}Ba и ^{90}Kr . Для примера выбраны осколки с большим независимым выходом – 4,2 и 4,5 % соответственно и согласованные по закону сохранения электрического заряда. Закон сохранения барионного числа позволяет утверждать, что при данном делении должно появиться два мгновенных нейтрона. Таким образом, используя закон сохранения энергии, можно вычислить энергию, которая должна выделиться в данной реакции:

$$Q = (M_{\text{H}} + M_{\text{U-235}} - M_{\text{Ba-144}} - M_{\text{Kr-90}} - 2 \cdot M_{\text{H}}) c^2 \approx 180 \text{ МэВ}.$$

Эта энергия распределяется между осколками деления, мгновенными нейтронами и мгновенными гамма-квантами. Изотопы ^{144}Ba и ^{90}Kr являются бета-активными. В табл. 1.15 и 1.16 приведены распределения энерговыделения в соответствующих изобарных цепочках бета-распадов.

Таблица 1.15

Примерное распределение энергии в изобарной цепочке бета-распадов ^{144}Ba

Изотоп	$T_{1/2}$	Энерговыделение, МэВ			
		электроны	гамма-кванты	анти-нейтрино	сумма
^{144}Ba	11,5 с	1,0	0,5	1,5	3,0
^{144}La	40,8 с	1,4	2,2	2,0	5,6
^{144}Ce	285 сут	0,1	0,02	0,2	0,32
^{144}Pr	17,3 мин	1,2	0,03	1,7	2,93
Всего		3,7	2,75	5,4	11,85

Таблица 1.16

Примерное распределение энергии в изобарной цепочке бета-распадов ^{90}Kr

Изотоп	$T_{1/2}$	Энерговыделение, МэВ			
		электроны	гамма-кванты	анти-нейтрино	Сумма
^{90}Kr	32,3 с	1,3	1,2	1,9	4,4
^{90}Rb	2,55 мин	1,9	2,2	2,3	6,4
^{90}Sr	29,12 лет	0,2		0,4	0,6
^{90}Y	2,67 сут	0,9		1,3	2,2
Всего		4,3	3,4	5,9	13,6

Из табл. 1.15 и 1.16 видно, что около 25 МэВ будет выделено в процессе бета-распадов. Усреднение по всем возможным каналам деления позволяет проводить точные оценки распределения энер-

гии по различным составляющим. Как уже отмечалось, среди продуктов деления есть коротко- и долгоживущие изотопы. Концентрации короткоживущих изотопов в процессе работы реактора быстро выдут на равновесный уровень. Поэтому около 85 % энергии бета-распадов будет выделяться так, словно эта энергия выделяется в реакции деления. Распадаться будут продукты деления, которые накопились ранее. Около 11 МэВ (5 % энергии деления) унесет с собой антинейтрино бета-распада, и эта энергия не будет выделена в активной зоне ядерного реактора. Однако в активной зоне ядерного реактора происходят не только реакции деления, но и реакции радиационного захвата нейтронов, при которых появляются гамма-кванты и радиоактивные ядра. Например, при захвате теплового нейтрона ядром изотопа урана ^{238}U образуется ядро ^{239}U , которое будет находиться в возбужденном состоянии. При переходе из возбужденного состояния в основное будут испускаться гамма-кванты, полная энергия которых составит 4,8 МэВ. Энергия бета-распадов короткоживущих изотопов ^{239}U и ^{239}Np добавит еще 0,9 МэВ энергии электронов и гамма-квантов, которая выделится в активной зоне. В работающем реакторе на одно деление приходится примерно 1,3–1,4 радиационных захвата, в которых может выделиться 7–9 МэВ энергии в основном в виде гамма-излучения. Эта энергия частично компенсирует энергию, уносимую с собой антинейтрино. Поэтому для приближенных оценок можно считать, что в работающем реакторе на каждое деление выделяется 200 МэВ энергии, которая передается теплоносителю. При этом необходимо учитывать, что после прекращения реакции деления в активной зоне энерговыделение будет продолжаться за счет процессов распада радиоактивных изотопов продуктов деления, актиноидов и облученных конструкционных материалов. Данное энерговыделение будет уменьшаться с течением времени. Примерно треть всего запаса энергии выделяется за 1 мин, 60 % за 1 ч, около 75 % за 1 сут [6]. Однако последующее энерговыделение идет все медленнее, что связано с наличием долгоживущих изотопов в составе ОЯТ. Качественно рассмотрим величину данного энерговыделения на примере ТВС реактора ВВЭР-1000, в котором находится 163 ТВС. Номинальная тепловая мощность реактора составляет 3000 МВт, что приблизительно 18 МВт/ТВС. Сразу после остановки реактора остаточное энерговыделение (6,5 % от номинала) –

1,2 МВт/ТВС. Через сутки после остановки энерговыделение составит 0,3 МВт/ТВС. Для расчета остаточного энерговыделения можно использовать различные алгоритмы. Если известен изотопный состав ОЯТ, то энерговыделение можно рассчитать по хорошо известной формуле:

$$Q_{all}(t) = \sum_{i=1}^I \lambda_i \cdot \rho_i(t) \cdot E_i^{all}, \quad (1.2)$$

где E_i^{all} – полная энергия, выделяющаяся в распаде i -го изотопа без учета энергии нейтрино, Дж.

Значения энергий E_i^{all} – можно найти в файлах оцененных ядерных данных (ФОЯД). В табл. 1.15 и 1.16 приведено распределение энергии, выделяющейся при распадах ряда продуктов деления, которые взяты из европейского ФОЯД – JEF-2.2. Однако для оценок мощности энерговыделения можно использовать приближенные формулы. Например, большое распространение получили формулы Вигнера и Вея [7]:

$$\frac{Q_{\beta,\gamma}}{Q_0} = 6,5 \cdot 10^{-2} \cdot [\tau_c^{-0,2} - (\tau_c + T)^{-0,2}], \quad (1.3)$$

$$\frac{Q_{\beta,\gamma}}{Q_0} = 6,5 \cdot 10^{-3} \cdot [\tau_c^{-0,2} - (\tau_c + T)^{-0,2}], \quad (1.4)$$

где $Q_{\beta,\gamma}$ – остаточное энерговыделение через время τ_c после остановки; Q_0 – мощность реактора до остановки, на которой он работал в течение времени T .

В формуле (1.3) время работы и время стоянки выражено в секундах, в формуле (1.4) – в сутках, а $Q_{\beta,\gamma}$ и Q_0 – в одинаковых единицах мощности. Формулы (1.3) и (1.4) – приближенные. При временах выдержки более 10 сут с их помощью получают завышенные оценки энерговыделения.

В заключении данного раздела рассмотрим вопрос распределения энерговыделения по различным группам изотопов ОЯТ. Данные, приводимые ниже, взяты из [5] для ОЯТ реактора ВВЭР-1000 при глубине выгорания 40,5 (МВт·сут)/кгU (урановое топливо с

обогащением 4,4 %), который работал до остановки на номинальной мощности. При временах выдержки до 10 сут вклад актиноидов в общее ОЯТ составляет менее 2 %. Однако при повышении времени выдержки данный вклад увеличивается и при времени выдержки 1 год составляет уже около 5 %, а при времени выдержки 30 лет – более 30 %. Для топлива на основе плутония (МОХ-топливо) вклад актиноидов в остаточное энерговыделение ОЯТ при одинаковой глубине выгорания существенно выше, чем для уранового топлива.

1.3.3. Источники нейтронов и гамма-квантов ОЯТ

Как уже было отмечено, в ОЯТ содержатся актиноиды и продукты деления. На начальных этапах обращения ОЯТ находится в отработавших тепловыделяющих сборках (ОТВС). ТВС существующих энергетических реакторов представляют собой пучек стерженьковых ТВЭлов, объединенных в единое целое с помощью дистанционирующих решеток и специальных торцевых элементов. Например, в ТВС реактора ВВЭР-1000 объединены 316 ТВЭлов, общая масса свежего топлива, а следовательно, и ОЯТ составляет около 450 кг. ОЯТ находится внутри герметичных оболочек ТВЭЛ, поэтому радиоактивные изотопы не попадают в окружающую среду. При этом электроны бета-распада и альфа-частицы полностью передают свою энергию веществу ОТВС, что приводит к ее нагреву. Однако в ОЯТ могут также появляться гамма-кванты и нейтроны, которые могут с большой вероятностью покинуть объем ОТВС и унести с собой энергию. Нейтроны и гамма-кванты, вылетающие из ОТВС, будут создавать повышенный радиационный фон вокруг нее. Для обеспечения безопасного обращения с ОТВС необходимо уметь оценивать радиационную обстановку вокруг ОТВС и контейнеров с ОТВС. Первым шагом в оценке радиационной обстановки является определение источников нейтронов и гамма-квантов в ОЯТ для последующего решения задачи переноса данных частиц через вещество ОТВС, стенки контейнера, окружающий воздух и т.д.

Гамма-кванты, как правило, возникают в процессе снятия возбуждения продуктов бета-распада и уносят с собой значимую долю полной выделяющейся энергии. При этом в одном бета-распаде

могут появиться несколько гамма-квантов различной энергии, так как процесс снятия возбуждения, как правило, может идти по нескольким каналам. Большинство гамма-квантов имеет фиксированную энергию. Например, в результате распада метастабильного изотопа ^{137}Cs появляются гамма-кванты с энергией 0,661 МэВ. Однако из-за большого количества возможных энергий для расчета часто используют групповое описание энергии гамма-квантов. При групповом описании гамма-кванты объединяются в несколько энергетических групп. В самом простом случае источник гамма-квантов можно представить в однокрупном приближении, при котором задается полное число частиц, появляющихся в топливе в единицу времени, и их средняя энергия. В любом случае источник гамма-квантов зависит от концентраций радиоактивных изотопов. Для его расчета можно использовать следующие формулы:

$$N_{\gamma}(t) = \sum_{i=1}^I \lambda_i \cdot \rho_i(t) \cdot \sum_k^K n_{ik}^{\gamma}, \quad (1.5)$$

где n_{ik}^{γ} – квантовый выход k -й гамма-линии i -го нуклида на один распад,

$$Q_{\gamma}(t) = \sum_{i=1}^I \lambda_i \cdot \rho_i(t) \cdot \sum_k^K E_{ik}^{\gamma} \cdot n_{ik}^{\gamma}, \quad (1.6)$$

где E_{ik}^{γ} – энергия гамма-кванта k -й гамма-линии i -го нуклида, Дж.

Формула (1.5) позволяет определить полное число гамма-квантов, появляющихся в ОЯТ в единицу времени, а формула (1.6) – найти полную энергию, которую унесут эти гамма-кванты. Отношение полной энергии к полному числу гамма-квантов равно средней энергии гамма-кванта. Для определения более детального распределения гамма-квантов по энергии формулу (1.6) необходимо дополнить аналогичными формулами для каждого энергетического диапазона. В табл. 1.17 для примера приведены значения параметров источника гамма-квантов для ОЯТ реактора ВВЭР-1000 (урановое топливо с обогащением 4,4 %), работающего на номинальной мощности [5]. Значения приведены для тонны ОЯТ при глубине выгорания 40,5 (МВт·сут)/кгU в зависимости от времени выдержки.

Таблица 1.17

Источник гамма-квантов 1 т ОЯТ реактора ВВЭР-1000

Выдержка	Число частиц, 1/(с·т)	Средняя энергия, кэВ
0	$1,00 \cdot 10^{19}$	756
1 ч	$3,76 \cdot 10^{18}$	521
1 сут	$2,04 \cdot 10^{18}$	396
10 сут	$6,46 \cdot 10^{17}$	535
30 сут	$3,28 \cdot 10^{17}$	575
180 сут	$7,25 \cdot 10^{16}$	606
1 год	$3,24 \cdot 10^{16}$	584
3 года	$1,34 \cdot 10^{16}$	613
10 лет	$4,61 \cdot 10^{15}$	615
30 лет	$2,32 \cdot 10^{15}$	602

При временах выдержки менее 30 сут источник гамма-квантов формируется большим количеством короткоживущих продуктов деления. При более длительных временах выдержки источник гамма-квантов в ОЯТ определяется, в основном, несколькими продуктами деления. В табл. 1.18 приведены основные источники гамма-квантов в ОЯТ реактора ВВЭР-1000 при времени выдержки 3 года и глубине выгорания 40,5 (МВт·сут)/кгU.

Таблица 1.18

Вклады различных изотопов в источник гамма-квантов

Изотоп	Доля, %
Kr-85	0,28
SR-90	2,04
Y-90	12,52
Rh-106	20,57
Sb-125	0,70
Cs-134	21,54
Ba-137M	14,80
Ce-144	4,18
Pr-144	11,38
Pm-147	0,50
Eu-154	1,78
Eu-155	0,20
Всего	90,49

Нейтроны в ОЯТ появляются в результате спонтанного деления актиноидов и реакций (α, n) на легких ядрах. Величина нейтронного источника на несколько порядков меньше источника гамма-квантов. При малых временах выдержки роль нейтронного источника на формирование радиационной обстановки вокруг ОТВС пренебрежима мала по сравнению с источником гамма-квантов. Однако быстрые нейтроны более опасны для человека, чем гамма-кванты, так как имеют большую проникающую способность во многих веществах. Роль нейтронов в формировании радиационной обстановки вокруг контейнеров с ОЯТ возрастает при увеличении времени выдержки и глубины выгорания. Увеличение глубины выгорания приводит к большему накоплению изотопов америция и кюрия. Например, концентрация изотопа ^{244}Cm увеличивается пропорционально глубине выгорания в четвертой степени. При увеличении времени выдержки короткоживущие продукты деления распадаются, и роль актиноидов в характеристиках ОЯТ повышается. Для оценки источника нейтронов можно использовать формулу:

$$N_n(t) = \sum_{i=1}^I (\lambda_i^f \cdot v_s + \lambda_i^\alpha \cdot \xi_{\alpha n}) \cdot \rho_i(t), \quad (1.7)$$

где λ_i^f – постоянная спонтанного деления i -го изотопа, $1/\text{с}$; v_s – число нейтронов при спонтанном делении; λ_i^α – постоянная α -распада i -го изотопа, $1/\text{с}$; $\xi_{\alpha n}$ – вероятность появления нейтрона за счет (α, n) реакции на легких ядрах ОЯТ.

Можно считать, что нейтроны, рождающиеся в ОЯТ, имеют распределение по энергии, близкое к распределению нейтронов деления. Это связано с тем, что доля нейтронов за счет реакции (α, n) в полном источнике, как правило, составляет всего несколько процентов. Основной вклад в нейтронный источник при временах выдержки до 100 лет вносят всего несколько изотопов – ^{238}Pu , ^{242}Cm , ^{244}Cm . При этом определяющим является вклад изотопа ^{244}Cm , который при времени выдержки 3 года составляет более 90 %. При времени выдержки более 100 лет повышается роль более долгоживущих изотопов плутония. В табл. 1.19 для примера приведены значения нейтронного источника для ОЯТ реактора ВВЭР-1000 (урановое топливо с обогащением 4,4 %), работающего на

номинальной мощности. Значения приведены для тонны ОЯТ при глубине выгорания 40,5 (МВт·сут)/кгU в зависимости от времени выдержки.

Таблица 1.19

Источник нейтронов 1 т ОЯТ реактора ВВЭР-1000

Выдержка	Число частиц, 1/(с·т)
0	$8,6 \cdot 10^8$
2 года	$5,0 \cdot 10^8$
10 лет	$3,7 \cdot 10^8$

Из табл. 1.19 видно, что значение нейтронного источника спадает существенно медленнее, чем значение гамма-источника. Это связано с относительно большими периодами полураспада изотопов, определяющими данный источник. Например, периоды полураспадов изотопов кюрия ^{242}Cm и ^{244}Cm равны, соответственно, 162,9 дня и 18,1 года.

В заключении данного раздела следует отметить, что в отработавшем U-Pu (MOX) топливе значение нейтронного источника будет в несколько раз выше, чем в ОЯТ уранового топлива при одинаковых глубинах выгорания. Это связано с тем, что изотопы кюрия, вносящие определяющий вклад в данный источник, будут накапливаться с большей скоростью. При этом существенных различий в соответствующих источниках гамма-квантов наблюдаться не будет, так как концентрации продуктов деления при одинаковых глубинах выгорания будут различаться не значительно.

1.3.4. Радиотоксичность ОЯТ

Радиотоксичность радиоактивных отходов, образующихся в различных топливных циклах, важна с точки зрения экологической опасности этих циклов. Радиотоксичность является интегральным индикатором ОЯТ с точки зрения его опасности для человека. Для оценки радиотоксичности ОЯТ можно использовать формулу:

$$RT(t) = \sum_{i=1}^I \frac{\lambda_i \cdot \rho_i(t)}{G_i}, \quad (1.8)$$

где G_i – максимально допустимая активность i -го изотопа в воде, Бк/кгН₂О.

Согласно формуле (1.8) радиотоксичность представляет собой количество воды, в которой нужно растворить данное количество ОЯТ так, чтобы вода осталась пригодной для питья. Иногда коэффициенты G_i рассчитывают не для килограммов воды, а для кубических метров воздуха. Концепция радиотоксичности позволяет количественно оценить экологическую опасность при долговременном хранении ОЯТ, когда не может гарантироваться герметичность контейнеров с ОЯТ или его составляющими. Как правило, значения RT рассчитываются отдельно для актиноидов и продуктов деления из-за существенных различий в их периодах полураспада и токсических свойствах. Значения RT для актиноидов, содержащихся в 1 т ОЯТ реактора ВВЭР-1000 при характерной глубине выгорания, составляют $10^{14} - 10^{15}$ кг воды. При этом эти значения сохраняются практически на одном уровне в течение десятков тысяч лет. Именно из-за этого факта на сегодняшний день прямое захоронивание ОЯТ в геологических формациях вызывает много вопросов. Как альтернатива прямому захорониванию актиноидов часто рассматривается их трансмутация. Трансмутация актиноидов представляет собой процедуру их деления в специализированных установках или энергетических реакторах. Целью любой трансмутации является уменьшение количества долгоживущих актиноидов путем перевода их в короткоживущие или стабильные нуклиды, например в продукты деления. Часто трансмутация требует выделения актиноидов из ОЯТ и их последующее фракционирование. В настоящее время концепция трансмутации актиноидов имеет, в основном, чисто теоретическую основу. Однако в ближайшее время она может перейти в экспериментальную фазу. Это связано с двумя моментами. Во-первых, накопление большого количества ОЯТ требует принятия национальных и межнациональных концепций по обращению с ним. Во-вторых, в некоторых лабораториях мира строятся мощные источники нейтронов на основе ускорителей протонов (электроядерные установки). Одним из возможных вариантов использования этих установок является трансмутация актиноидов.

ГЛАВА 2. ХРАНЕНИЕ И ТРАНСПОРТИРОВКА ОЯТ

Как уже отмечалось во введении, ОЯТ – потенциально опасный продукт деятельности атомных энергетических установок. В нем сосредоточено до 98 % общей радиоактивности материалов, вовлеченных в сферу человеческой деятельности. ОЯТ производится после облучения свежего ЯТ в ядерном реакторе. После выгрузки из активной зоны ядерного реактора ОЯТ находится в ОТВС, которая представляет из себя монолитную конструкцию весом несколько десятков или сотен килограмм. Радиоактивные вещества, содержащиеся в ОЯТ, локализованы внутри оболочек твэлов. В большинстве ОТВС все твэлы герметичны, и радиоактивные вещества не могут попасть в окружающую среду. Некоторые ОТВС содержат твэлы с трещинами, через которые радиоактивные вещества, прежде всего газообразные и летучие продукты деления, могут попасть в окружающую среду. Длительное время после облучения любая ОТВС является источником тепла и радиоактивного излучения в виде нейтронов и гамма-квантов. Дополнительно к этому из негерметичных ОТВС в окружающую среду попадают радиоактивные вещества, что значительно увеличивает опасность обращения с такими сборками.

В последующих разделах будут рассмотрены вопросы обращения с ОТВС на АЭС и их транспортировки для последующей переработки или дальнейшего хранения.

2.1. Выдержка и хранение отработавших ТВС на АЭС

На атомной станции разработана и принята специальная система транспортировки и хранения свежего и отработанного топлива ядерного реактора. Обращение с топливом такого рода требует особых мер безопасности. Основные операции с ядерным топливом следующие:

- прием, хранение и подготовка свежего топлива к загрузке в реактор;
- перегрузка топлива в реакторе;
- хранение отработанного топлива;
- отправка отработанного топлива с территории станции.

Каждый пункт в этой последовательности операций выполняется с четким соблюдением временного и технологического режимов, правил и техники безопасности.

Свежее топливо поступает на АЭС в виде ТВС, которые перевозят в специальных транспортных контейнерах, разработанных по нормам МАГАТЭ специально для перемещения ТВС с завода-изготовителя на АЭС. В конструкции таких контейнеров предусмотрены все возможные аварийные ситуации на транспорте. В одном контейнере, как правило, содержится две ТВС, в одном вагоне перевозятся четыре таких контейнера, и количество ядерного горючего подобрано так, что даже при полном разрушении всех контейнеров возникновение цепной ядерной реакции абсолютно исключено. Важным фактором обеспечения безопасности является и правильная геометрическая компоновка транспортного оборудования. Кроме того, естественная радиоактивность свежего топлива достаточно низка – ни облучение людей, ни сколько-нибудь значительное загрязнение местности даже в случае транспортной аварии невозможны.

На атомной станции топливо хранится в узле свежего топлива (УСТ), расположенном в спецкорпусе. В этом узле проводятся все операции с ядерным топливом до момента его загрузки в реактор: прием топлива, входной контроль, хранение (в специальных чехлах), подготовка свежих ТВС к загрузке.

Доставка свежего топлива на атомную станцию производится только по заранее разработанному графику. Вагон с топливом подается в спецкорпус под люк. Контейнеры через люк перемещаются в УСТ. Затем доставленные ТВС проходят визуальный осмотр и радиационный контроль, после чего загружаются в чехлы и устанавливаются на специальной внутристанционной платформе для доставки в реакторное отделение.

Система перегрузки реактора и хранения отработавшего ядерного топлива предназначена для замены ОТВС активной зоны на свежие, для перестановки ТВС внутри активной зоны реактора, а также для хранения ОТВС в бассейне выдержки на АЭС. Хранение выгоревших топливных сборок производится внутри герметичной оболочки реакторного отделения в стеллажах бассейна выдержки под защитным слоем воды, содержащей раствор борной кислоты. Это обеспечивает охлаждение ОТВС за счет естественной цирку-

ляции и необходимую радиационную защиту. При всех технологических операциях ведется непрерывный радиационный контроль, во время перегрузки топлива осуществляется и визуальный контроль с использованием телеаппаратуры перегрузочной машины.

При хранении ОТВС ведется постоянный контроль за уровнем и температурой воды в бассейне выдержки и концентрацией в нем борной кислоты. Отработанное топливо выдерживается на АЭС не менее трех лет, а затем в специальных транспортных контейнерах его вывозят в спецхранилища длительного хранения для последующей переработки. Транспортные контейнеры для этого типа перевозок в заполненном состоянии выдерживают падение с высоты 9 м на металлический штырь толщиной до 40 см, сохраняя герметичность без нарушений.

Конечно, для соблюдения норм безопасности все операции с ОТВС, включая и загрузку транспортных контейнеров, производятся только под защитным слоем воды в бассейне выдержки.

При вывозе отработанных сборок с территории АЭС безопасная радиационная обстановка обеспечивается, в числе прочего, и повышенной толщиной стенок контейнеров. Вывоз топлива производится специальным эшелонем, в состав которого входят несколько вагонов с транспортными контейнерами.

Используемая в настоящее время на большинстве ядерных объектов технология хранения ОЯТ в воде обеспечивает эффективное охлаждение тепловыделяющего топлива, однако в водной среде протекают процессы коррозии ОТВС и конструкционных материалов. Кроме того, мокрое хранение сопровождается образованием РАО из-за загрязнения воздуха и воды в хранилище радиоактивными изотопами, которые выделяются из негерметичных твэлов. С целью сокращения затрат необходим переход на сухой способ хранения, когда коррозия ОТВС и конструкционных материалов незначительна и существенно сокращается количество образующихся отходов.

В ближайший период времени необходимо определить оптимальные режимы сухого хранения ОТВС. Это относится к хранению как герметичных неповрежденных, так и дефектных ОТВС. Последние подлежат размещению в герметичных пеналах или кондиционированию (в частности, омоноличиванию) для обеспечения безопасных условий хранения.

В процессе хранения и по его окончании должна быть обеспечена возможность извлечения ОТВС для инспекции, переработки или кондиционирования для захоронения. Для реализации подобной возможности сухое хранение должно быть контролируемым, т.е. должен быть обеспечен контроль состояния ОТВС в процессе хранения.

2.2. Транспортировка отработавших ТВС

Одним из важных звеньев обращения с ОЯТ является его безопасная перевозка с территории размещения реакторных установок на долговременное хранение и (или) радиохимическую переработку.

Перевозка ОЯТ – сложная транспортно-технологическая задача, требующая использования надежного и дорогостоящего оборудования – специальных транспортных средств, транспортных упаковочных комплектов (ТУК), подъемно-транспортного оборудования, а также специальной организации перевозки, направленных на обеспечение необходимого уровня безопасности как в нормальных, так и в аварийных условиях.

В настоящее время для транспортирования ОЯТ АЭС в нашей стране используются транспортные упаковочные комплекты, созданные в 1970–1985 гг. со следующими характерными особенностями:

применение для изготовления корпуса общепромышленной углеродистой стали марки 20, склонной к хрупкому разрушению при динамических нагрузках и отрицательных температурах – контейнеры ТК-6 для ОЯТ ВВЭР-440, ТК-10 и ТК-13 для ОЯТ ВВЭР-1000, ТК-11 для ОЯТ РБМК-1000 и реактора БН-600;

отсутствие нейтронной защиты – контейнеры ТК-6, ТК-11, или использование жидкой нейтронной защиты – контейнеры ТК-10 и ТК-13;

сравнительно небольшая вместимость, не более 5 т по урану;

истекающие для большей части контейнеров в 2004–2010 гг. установленные разработчиком (изготовителем) сроки эксплуатации (20 лет для контейнеров ТК-10, ТК-13 и ТК-11 и 30 лет для контейнеров ТК-6).

При транспортировании ОЯТ необходимо обеспечение ядерной, радиационной безопасности и физической защиты перевозок.

Ядерную безопасность при транспортировании ОЯТ определяют следующие основные факторы:

- геометрические размеры и форма упаковки, в которой транспортируется ядерно-опасный делящийся материал;

- масса (количество) ядерно-опасного делящегося материала в перевозимой упаковке;

- конструктивное исполнение упаковки;

- ограничение в некоторых случаях количества упаковок, размещаемых на одном перевозочном средстве.

Основная цель обеспечения ядерной безопасности при перевозке ОЯТ – обеспечение во всех условиях перевозки ядерного материала значения эффективного коэффициента размножения нейтронов $K_{эф}$ менее 0,95.

Основными принципами обеспечения ядерной безопасности при перевозке ОЯТ являются:

- исключение нарушений условий и требований ядерной безопасности, регламентированных нормативно-техническими документами по ядерной безопасности (правилами, инструкциями, регламентами) как в нормальных условиях, так и в аварийных ситуациях;

- исключение возникновения самоподдерживающейся цепной реакции деления с помощью технических средств и организационных мер.

В случае возникновения радиационных аварий при транспортировании ОЯТ возможно формирование обстановки, при которой создаётся опасность воздействия радиации на население прилегающих территорий и окружающую природную среду.

Цели обеспечения радиационной безопасности, изложенные в Основных санитарных правилах обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99-РБ), должны достигаться, прежде всего, путем придания ТУК и транспортным средствам свойств, ограничивающих до допустимых значений воздействие ионизирующих излучений на персонал, население и окружающую среду.

Условия безопасности при перевозке ОЯТ должны обеспечиваться в соответствии с требованиями Правил НП-053-04, а при межгосударственных перевозках – Правил МАГАТЭ. Основным документом, регламентирующим физическую защиту транспорти-

руемого ОЯТ, является Постановление Правительства Российской Федерации от 07 марта 1997 г. № 264 "Об утверждении Правил физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов".

В России накоплен значительный опыт внутренних и межгосударственных перевозок ОЯТ с использованием отечественных и зарубежных ТУК и транспортных средств. При этом до настоящего времени при перевозках ОЯТ не было зафиксировано никаких радиационных аварий.

Сегодня в Российской Федерации осуществляются промышленные перевозки отработавшего ядерного топлива энергетических, исследовательских и транспортных реакторов на радиохимическую переработку на ПО "Маяк" и в централизованное хранилище ОЯТ ВВЭР-1000 на ГХК. Для исследовательских целей в ФГУП ГНЦ РФ "НИИАР", ФГУП "ИРМ" и РНЦ "Курчатовский институт" транспортируются отдельные ОТВС. Россия имеет большой опыт транспортирования на заводы регенерации ОЯТ ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 с АЭС России, Украины, Германии (бывшая ГДР), Венгрии, Болгарии, Финляндии и Словакии.

В связи с ростом глубины выгорания топлива на АЭС на 50–120 % по сравнению с расчетной глубиной выгорания, принятой при проектировании существующих транспортных средств, из-за увеличения мощности дозы от вагона контейнера использование их возможно только при значительном повышении времени выдержки ОЯТ на АЭС: до 6 лет для ОЯТ ВВЭР-440 и до 8–12 лет для ОЯТ ВВЭР-1000.

В целях обеспечения требований норм и правил при перевозках ОЯТ в ряде существующих ТУК (тип В (М)) необходимо выполнение организационно-технических мер, связанных, в основном, с обеспечением регламентированного теплового режима упаковок.

В настоящее время для каждого вида ОТВС ядерных реакторов разработаны транспортные упаковочные комплекты и для них, в свою очередь, транспортные средства перевозки – специальные железнодорожные транспортеры (вагоны контейнеры). Всего создано семь типов вагонов контейнеров и свыше семи типов транспортных упаковочных комплектов для перевозки ОЯТ различных реакторов. Принятие новых законодательных и нормативных требований по обеспечению уровня безопасности при перевозке ОЯТ,

появление технологии обращения с ОЯТ, ориентированной на использование двухцелевых контейнеров, моральный и физический износ существующих средств транспортирования привели к необходимости разработки нового ряда упаковочных комплектов и, тем самым, к разработке под них новых вагонов контейнеров.

Наиболее оптимальным в этой ситуации с точки зрения оптимизации затрат на транспортирование ОЯТ является разработка новых унифицированных транспортных средств с обеспечением требований к упаковкам типа В (U) по классификации Правил МАГАТЭ и НП-053-04, при которых безопасность полностью обеспечивается конструкцией упаковки и не требуется выполнение каких-либо дополнительных мероприятий при перевозке ОТВС.

Под унифицированным перспективным транспортным комплексом для перевозки ОЯТ (ТК ОЯТ) понимается перевозочное средство (железнодорожный или автомобильный транспортер, морское или речное судно) с расположенным на нем транспортным радиационно-защитным контейнером (ТРЗК) со сменными чехлами для различных ОТВС. Сочленение перевозочного средства с ТРЗК осуществляется при помощи специального приспособления – транспортного сменного ложементы.

Обновление парка средств транспортирования ОЯТ было признано одной из основных задач Минатома России (приказ № 238 от 22.05.03), во исполнение которого разработан Проект "Программы обращения с отработавшими тепловыделяющими сборками ядерных реакторов при их транспортировании на период с 2003 до 2015 г. (ПРОЯТ-2002)". Паспортом основной задачи 13.5 предусматривается создание транспортных упаковочных комплектов для безопасного транспортирования различных типов ОЯТ, в том числе ОЯТ ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК-1000. Предусматривается проведение НИОКР, создание опытных (головных) образцов новых ТУК, их испытания и сертификация. В перечень НИР вошли работы, имеющие общее значение для всех модификаций ТУК нового поколения, независимо для какого вида ОЯТ они предназначены. Так, разработка и использование композиционного материала "алюминий + бор" в конструкции чехлов для отработавших ТВС решает задачи теплоотвода от ТВЭЛОВ, гарантированного обеспечения ядерной безопасности и уменьшения веса ТУК. Аналогично, аттестация и освоение материала КЛ-1505 на основе силоксанового

каучука решает задачу оснащения ТУК твердой нейтронной защитой, которая до сего времени в конструкциях ТУК для ОЯТ не применялась.

Потребность в транспортных средствах для вывоза ОЯТ с территории АЭС на рассматриваемый период определяется планом ввода в строй новых АЭС и вывода из эксплуатации действующих, предусмотренным "Программой развития атомной энергетики Российской Федерации на 1998–2005 годы и до 2010 года", утвержденной Постановлением Правительства РФ от 21.07.98 № 815, а также необходимостью вывоза ОЯТ РБМК-1000 с АЭС в связи с переводом его на сухое хранение в централизованном хранилище и составляет:

- для ОЯТ ВВЭР-440 – 10 шт;
- для ОЯТ ВВЭР-1000 – 16 шт;
- для МОХ ОЯТ ВВЭР-1000 – 6 шт;
- для ОЯТ РБМК-1000 – 45 шт.

2.2.1. Правила и нормы при транспортировке облученного топлива

Любая операция, связанная с транспортировкой ОЯТ, должна быть регламентирована специальными документами. Также при транспортировке должны быть соблюдены специальные условия (выполнены нормы). В настоящее время действует множество документов, в которых даются определения всех используемых терминов и приводятся нормы, которые должны быть выполнены. Для примера приведем названия основных действующих документов и некоторые определения, правила и нормы, которые в них изложены.

Правила ядерной безопасности

1. ПБЯ-06-00-96. Основные отраслевые правила ядерной безопасности при использовании, переработке, хранении и транспортировании ядерноопасных делящихся материалов.

2.1. Самоподдерживающаяся цепная реакция деления (СЦР) – процесс деления ядер нуклидов, при котором число нейтронов, образующихся в процессе деления ядер за какой-либо интервал времени, равно или

больше числа нейтронов, убывающих из системы вследствие утечки и поглощения за этот же интервал времени.

2.2. *Ядерная авария* – возникновение СЦР в результате исходных событий аварий или умышленных действий.

2.3. *Обеспечение ядерной безопасности* – создание и поддержание условий, направленных на предотвращение возникновения СЦР и ограничение ее последствий.

2.42. *Упаковочный комплект* – совокупность компонентов упаковки, необходимых для обеспечения соответствия упаковки требованиям безопасности. Упаковочный комплект может, в частности, включать одну или несколько емкостей, сорбирующих вещества, дистанционирующие конструкции, устройства для защиты от излучений, для охлаждения и тепловой изоляции, амортизаторы.

Примечание: в рабочей документации допускается для упаковочных комплектов и их составных частей использовать их технические названия.

2.43. *Контейнер защищающий* – упаковочный комплект, за счет конструкции и ограничения загрузки которого снижается нейтронное взаимодействие между ядерно-опасными делящимися материалами (изделиями), содержащимися в контейнерах в такой степени, что $K_{эфф}$ системы подобных упаковок не превышает 0,95.

12.1. Правила ядерной безопасности обязательны для исполнения всеми должностными лицами, инженерно-техническими работниками и рабочими, занимающимися проектно-конструкторскими работами, монтажом, ремонтом, обслуживанием оборудования и выполнением работ с ядерно-опасными делящимися материалами.

12.2. За нарушение требований по ядерной безопасности виновные лица несут дисциплинарную, административную или уголовную ответственность в соответствии с законодательством Российской Федерации.

2. ПБЯ-06-08-77. Правила ядерной безопасности при транспортировании отработавшего ядерного топлива.

2.1. *Отработавшее ядерное топливо* – отдельные тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы) или изделия с тепловыделяющими элементами (сборки ТВЭЛОВ, активные зоны в сборе), извлеченные из реактора после их облучения.

2.5. *Транспортный упаковочный комплект* – совокупность компонентов и устройств, необходимых для обеспечения безопасного транспортирования. В состав транспортного упаковочного комплекта могут входить следующие элементы:

- пенал для размещения отработавшей сборки ТВЭЛОВ, препятствующий распространению, радиоактивных веществ;

- чехол для размещения отработавших сборок герметичных твэлов или пеналов, обеспечивающий заданное расположение сборок твэлов в транспортном упаковочном комплекте;
- контейнер для размещения пеналов, чехлов, отработавших сборок или отработавших зон в сборе, обеспечивающий биологическую защиту и предотвращающий попадание отработавшего ядерного топлива из упаковки во внешнюю среду как при нормальных условиях перевозки, так и в случае аварии;
- устройство для охлаждения, тепловая изоляция, защита от механических повреждений и т. д.

4.1.1. Отработавшее ядерное топливо должно транспортироваться таким образом, чтобы при всех изменениях в отдельной упаковке или группе упаковок, которые могут произойти как при нормальных условиях перевозки, так и в любых предвидимых аварийных ситуациях, было исключено достижение критического состояния упаковки.

Таковыми изменениями могут быть:

- проникновение воды в упаковку или потеря воды из упаковки;
- сокращение расстояний между упаковками или между их содержимым;
- возможная перегруппировка содержимого в более реактивные системы;
- попадание упаковок в воду или снег;
- потеря эффективности вмонтированных в упаковку поглотителей или замедлителей нейтронов;
- возможное увеличение реактивности в результате изменения температуры содержимого упаковки.

4.1.2. Ядерная безопасность при транспортировании отработавшего топлива должна обеспечиваться конструкцией упаковок и контролем ее состояния в ходе эксплуатации.

4.1.3. При разработке конструкций упаковочных комплектов, как правило, должны выполняться требования, предъявляемые к упаковкам класса I и II (см. разд. 4.2 и 4.3 настоящих Правил).

4.1.4. Ядерная безопасность упаковки должна быть доказана с помощью определения возможных повреждений упаковки в условиях, моделирующих предвидимые условия при транспортировании отработавшего топлива, что в дальнейшем, для краткости, называется "моделированием повреждений".

Правила радиационной безопасности

1. ПРБ-88. Правила обеспечения радиационной безопасности при транспортировании отработавшего ядерного топлива от атомных станций железнодорожным транспортом.

1.9. *Радиационная авария* – авария, включая ядерную, связанная либо с нарушением радиационной защиты, ведущим к превышению допустимых уровней мощности эквивалентной дозы излучения, либо с выходом в окружающую среду из ТУК радиоактивного содержимого выше допустимых пределов.

1.10. *Радиационная защита* – защита, обеспечивающая уменьшение интенсивности ионизирующего излучения.

1.11. *ТУК типа В(У)* – упаковочный комплект, удовлетворяющий требованиям нормативных документов и стандартов, при использовании которого безопасность полностью обеспечивается его конструкцией.

1.12. *ТУК типа В(М)* – упаковочный комплект типа В с находящимся в нем радиоактивным содержимым, который не удовлетворяет одному или нескольким требованиям для ТУК типа В(У).

1.13. *Нормальные условия транспортирования* – условия транспортирования, при которых ТУК с отработавшими тепловыделяющими сборками (ОТВС) испытывает максимальные воздействия, могущие возникнуть в процессе нормальной эксплуатации при погрузке, разгрузке и хранении в пути.

3.1.2. Радиационная защита ТУК должна обеспечивать такое снижение уровня излучения, при котором в нормальных условиях транспортирования мощность эквивалентной дозы гамма и нейтронного излучения в любой точке на внешней поверхности контейнера и вагона-контейнера не превышает значения 2 мЗв/ч (200 мбэр/ч), а на расстоянии 2 м от вертикальных плоскостей, образованных внешними боковыми и торцевыми поверхностями вагона-контейнера, – 0,1 мЗв/ч (10 мбэр/ч).

3.1.3. При авариях, аналогичных проектной по своим воздействиям на упаковку, допускается увеличение мощности эквивалентной дозы на поверхности контейнера, но при этом ее значение на расстоянии 1 м от контейнера не должно превышать 0,01 Зв/ч (1 бэр/ч).

2. НРБ-99. Нормы радиационной безопасности (СП-2.6.1.758-99).

56. *Предел дозы (ПД)* – величина годовой эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения, которая не должна превышаться в условиях нормальной работы. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне.

57. *Предел годового поступления (ПГП)* – допустимый уровень поступления данного радионуклида в организм в течение года, который при монофакторном воздействии приводит к облучению условного человека ожидаемой дозой, равной соответствующему пределу годовой дозы.

58. *Радиационная авария* – потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью оборудования, неправильными действиями работников (персонала), стихийными бедствиями

или иными причинами, которые могли привести или привели к облучению людей выше установленных норм или радиоактивному загрязнению окружающей среды.

59. *Радиационная безопасность населения* – состояние защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения.

Основные пределы доз, мЗв

Нормируемые величины*	Пределы доз	
	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 хрусталике глаза***	150	15
коже****	500	50
кистях и стопах	500	50

* Допускается одновременное облучение до указанных пределов по всем нормируемым величинам.

** Основные пределы доз, как и все остальные допустимые уровни облучения персонала группы Б, равны 1/4 значений для персонала группы А. Далее в тексте все нормативные значения для категории персонал приводятся только для группы А.

*** Относится к дозе на глубине 300 мг/см².

**** Относится к среднему по площади в 1 см² значению в базальном слое кожи толщиной 5 мг/см² под покровным слоем толщиной 5 мг/см². На ладонях толщина покровного слоя – 40 мг/см². Указанным пределом допускается облучение всей кожи человека при условии, что в пределах усредненного облучения любого 1 см² площади кожи этот предел не будет превышен. Предел дозы при облучении кожи лица обеспечивает не превышение предела дозы на хрусталик от бета-частиц.

3.1.3. Основные пределы доз облучения не включают в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения.

3.1.4. Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) – 1000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) – 70 мЗв.

Правила безопасности

НП-053-04. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов.

5. *Делящиеся материалы* – ядерные материалы, содержащие уран-233, уран-235, плутоний-239, плутоний-241, или любая комбинация этих радионуклидов. Под это определение не подпадают:

- а) необлученный природный уран или обедненный уран;
- б) природный уран или обедненный уран, облученный только в реакторах на тепловых нейтронах.

24. *Радиоактивное содержимое* – радиоактивный материал вместе с любыми радиоактивными или активированными твердыми веществами, жидкостями и газами, находящимися в упаковочном комплекте.

25. *Радиоактивный материал* – ядерный материал и (или) радиоактивное вещество. Термин используется в настоящих Правилах как обобщающий, когда нет различий в требованиях к перевозке радиоактивных веществ и ядерных материалов. Здесь и далее под радиоактивными материалами понимаются также и изделия на их основе.

36. *Упаковка* – упаковочный комплект с находящимся в нем радиоактивным содержимым в представленном для перевозки виде.

Настоящие Правила содержат требования к упаковкам следующих типов:

- освобожденная упаковка;
- промышленная упаковка (ПУ) типов 1, 2, 3 (ПУ-1, ПУ-2, ПУ-3);
- упаковка типа А;
- упаковка типа В;
- упаковка типа С.

К упаковкам всех типов, содержащим делющиеся материалы, предъявляются дополнительные требования (см. разд. 2.12).

К упаковкам, содержащим гексафторид урана, предъявляются дополнительные требования (см. разд. 2.7).

Для единообразия классификации упаковок согласно Правилам МАГАТЭ в обозначениях типа упаковок применяются латинские буквы "В" и "С".

37. *Упаковочный комплект (транспортный упаковочный комплект)* – совокупность компонентов, необходимых для размещения и удержания радиоактивного содержимого.

Упаковочный комплект может, в частности, содержать одну или несколько емкостей, сорбирующие вещества, дистанционирующие конструкции, устройства для защиты от излучения, для охлаждения и тепловой изоляции, амортизаторы. Упаковочный комплект может быть в виде ящика, коробки, бочки или аналогичных емкостей, может представлять собой грузовой контейнер, резервуар или контейнер средней грузоподъемности для массовых грузов (КСГМГ).

40. *Ядерный материал* – материал, содержащий или способный воспроизвести делющиеся материалы (вещества).

2.12.3. Делящийся ядерный материал должен упаковываться и транспортироваться таким образом, чтобы было исключено достижение критической массы при обычных, нормальных и аварийных условиях перевозки.

Необходимо учитывать, что при транспортировании упаковок, содержащих делящийся ядерный материал, существует возможность:

- протечки воды в упаковку или из нее;
- снижения эффективности вмонтированных в упаковку поглотителей или замедлителей нейтронов;
- перераспределения делящегося ядерного материала либо внутри упаковки, либо в результате выпадения его из упаковки;
- уменьшения расстояний между упаковками;
- попадания упаковок в воду или в снег;
- эффектов от изменения температуры;
- присутствия людей вблизи или внутри группы упаковок.

2.12.4. Эффективный коэффициент размножения $K_{эф}$ отдельной упаковки не должен превышать 0,95 в обычных, нормальных и аварийных условиях перевозки.

Для определения допустимого количества упаковок на транспортном средстве используется ИБК.

Для расчета ИБК должно быть определено допустимое число упаковок N , которое должно удовлетворять следующим условиям:

- в нормальных условиях пятикратное число упаковок N должно оставаться подкритическим при любом их расположении в условиях, определенных в соответствии с п. 2.12.12.1;
- в аварийных условиях двукратное число упаковок N должно оставаться подкритическим при любом их расположении в условиях, определенных в соответствии с п. 2.12.12.2.

2.12.5. Упаковочный комплект после того, как он был подвергнут испытаниям, имитирующим нормальные условия перевозки, предусмотренным в пп. 3.4.2.2 – 3.4.2.6, должен препятствовать проникновению внутрь упаковки куба с ребром 10 см.

2.12.6. Упаковка должна быть сконструирована с учетом диапазона температур внешней среды от -40 до +38 °C, если только в сертификате (сертификате-разрешении) на конструкцию упаковки не будут оговорены иные условия.

2.12.7. При анализе ядерной безопасности отдельной изолированной упаковки и системы упаковок необходимо:

2.12.7.1. Рассматривать все упаковки на транспортном средстве или в группе на морском судне расположенными вплотную друг к другу настолько близко, насколько позволяет их конструкция с учетом деформации в нормальных и аварийных условиях и насколько это приводит к максимальному $K_{эф}$.

2.12.7.2. Предполагать для отдельной изолированной упаковки, что вода может проникнуть во все свободное пространство упаковки или вытечь из нее, включая пространство внутри системы герметизации. Однако, если конструкция имеет специальные средства для предотвращения такого проникновения воды в определенные свободные объемы или утечки воды из них даже в случае ошибки персонала, то для этих свободных объемов можно предположить отсутствие протечки. Специальные средства должны включать:

а) ряд высоконадежных барьеров для воды, каждый из которых оставался бы водонепроницаемым, если упаковка подвергается испытаниям, указанным в п. 2.12.12 б), высокую степень контроля качества во время изготовления, обслуживания и ремонта упаковочных комплектов, а также испытания для проверки уплотнения каждой упаковки перед каждой перевозкой; или

б) для упаковочных комплектов, содержащих только гексафторид урана:

- после проведения испытаний, предусмотренных в п. 2.12.12 б), отсутствует непосредственный контакт клапана с любым другим компонентом упаковочного комплекта, кроме как в первоначальной точке крепления, и, помимо этого, после проведения испытаний, указанных в п. 3.4.4.3, клапаны остались устойчивыми к утечке;

- обеспечена высокая степень контроля качества при изготовлении, обслуживании и ремонте упаковочных комплектов в сочетании с испытаниями для проверки уплотнения каждой упаковки перед каждой перевозкой.

2.12.7.3. Учитывать такое количество, распределение и плотность замедлителя нейтронов (в частности, воды), находящегося в упаковке и между упаковками в аварийных условиях, которые приводят к максимальному $K_{эф}$ с учетом общего положения, касающегося проникновения и утечки воды в соответствии с п. 2.12.7.2.

2.12.7.4. Предполагать для отдельной изолированной упаковки или группы упаковок наличие вокруг них полного отражателя из воды (или присутствующего в анализируемой системе наиболее эффективного отражающего материала) толщиной не менее 20 см дополнительно к отражающей способности конструктивных элементов упаковки.

2.12.7.5. Проводить оценку упаковки или группы упаковок в нормальных и аварийных условиях перевозки в случае, если химическая или физическая форма, изотопный состав, масса или концентрация, степень замедления нейтронов или плотность, либо геометрическая конфигурация неизвестны, исходя из предположения, что каждый неизвестный параметр имеет такое значение, при котором размножение нейтронов достигает максимального уровня, соответствующего известным условиям и параметрам этих оценок.

2.12.7.6. Рассматривать облученное ядерное топливо как свежее, если $K_{эф}$ при выгорании уменьшается, и как облученное до величины, соответствующей максимальному $K_{эф}$, если $K_{эф}$ при выгорании увеличивается.

Допускается использовать глубину выгорания как параметр ядерной безопасности, если глубина выгорания измеряется с помощью специальных установок. Запись об этом должна быть внесена в сертификат (сертификат-разрешение) на конструкцию упаковки.

2.12.7.7. Не учитывать наличие поглощающих элементов в тепловыделяющих сборках ядерных реакторов или упаковках, если не доказано, что их функции сохраняются в заданных пределах в нормальных и аварийных условиях перевозки.

2.12.7.8. Определять и рассматривать наиболее опасную конфигурацию, замедление нейтронов и полный отражатель для делящегося ядерного материала в случае, если он может выйти за пределы упаковки (упаковок) на транспортном средстве в нормальных и аварийных условиях перевозки.

2.12.7.9. Определять и рассматривать конфигурацию делящегося ядерного материала и других элементов упаковки, которая приводит к наибольшему $K_{эф}$ и которая может иметь место в нормальных и аварийных условиях перевозки.

2.12.7.10. Учитывать возможность увеличения $K_{эф}$ в результате повышения или понижения температуры в нормальных и аварийных условиях перевозки.

2.12.7.11. Учитывать погрешность методик расчета, вносить соответствующие поправки.

2.12.7.12. Учитывать допуски на размеры при изготовлении и эксплуатации упаковок.

2.12.7.13. Учитывать повреждения упаковки при моделировании нормальных и аварийных условий перевозки, приводящие к увеличению $K_{эф}$, с учетом распространения этих повреждений на все упаковки группы.

2.12.8. Если в целях ядерной безопасности упаковочный комплект включает поглотители нейтронов, то необходимо предусматривать проверку эффективности поглотителей в процессе изготовления и периодические проверки их наличия в процессе эксплуатации при необходимости.

Методы проверки наличия поглотителей в процессе эксплуатации должны быть включены в инструкцию по эксплуатации упаковочного комплекта. Эти методы могут предусматривать как контроль документации с обоснованием надежности такого метода, так и измерения.

2.12.9. Запрещается использовать в упаковке жидкие поглотители нейтронов.

2.12.10. Для определения допустимого количества упаковок на транспортном средстве с точки зрения ядерной безопасности используется ИБК в соответствии с п. 5.3.5.

2.12.11. Для упаковок, которые предполагается перевозить воздушным транспортом, должны быть выполнены следующие требования:

а) упаковка должна быть подкритичной в процессе испытания, предусмотренного в п. 3.4.6.1. Предполагается, что внутри упаковки вода отсутствует, а вокруг нее находится полный отражатель из воды толщиной не менее 20 см;

б) не учитываются при анализе ядерной безопасности упаковки специальные средства, предусмотренные в п. 2.12.7.2, если после проведения испытаний, указанных в пп. 3.4.6.1 и 3.4.5.3, не предотвращается проникновение воды в свободные объемы или утечка воды из них.

2.12.12. Для оценки способности упаковок обеспечивать ядерную безопасность нормальные и аварийные условия при перевозке имитируются следующими испытаниями:

2.12.12.1. Нормальные условия при перевозке имитируются испытаниями, указанными в пп. 3.4.2.2 – 3.4.2.6.

При расчетах $K_{эф}$ в нормальных условиях перевозки предполагается:

а) промежутки между упаковками остаются незаполненными, а функции отражателя выполняет окружающий со всех сторон группу упаковок слой воды толщиной не менее 20 см;

б) состояние упаковок соответствует условиям, в которых они находятся после проведения испытаний, указанных в п. 3.4.2.

3.4.4. Испытания для проверки способности упаковок выдерживать аварийные условия перевозки

3.4.4.1. Образец упаковки должен быть подвергнут суммарному воздействию испытаний, описанных в пп. 3.4.4.2 и 3.4.4.3, в указанной последовательности. После испытаний либо тот же образец, либо другой должен быть подвергнут испытанию на погружение в воду, указанному в п. 3.4.4.4, и при необходимости испытанию, указанному в п. 3.4.4.5.

3.4.4.2. Испытание на механическое повреждение. Каждый образец должен быть подвергнут двум испытаниям на падение:

- упаковки массой не более 500 кг и общей плотностью, определенной по внешним размерам, не более 1000 кг/м^3 с радиоактивным содержимым более 1000A_2 не являющимся радиоактивным материалом особого вида, подвергаются испытаниям, указанным ниже в подпунктах б) и в);
- другие упаковки подвергаются испытаниям, указанным ниже в подпунктах а) и б).

Последовательность падений образца должна быть такой, чтобы по завершении испытаний образцу были нанесены такие повреждения, которые привели бы к максимальному повреждению при последующем тепловом испытании:

а) образец должен упасть на мишень (см. п. 3.1.4) так, чтобы он получил максимальное повреждение. Высота падения, измеряемая от нижней точки образца до поверхности мишени, должна составлять 9 м;

б) образец должен упасть на мишень так, чтобы он получил максимальное повреждение, а высота падения, измеряемая от предполагаемой точки удара до поверхности мишени, должна составлять 1 м. Мишень представляет собой сплошной штырь круглого сечения диаметром $15,0 \text{ см} \pm 0,5 \text{ см}$, изготовленный из мягкой стали. Торец штыря – плоская горизонтальная поверхность с закруглениями краев радиусом не более 6 мм. Штырь должен быть неподвижно закреплен в вертикальном положении на мишени-основании и иметь высоту 20 см. Если при большей высоте будет нанесено большее повреждение, то следует использовать штырь достаточной высоты для нанесения максимального повреждения. Мишень-основание должна соответствовать требованиям, изложенным в п. 3.1.4;

в) образец должен подвергаться испытанию на динамическое раздавливание, при котором он получит максимальное повреждение при падении на него тела массой 500 кг с высоты 9 м. Тело, изготовленное из мягкой стали в виде пластины с размерами $1 \times 1 \text{ м}$, должно падать, находясь в горизонтальном положении. Высота падения измеряется от нижней поверхности пластины до наивысшей точки образца. Мишень, на которой устанавлива-

ется образец, должна соответствовать требованиям, приведенным в п. 3.1.4.

3.4.4.3. Тепловое испытание. Образец помещают полностью, за исключением простой поддерживающей конструкции, в очаг горения углеводородного топлива в воздушной среде, который имеет достаточные размеры, и в котором существуют условия для обеспечения среднего коэффициента эмиссии (пламени) не менее 0,9 при средней температуре пламени не менее 800 °С в течение 30 мин, или проводят любое другое испытание, обеспечивающее подведение эквивалентного теплового потока к упаковке. Поверхность горения топлива должна выступать за пределы любой внешней поверхности образца по горизонтали, по крайней мере, на 1 м, но не более чем на 3 м. Образец должен находиться на расстоянии 1 м над поверхностью топлива. После прекращения внешнего подвода тепла образец не должен подвергаться искусственному охлаждению, а любое горение материалов образца должно продолжаться естественным образом. При расчетах коэффициент поверхностного поглощения принимают равным либо 0,8, либо значению, определенному у этой упаковки при проведении описанного теплового испытания. Коэффициент конвективного теплообмена принимают равным той величине, которую может обосновать конструктор упаковки, если она подвергалась описанному тепловому испытанию. Начальные условия теплового испытания принимают таковыми, что упаковка находится в стационарном состоянии при температуре окружающей среды 38 °С (с учетом максимального тепловыделения радиоактивного содержимого) и воздействию инсоляции согласно п. 2.9.11, или в противном случае эти условия должны быть учтены при анализе результатов испытания.

3.4.4.4. Испытание на погружение в воду. Образец должен находиться под столбом воды высотой не менее 15 м в течение не менее 8 ч в положении, приводящем к максимальным повреждениям. Принимают, что этим условиям соответствует внешнее избыточное давление не менее 150 кПа.

3.4.4.5. Испытания на погружение в воду упаковок типа В(У) и типа В(М), содержащих более 105А₂, и упаковок типа С. Образец должен находиться под столбом воды высотой как минимум 200 м в течение не менее 1 ч. Принимают, что этим условиям соответствует внешнее избыточное давление не менее 2 МПа.

2.2.2. Транспортные упаковочные контейнеры

Транспортирование ОЯТ осуществляется в сертифицированных ТУКах отечественной разработки и изготовления. ОТВС ВВЭР-440 транспортируются в ТУК-6, ОТВС ВВЭР-1000 транспортируются в ТУК-13, ТУК-13/В.

В настоящее время ОЯТ реакторов РБМК не транспортируется. После 2005–2007 гг. вывоз ОЯТ РБМК в централизованное хранилище ГХК может осуществляться в транспортных комплектах типа ТК-11 после создания на АЭС отделений резки ОТВС пополам.

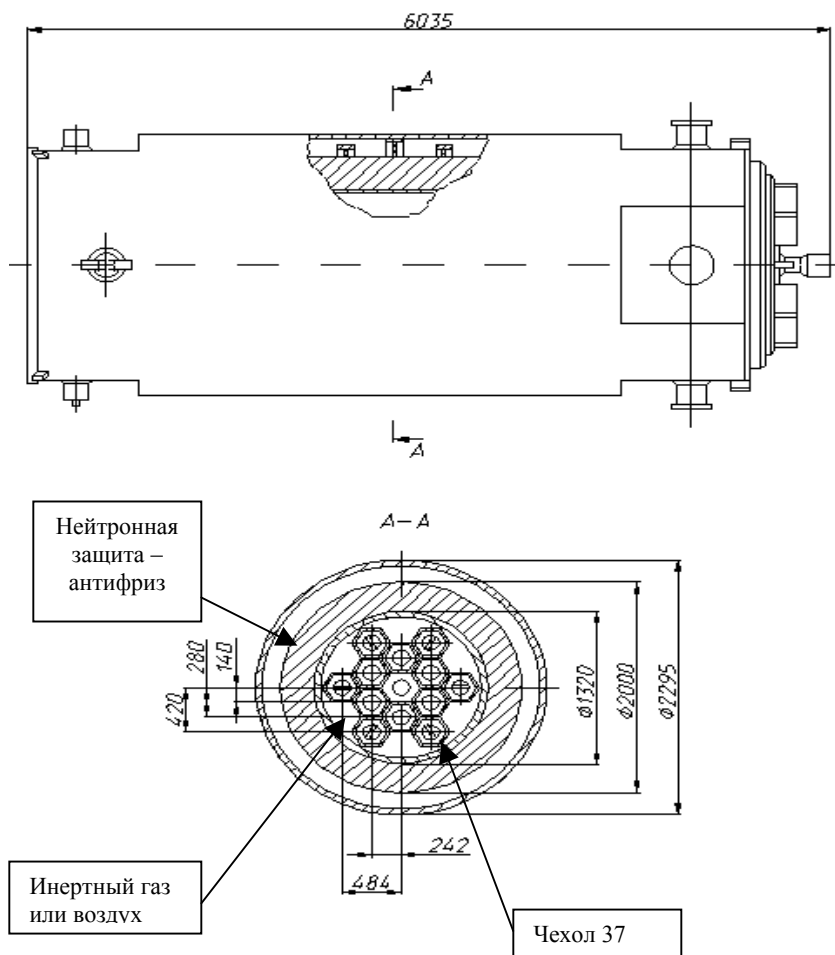


Рис. 2.1. Транспортный упаковочный комплект ТК-13/В

Любой ТУК для транспортировки ОТВС представляет собой сложную конструкцию весом в несколько десятков тонн. Для примера приведем технические характеристики ТУК-13/В и чертежи его разрезов (рис. 2.1).

Технические характеристики ТУК-13/В

Емкость, шт	12
Шаг размещения ТВС в чехле, мм	280
Суммарная мощность остаточных энерговыделений ТВС, загруженных в контейнер, не более, кВт	20
Давление (избыточное) в контейнере, МПа (кгс/см ²)	0,08 (0,8)
Давление в баке нейтронной защиты, МПа (кгс/см ²)	0,7 (7)
Температура наружной поверхности контейнера в вагоне, К	375
Мощность эквивалентной дозы ионизирующего излучения от загруженного контейнера, не более, мЗв/ч (мбэр/ч):	
на боковой поверхности в районе цапф	0,7 (70)
на остальной боковой и торцевой опорных поверхностях	0,2 (20)
на крышке контейнера	0,35 (35)
Вид теплоносителя внутренней полости контейнера ТК-13	инертный газ или воздух
Масса контейнера, т:	
в порожнем состоянии, не более	106
в загруженном состоянии, не более	116
Глубина выгорания отработавшего топлива, (ГВт·сут)/т	до 50

Чехол 37 представляет собой металлоконструкцию, состоящую из основания и блока направляющих труб. Основание чехла включает две плиты, соединенных между собой ребрами.

Блок направляющих труб состоит из центральной трубы с устройством под захват, двух дистанционирующих решеток и 12-ти шестигранных труб, образующих ячейки для установки в них ТВС. Шестигранные трубы изготовлены из боросодержащей стали марки 04Х14ТЗР1Ф (ЧС-82). Остальные детали чехла – из коррозионно-стойкой стали марки 08Х18Н10Т.

Размер «под ключ» шестигранных боросодержащих труб составляет 257 ± 2 мм, толщина стенки трубы – 6 мм. Содержание бора в материале шестигранных труб не менее 1,5 % (вес). При размере трубы «под ключ» 257 ± 2 мм допускается содержание бо-

ра не менее 1,3 % (вес). Содержание бора в стали ЧС-82, размер «под ключ» каждой трубы, а также размер «22 мм» между трубами контролируется в процессе изготовления с записью в паспорте на чехол. Снаружи к чехлу приварены два короба, служащие для направления чехла при установке в контейнер и фиксирования в нем.

Термопреобразователь сопротивления установлен в крышке ТУК и производит измерение температуры под крышкой во внутренней полости чехла 37, там же измеряется и давление.

После загрузки отработавших ТВС вода из внутренней полости контейнера должна быть полностью слита, полость контейнера осушена, упаковочный комплект проверен на герметичность.

2.2.3. Обоснование возможности транспортировки облученного топлива

Каждый ТУК предназначен для транспортировки ОТВС с определенными параметрами (тип ТВС, глубина выгорания, время выдержки). Для возможности безопасной транспортировки ОТВС с заданными параметрами на этапе разработки ТУК проводятся специальные расчетно-экспериментальные исследования.

После соответствующих испытаний ТУК сертифицируется на транспортировку ОТВС с определенными параметрами. Однако бывают случаи, когда необходимо провести транспортировку ОТВС, параметры которой не попадают в диапазон, для которого проведено обоснование на этапе разработки ТУК. Например, глубина выгорания такой «нестандартной» ОТВС реактора ВВЭР-1000 превышает 50 (ГВт·сут)/т (см. ранее технические характеристики ТУК-13/В). В таких случаях необходимо проводить некоторые расчеты заново. При этом прочностные расчеты ТУК повторять не требуется, так как они принципиально не изменяются.

Для обоснования возможности перевозки партии «нестандартных» ОТВС в конкретной модели ТУК необходимо провести следующие расчеты:

- 1) нейтронно-физические расчеты изотопного состава облученного ядерного топлива в ОТВС;
- 2) расчеты на критичность ТУК с ОТВС (обеспечение ядерной безопасности);

3) расчеты радиационной обстановки вокруг ТУК с ОТВС, для нормального состояния и в условиях аварийных ситуаций;

4) расчет распределения температур в ОТВС и элементах конструкций ТУК.

Нейтронно-физические расчеты изотопного состава облученного ядерного топлива в ОТВС. Изотопный состав облученного ядерного топлива зависит от большого количества параметров. Основными параметрами являются:

- изотопный состав исходного ядерного топлива;
- тип реактора (конструкция ТВС и активной зоны реактора (АЗ));
- кампания ТВС (положение ТВС в АЗ, энерговыделение в ТВС в процессе работы реактора, время и условия выдержки ТВС в пристанционном хранилище).

В результате данных расчетов определяется изотопный состав облученного ядерного топлива, на основе которого рассчитываются: энерговыделение и источники нейтронного и гамма-излучений.

Расчеты на критичность ТУК с ОТВС. Обеспечение ядерной безопасности. Достижение критического состояния в процессе перевозки ОТВС недопустимо ни при каких условиях. Поэтому расчеты коэффициента размножения ТУК с ОТВС проводятся для всех возможных ситуаций: попадание ТУК в воду, вытекание жидкостей из ТУК и т.п. При этом необходимо учитывать, что при расчетном определении изотопного состава ОЯТ могли быть допущены ошибки. Поэтому часто проводятся расчеты, в которых ТУК считается заполненным свежими ТВС вместо ОТВС. В таком случае коэффициент размножения будет максимальным. Для обоснования ядерной безопасности, в основном, используются программы на основе метода Монте-Карло, которые верифицированы на основе расчетов большого количества критических экспериментов.

Расчеты радиационной обстановки вокруг ТУК с ОТВС, для нормального состояния и в условиях аварийных ситуаций. Радиационная обстановка вокруг ТУК с ОТВС определяется наличием в отработанном ядерном топливе радиоактивных изотопов, которые являются источниками ионизирующего излучения. Наиболее важные для радиационной обстановки – нейтронный источник (спонтанное деление и альфа-нейтронные реакции) и источник

гамма-квантов (гамма-кванты, сопутствующие радиоактивным распадам и реакциям радиационного захвата).

Для расчета мощности дозы в различных пространственных точках вокруг ТУК необходимо проведение расчетов переноса нейтрона и гамма-квантов через элементы его конструкции. Следует отметить, что для решения этой задачи необходимы программы решения уравнения переноса нейтронов и гамма-квантов с внешним источником.

Распределение температур внутри и на поверхности ТУК. В результате остаточного энерговыделения в ОТВС температура внутри ТУК может значительно превышать температуру окружающей среды. Энерговыделение в ОЯТ связано с процессами радиоактивного распада изотопов, содержащихся в нем. При этом, если альфа- и бета-частицы практически не покидают границ твэлов, то гамма-кванты и нейтроны, в основном, будут переносить энергию из места рождения в другие точки системы. Расчет распределения температур внутри ТУК и определение максимальной температуры стенки твэла необходимо проводить в два этапа.

Цель первого этапа заключается в построении источника тепла, распределенного по объему ТУК. Для этого необходимо оценить долю энергии гамма-квантов и нейтронов, которая выделяется вне зоны расположения ОТВС, что требует проведения дополнительных расчетов переноса гамма-квантов и нейтронов внутри контейнера. Для решения этой задачи необходимы программы решения уравнения переноса излучения с внешним источником.

Цель второго этапа заключается в решении задачи определения распределения температур внутри ТУК при известных источниках тепла. Для решения данной задачи необходимо решать уравнение теплопроводности в ОТВС с учетом конвекции жидкого теплоносителя внутри ТУК в 3-D геометрии. Для проведения данных расчетов необходимы программы, с помощью которых можно корректно смоделировать перенос тепла в трехмерной геометрии ТУК со сложной внутренней структурой.

Расчетное обоснование возможности транспортировки ОТВС является сложной комплексной задачей. Для ее решения требуется несколько вычислительных программ. Для удобства их согласованного использования разрабатываются специальные программные комплексы. Одним из таких комплексов, который разработан в

США, является комплекс программ SCALE [8]. В рамках комплекса SCALE созданы специальные управляющие последовательности. Каждая управляющая последовательность позволяет решить одну комплексную задачу и состоит из последовательного запуска необходимых расчетных программ. Например, запуск последовательности SAS2H позволяет рассчитать значения мощности дозы вокруг ТУК с ОТВС.

Контрольные вопросы и задания к гл. 1 и 2

1. Сколько лет назад концентрация изотопа урана-235 в природном уране была равна 2 %?
2. Найдите концентрацию изотопа урана-234 в природном уране. Данный изотоп является звеном цепочки распада изотопа урана-238.
3. Составьте схему превращений изотопов в торий-урановом топливном цикле (см. рис. 1.2).
4. Сколько грамм осколков деления появится в реакторе, если в нем выделится энергия 1000 МВт·сут?
5. В реактор загружено 66 т урана в виде свежих ТВС. Электрическая мощность блока 1000 МВт. Чему будет равна средняя глубина выгорания ЯТ через 1 год работы с КИУМ = 85 % и КПД = 33 %.
6. Используя известное распределение энергии продуктов деления (табл. 1.14), оцените, какая часть мощности реактора обусловлена бета-распадами. Что происходит с этой мощностью при выключении реактора?
7. Вычислите активность 10 г изотопа ^{60}Co , если период его полураспада равен 5,27 лет.
8. Ядро ^{74}As превращается за счет бета-плюс распада в ядро ^{74}Se , а за счет бета-минус распада – в ядро ^{74}Ge . Вычислите энергии этих распадов. Как эти значения энергии связаны с кинетической энергией испускаемых бета-частиц?
9. Вычислите энерговыделение в 1 кг ^{239}Pu за счет его естественной радиоактивности ($T_{1/2} = 7,6 \cdot 10^{11}$ с, в одной реакции альфа-распада выделяется $E = 5,2$ МэВ).
10. Используя формулу Вигнера–Вея (1.3), оцените момент времени после остановки реактора, при котором мощность оста-

точного энерговыделения будет составлять 1 % от мощности работающего реактора.

11. Где образуются радиоактивные отходы?

12. Где сосредоточено основное количество искусственных радиоактивных изотопов в настоящее время?

13. В каких странах ведется переработка ОЯТ в настоящее время с целью повторного использования плутония в энергетических реакторах?

14. Какие ядерные реакции приводят к появлению в реакторе радиоактивных ядер?

15. Какие топливные циклы реализованы в настоящее время?

16. В какой стране активно ведется разработка ториевого топливного цикла?

17. Какие химические элементы называют минорными актиноидами?

18. Какие изотопы минорных актиноидов накапливаются в тепловых ядерных реакторах с урановым топливом в значимых количествах?

19. Каким образом в реакторе образуются запаздывающие нейтроны?

20. Чем определяется время жизни запаздывающих нейтронов?

21. Запишите примерные изобарные цепочки с $A = 100$ и $A = 130$. Составьте для них таблицы, подобные табл. 1.6 и 1.7.

22. Каким образом индекс $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ зависит от глубины выгорания ОЯТ?

23. Каким образом спадает активность ОЯТ после остановки реактора?

24. Как изменяется доля актиноидов в полном энерговыделении ОЯТ с течением времени выдержки?

25. В чем состоит цель трансмутации минорных актиноидов?

26. В каких установках можно осуществить трансмутацию минорных актиноидов?

27. Какие опасности связаны с транспортировкой и хранением свежего топлива?

28. В чем заключается опасность при обращении с ОТВС?

29. Какие аварийные ситуации возможны при транспортировке ОТВС?

30. Как планируется проводить «сухое» хранение ОТВС с негерметичными твэлами?

31. В чем преимущества «сухого» способа хранения ОТВС по сравнению с «мокрым»?

32. Когда возможно «сухое» хранение ОТВС?

33. Оцените примерно массу ОЯТ в полностью заполненном ТУК на примере ТУК-13/В (см. рис. 2.1).

34. В каких случаях необходимо проводить обоснование возможности транспортировки ОТВС в ТУК?

Список литературы к гл. 1 и 2

1. Герасимов А.С., Киселев Г.В. Проблемы радиационной безопасности ядерной энергетики России // УФН. 2003. Т. 173. № 7.

2. Шарафутдинов Р.Б. Системный подход к нормативному регулированию безопасности при обращении с радиоактивными отходами // Вестник Госатомнадзора России. 2002. № 1.

3. Федеральный закон № 170-ФЗ от 21 ноября 1995 г. «Об использовании атомной энергии».

4. Федеральный закон № 3-ФЗ от 9 января 1996 г. «О радиационной безопасности населения».

5. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1983.

6. Климов А.Н. Ядерная физика и ядерные реакторы. М.: Энергоатомиздат, 2002.

7. Владимиров В.Н. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1976.

8. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, NUGER/CR-0200, Rev. 4 (ORNL/NUGER/CSD-2/R4), Vols I,II, and III (draft November 1993). Available from Radiation Shielding Information Center as CCC-545.

ГЛАВА 3. РАДИОХИМИЧЕСКАЯ ПЕРЕРАБОТКА ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВА

Основной целью радиохимической переработки отработавших твэлов является очистка оставшегося и вновь накопленного ЯТ от радиоактивных ПД и различных примесей. Кроме того, в ходе радиохимической переработки ЯТ осуществляется выделение других ценных элементов, используемых в промышленности, например нептуния, цезия, стронция и др. Все методы переработки отработавшего ЯТ объединяют в две группы: водные и неводные [1–3]. Водные методы названы так потому, что их основой являются физико-химические процессы, протекающие в водных растворах. Эти методы в настоящее время являются основными на РХЗ всех стран. Неводные методы существуют на уровне НИР и ОКР и в промышленных масштабах используются только в комбинации с водными методами.

3.1. Разделка ТВС и твэлов

Для облегчения процессов переработки ЯТ необходимо полное отделение от него конструкционные элементы ТВС и оболочку твэлов. Попадание в технологические растворы фрагментов этих материалов усложняет процессы переработки и ведет к увеличению объемов радиоактивных отходов. В настоящее время для разделки отработавших ТВС и твэлов используются механические, химические и пирометаллургические методы.

Механические методы получили наибольшее распространение. При их использовании разделка ТВС осуществляется с помощью специальных фрез, прессов и гильотинных ножниц. Все операции по разделке выполняются в специальных помещениях, предназначенных для работы с высокоактивными веществами, при строжайшем выполнении норм ядерной радиационной, химической и пожарной безопасности. Первой операцией является обрезка концевиков ТВС, не содержащих ядерного топлива. Ее производят с помощью специальных электроконтактных дисковых пил под слоем воды. Это позволяет избежать сильного искрения, шума и сократить количество образующихся аэрозолей. После обрезки концевиков сборки обжимаются и разрезаются ножевыми прессами на от-

дельные куски длиной 15–25 мм, которые подаются в аппарат для растворения топлива.

В некоторых случаях оболочку с твэлов до растворения топлива снимают методом обдирки. Обычно это возможно для твэлов с металлическим топливом. Практическое осуществление методов механической обдирки оболочки требует значительных капитальных затрат и связано с образованием большого количества радиоактивной пыли и пирофорного материала. При механической разделке ТВС и твэлов в окружающее пространство из-под оболочки твэлов выходят несколько процентов газообразных ПД, накопившихся за время кампании ЯТ.

Химические методы разделки ТВС и твэлов привлекательны тем, что их можно использовать для изделий разнообразной конфигурации. Основной трудностью их осуществления является необходимость растворения относительно инертной или стойкой в химическом смысле оболочки при сохранении целостности химически активного ЯТ. В отдельных случаях удастся растворить ядерное топливо, не затрагивая материала оболочки. Выбор конкретной технологической схемы химической разделки определяется материалом оболочки и составом ядерного топлива.

Растворение алюминиевых оболочек твэлов с сердечниками из металлического урана производят чаще всего в горячих растворах гидроксида натрия при температурах 80–100 °С. Для подавления выделения водорода, который повышает пожаро- и взрывоопасность процесса, в раствор вводится нитрат натрия. Процесс протекает по схеме:



при этом потери урана за счет растворения незначительны.

Оболочки из магния, магнокса и магниевых сплавов с добавками алюминия и циркония растворяют в кипящей серной кислоте:



Потери металлического урана в процессе растворения не превышают 0,1 вес.%. Основным недостатком метода в данном случае является выделение водорода.

Оболочки из циркония и его сплавов чрезвычайно стойки в химическом отношении. Для растворения циркония в реакционную смесь вводят комплексообразующие добавки, чаще всего фторид-ионы. Циркониевые сплавы возможно растворить в смеси азотной и плавиковой кислот, однако трудности выбора материалов для оборудования, работающего в этой смеси, ограничивает ее применение.

Оболочки и конструкционные элементы из хромоникелевых аустенитных нержавеющей сталей, используемых в ЯР на быстрых нейтронах, растворяются в избытке кипящей серной кислоты. При этом происходит выделение водорода и наблюдаются значительные (до 0,5 вес. %) потери ценных топливных металлов.

Существенными и общими для всех типов оболочек недостатками химического метода разделки твэлов являются большое тепловыделение, значительный объем жидких отходов и их сложный химический состав.

В стадии изучения находится также метод электрохимического растворения оболочек твэлов. Он привлекателен тем, что под действием электрического тока в азотнокислом растворе можно полностью растворить все типы твэлов без предварительной разделки ТВС. Его недостатком является высокая степень загрязненности технологического раствора элементами конструкционных материалов, затрудняющих дальнейшую переработку ЯТ.

Пирометаллургические методы снятия оболочек твэлов основаны на значительном различии в температурах плавления конструкционных материалов (Al – 680 °С, нержавеющая сталь – 1500 °С) и керамического топлива (UO₂ – 2800 °С). В России был детально проработан метод "термического оплавления", примененный для оболочек из нержавеющей стали реактора БОР-60. При нагревании топливной сборки в графитовом тигле индукционной печи происходит оплавление всех металлических деталей; металл проходит сквозь отверстия в дне тигля и собирается в поддоне в виде компактного слитка. Количество урана, захваченное сталью, не превышает 0,05 %. Сердечники твэлов, спеченные в плотные брикеты, остаются в тигле.

Известны также работы по растворению оболочек из нержавеющей стали в расплавах металлов: цинка – при 800 °С, олова – при 1500 °С и др. К пирометаллургическим методам можно отне-

сти также разделку ТВС и твэлов лучом мощного лазера (в настоящее время изучается во Франции и Великобритании). Пирометаллургические методы пока еще не нашли промышленного применения.

3.2. Водные методы переработки облученного топлива

При использовании водных методов переработки выделенные в результате разделки ТВС фрагменты твэлов, содержащие топливо, растворяются в растворах азотной кислоты. В процессе растворения почти все газообразные продукты деления выходят из раствора в окружающую среду. Газообразные и летучие ПД составляют более 20 % от общего количества ПД в ОЯТ. Наиболее радиационно опасными из них являются ^{85}Kr (период полураспада $T_{1/2} = 10,7$ года), ^{129}I ($T_{1/2} = 1,6 \cdot 10^7$ лет), ^3H ($T_{1/2} = 12,3$ года) и ^{14}C ($T_{1/2} = 5730$ лет). Для уменьшения уровня радиоактивности на стадии растворения ЯТ используют предварительную термическую обработку ЯТ-волоксидацию. Она состоит в длительном прогревании разделанных твэлов при температурах 450–750 °С в атмосфере воздуха, кислорода или инертного газа. В процессе волоксидации происходит окисление ЯТ и материала оболочки, их деструкция и выделение в газовую фазу летучих ПД. Радиоактивные газы собираются в ограниченном объеме, разделяются и связываются в устойчивые химические соединения (например, криптон можно выделять методами низкотемпературной ректификации, а йод улавливать фильтрами, содержащими серебро). Метод волоксидации особенно эффективен при обработке оксидного ЯТ. При нагревании на воздухе до температур 750–800 °С или в атмосфере кислорода до температуры 450 °С диоксид урана окисляется до триоксида. При этом разрушается структура ЯТ и таблетки рассыпаются в порошок, облегчая дальнейшее растворение. Использование процесса волоксидации позволяет удалить из ЯТ практически весь тритий и большую часть остальных радиоактивных газов.

Разделку ТВС и волоксидацию твэлов можно рассматривать как подготовительные стадии. Первой основной стадией радиохимической переработки ОЯТ является растворение самого топлива (рис. 3.1).

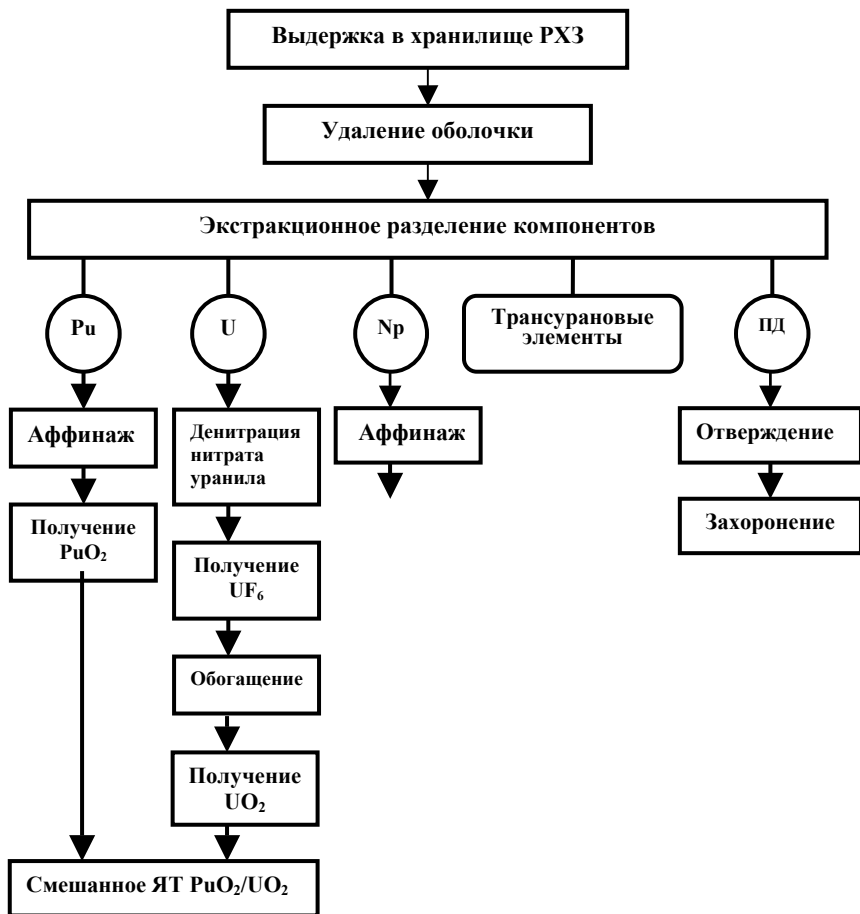
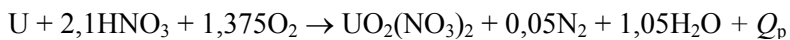


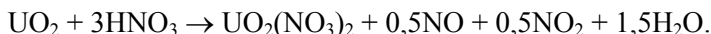
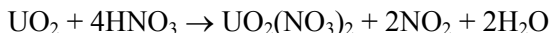
Рис. 3.1. Стадии водной переработки ОЯТ

Растворение металлического ЯТ производится в кипящей азотной кислоте. При этом образуется уранилнитрат и выделяется значительное количество тепла:



При концентрации кислоты более 60 % выделяющегося тепла Q_p достаточно для поддержания кипения реакционной смеси. Полное растворение металлического ЯТ осуществляется за 24 ч.

Растворение оксидного ЯТ проводят в кипящей азотной кислоте по реакциям:



Полное растворение диоксида урана происходит за 2 – 4 ч. Смешанное уран-плутониевое оксидное ЯТ (МОХ-топливо) растворяется с меньшей скоростью, причем, в ряде случаев остается нерастворенный осадок, содержащий до 1 % диоксида плутония, металлические ПД и частицы графита. Во избежание потерь плутония этот остаток растворяют в смеси азотной и плавиковой кислот.

Растворение отработавшего ЯТ производят в баках-растворителях периодического или непрерывного действия, изготовленных из кислотостойких материалов. Ядерная безопасность обеспечивается путем добавления в раствор нейтронных поглотителей (например, нитрата гадолиния) или комбинацией ядерно-безопасной геометрии установки с поглотительными элементами. Для удаления окислов азота установку продувают кислородом и затем преобразуют их в специальном аппарате в азотную кислоту, которую снова возвращают в установку.

Полученные растворы содержат значительные количества твердой фазы в виде тонкой взвеси частиц размером порядка 5 мкм. В состав взвесей входят продукты коррозии материалов установки, оболочек: кремниевая кислота (до 3 %), тонкодисперсный графит (50 %), уран (5 %), металлические ПД. Эти частицы способны коагулировать, образовывать отложения на элементах аппаратуры, вступать в химическое взаимодействие с растворенными компонентами и затруднять дальнейшую переработку раствора. С целью устранения этих взвесей производят осветление реакционного раствора путем центрифугирования или пропускания его через металлокерамические фильтры.

Следующим этапом РХП является извлечение из раствора топливных элементов (т.е. урана и плутония). Ранее для извлечения из раствора ЯТ использовали реакции селективного осаждения U и Pu различными реагентами. Реакции осаждения протекали очень медленно и не позволяли организовать непрерывный технологический процесс. Кроме того, при использовании этой технологии образовывалось большое количество радиоактивных отходов. Позднее во всех странах перешли на экстракционный метод извлечения ЯТ из раствора, а методы осаждения и сорбции стали использовать лишь на некоторых, как правило, конечных, стадиях РХП.

Сущность метода экстракции состоит в перераспределении извлекаемого соединения между двумя несмешивающимися жидкостями—водным раствором и органической фазой. Количество извлекаемого соединения в каждой из фаз зависит от химического состава фаз, от соотношения их объемов и от температуры. Отношение концентрации извлекаемого вещества в органической фазе к его концентрации в водной фазе в равновесных условиях называется коэффициентом распределения K_d . Для извлечения необходимого соединения водный раствор уранил-нитрата (или другого соединения) с сопутствующими ему растворенными ПД приводится в соприкосновение с экстрактом, состоящим из экстрагента и разбавителя. Экстрагент представляет собой органическое соединение, образующее прочные связи с извлекаемыми металлами и их соединениями. Разбавители используются для улучшения гидродинамических характеристик экстрагентов. В качестве разбавителей применяются органические жидкости, не смешивающиеся с водой. Степень извлечения E (относительное количество извлекаемого вещества, перешедшее в органическую фазу) зависит от коэффициента распределения K_d и отношения объемов водной V_v и органической V_o фаз:

$$E^{-1} = 1 + (K_d)^{-1} \frac{V_v}{V_o}.$$

При выборе экстрагента для трансурановых элементов было испытано большое число кислород-, фосфор- и азотосодержащих органических соединений. Наиболее приемлемым оказался трибутилфосфат (ТБФ) $(C_4H_9O)_3PO$, который образует с Pu и U устойчи-

вые сложные комплексы. ТБФ характеризуется высокой емкостью по отношению к извлекаемым металлам (например, один литр ТБФ в условиях насыщения растворяет до 440 г U). Экстракция четырехвалентного урана (VI) протекает согласно уравнению:



В настоящее время ТБФ практически вытеснил все другие экстрагенты. Его используют в промышленных масштабах на всех радиохимических заводах. Другие экстрагенты применяют только на отдельных стадиях РХП. ТБФ имеет высокий коэффициент распределения урана, плутония и нептуния. По сравнению с другими экстрагентами устойчив к действию радиации и азотной кислоты, имеет сравнительно низкую растворимость в водной фазе, относительно дешев и доступен. Основными недостатками его являются способность экстрагирования некоторых радиоактивных ПД и нестойкость при повышении температуры раствора. Кроме того, продукты его разложения образуют комплексы с ПД, которые извлекаются с высоким коэффициентом распределения при экстракции. Продукты разложения ТБФ удаляют путем промывки экстрагента раствором соды.

ТБФ, особенно насыщенный соединениями металлов, имеет высокую вязкость, что приводит к увеличению времени расслаивания фаз. Для устранения этого недостатка ТБФ обычно разбавляют инертным разбавителем. Основным требованием при выборе разбавителя является его инертность по отношению к извлекаемому соединению и реагентам. Разбавители должны быть радиационно и химически стойки, нетоксичны, нелетучи и некоррозионно активны. В последнее время в качестве разбавителя чаще всего используется н-додекан ($\text{C}_{12}\text{H}_{25}$), или более дешевые смеси на его основе. Доля разбавителя в смесях с экстрагентом зависит от перерабатываемого сырья и составляет 5–30 % в зависимости от обогащения. При переработке твэлов с высоким содержанием ^{235}U (до 90 %) используют 5–10 %-ные растворы ТБФ, а при переработке твэлов слабообогатленного металлического или оксидного топлива 20–30 %-ные растворы. Во всех случаях должны обеспечиваться

приемлемая вязкость, плотность, поверхностное натяжение и время расслаивания фаз.

Органическая фаза избирательно экстрагирует только трансурановые элементы (U, Pu, Np и др.), оставляя большую часть ПД в водной фазе. Органическая фаза с извлеченными трансурановыми элементами промывается азотной кислотой (для удаления различных примесей) и направляется в установку, где контактирует с водой, смывающей с ТБФ трансурановые элементы и переводящей их снова в водную фазу, но уже без ПД. При нескольких последовательных этапах экстракции в органической фазе можно сконцентрировать почти полностью все нитраты урана и плутония и обеспечить коэффициент очистки их от ПД до 10^7 для урана и до 10^8 для плутония. Такая степень очистки позволяет производить дальнейшие работы с регенерированным топливом без биологической защиты, потому что его активность близка к естественной $1,1 \cdot 10^4$ Бк/кг.

Разделение трансурановых элементов – урана, плутония и нептуния – осуществляется во втором экстракционном цикле. Это разделение основано на различии химических свойств данных элементов в различных валентных состояниях. Их характерной особенностью является способность существовать в водных растворах одновременно в нескольких валентных состояниях. Разделение урана и плутония основано на том, что шести- и четырехвалентные плутоний и уран растворимы как в водной, так и в органической фазе, а трехвалентный плутоний почти нерастворим в органической фазе. При восстановлении плутония до трехвалентного состояния он переходит в водный восстановительный раствор и выходит из процесса экстракции, а уран остается в органической фазе. В качестве восстановителя обычно применяется четырехвалентный уран или двухвалентное железо.

В последнее время проявляется интерес к электрохимическим методам восстановления плутония, которые особенно перспективны для переработки ЯТ с повышенным содержанием плутония.

Оптимальной технологической схемы выделения нептуния до сих пор не существует. Очень часто при его отделении используют плохую извлекаемость экстрагентами пентавалентного нептуния или применяют сорбционные методы извлечения.

3.3. Технологическая схема "пурекс-процесса"

В основе всех современных технологических схем переработки ОЯТ лежат экстракционные процессы, чаще всего "пурекс-процесс", который заключается в восстановительной реэкстракции Pu из совместного с ураном и ПД экстракта. Рассмотрим кратко технологическую схему переработки топлива ВВЭР-440.

После растворения твэлов исходный раствор содержит 250 – 300 г/дм³ и до 3 г/дм³ Pu, до 100 мг/дм³ Np. Раствор фильтруют и направляют на стадию подготовки к экстракции. На этой стадии из раствора отдувают растворенный йод, а плутоний переводят в четырехвалентное состояние для нормального разделения элементов в процессе экстракции.

В течение первой экстракции (30 % ТБФ в керосине) в органическую фазу извлекаются U, Pu, Np, актиниды, ряд осколочных элементов (PЗЭ, Ru, Np, Zr). Для улучшения очистки урана и плутония от примесей органическую фазу промывают растворами азотной кислоты и нитрата аммония, при этом U и Pu остаются в органической фазе, а значительная часть осколочных элементов переходит в реэкстракт.

В процессе реэкстракции происходит разделение урана и плутония. Аппарат для разделения состоит из двух частей: зоны разделения и зоны отмывки Pu от захваченного урана. В качестве восстановителя при реэкстракции используют соли железа (II) или чаще U (IV). Реэкстракт Pu (III) содержит значительное количество урана. Отмывка реэкстракта проводится во второй зоне аппарата потоком свежего экстрагента. В результате остаточная концентрация урана в плутониевом реэкстракте обычно не превышает 10–20 мг/дм³.

Задачей второго (в некоторых схемах и третьего) цикла экстракции является дальнейшая очистка U от продуктов деления и остаточного плутония. Режим второго цикла экстракции-промывки-реэкстракции аналогичен режиму первого цикла. В зависимости от конкретной схемы переработки возможна реэкстракция сначала урана, а потом ПД, и наоборот. Раствор уранилнитрата после второго цикла направляется на упаривание и денитрацию с целью дальнейшего получения диоксида.

После отделения Pu от основной массы U в первом цикле экстракции дальнейшая его очистка осуществляется на стадии аффинажа. В результате аффинажной очистки получают концентрированный раствор Pu (до 100 г/дм³), из которого затем получают чистый PuO₂.

Нептуний при данной схеме переработки концентрируется в двух потоках (с U и Pu) и в дальнейшем отделяется на стадиях аффинажа.

На стадии *аффинажа* могут использоваться различные методы. На заводе фирмы DWK (Германия) для очистки продуктов, содержащих уран, предполагается применять сорбционные методы с использованием силикагеля. Для аффинажной очистки плутония в промышленных масштабах были испытаны три метода: анионного обмена, экстракции аминами и экстракции с помощью ТБФ. Из-за требований по ядерной безопасности и нестойкости ионообменных смол в поле радиации первый метод был признан неперспективным. Экстракционные методы аффинажа не имеют особых преимуществ друг перед другом, поэтому в целях унификации различных этапов всего цикла переработки обычно производят аффинажную очистку методами экстракции ТБФ. На выходе аффинажной ступени получают чистые растворы плутония с концентрацией ~ 100 г/л. Раствор уранилнитрата после очистки содержит ~ 80 г/л урана. Нептуний извлекается (кроме основной стадии экстракционного разделения трансурановых элементов) на каждой стадии очистки урана и плутония и подвергается сорбционному аффинажу.

Следующим этапом РХП является *преобразование нитратов урана и плутония в диоксиды урана и плутония*.

Раствор нитрата урана перед переработкой упаривают до концентрации 1000–1400 г/л. При этом образуется раствор-расплав ($T_{пл} = 60$ °С) гексагидрата уранилнитрата $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$. Затем этот раствор-расплав поступает на денитрацию, которая осуществляется в вакууме при температурах 250–450 °С. Продуктами денитрации является аморфная трехокись урана UO_3 , кислород, окислы азота и пары воды:



Полученная трехокись урана восстанавливается до диоксида водородом UO_2 или каталитически разложенным аммиаком.

Для выделения плутония из растворов наиболее часто используют осаждение его оксалатов. Достоинством этого метода является возможность получения чистых, легкофильтрующихся осадков. Оксалат $\text{Pu}(\text{C}_2\text{O}_4)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ извлекают из водных растворов с помощью щавелевой кислоты. Осадок, содержащий оксалат плутония, промывается щавелевой и азотной кислотами, просушивается и прокаливается. При оксалатном осаждении происходит дополнительная очистка плутония от примесей урана, рутения, циркония, ниобия, алюминия, хрома, никеля. Остаточный плутоний извлекают экстракцией или сорбцией. Осаждение плутония из растворов можно производить также с помощью фторидов или перекиси водорода. Применение перекиси водорода позволяет получить высокие коэффициенты очистки от примесей, однако повышает взрывоопасность процессов, поэтому она в крупных масштабах используется редко. Осаждение фторидами осуществляют в том случае, когда необходимо получить металлический плутоний.

В случае если необходимо получить смешанное ЯТ, то производят совместное извлечение из раствора нитратов урана и плутония соответствующих продуктов урана и плутония. Для совместного осаждения используют растворы уранилнитрата, содержащие определенное количество нитрата плутония. Осаждение осуществляется водным или газообразным аммиаком. Полученный осадок отфильтровывают, промывают слабым раствором аммиака, сушат и прокаливают на воздухе.

3.4. Переработка облученного топлива быстрых реакторов

Успешное применение водно-экстракционной технологии для переработки отработавшего ЯТ реакторов на тепловых нейтронах позволяет использовать основные этапы этой технологии и для переработки ЯТ реакторов на быстрых нейтронах. Однако при этом необходимо решить ряд дополнительных проблем:

1) ЯР на быстрых нейтронах используется ЯТ с высоким обогащением, что влечет за собой существенное ужесточение мер по

обеспечению ядерной безопасности со всеми вытекающими отсюда последствиями для производительности установок;

2) более высокие уровни выгорания отработавшего ЯТ реакторов на быстрых нейтронах и, как следствие, более высокие уровни активности и удельного тепловыделения требуют принятия более жестких мер по обеспечению ядерной и пожарной безопасности;

3) повышенное содержание в ЯТ радиоактивных изотопов летучих элементов усложняет системы газоулавливания и газоочистки на этапах разделки ТВС и растворения ЯТ;

4) усиленный радиоллиз экстрагента (ТБФ) снижает коэффициент очистки от некоторых ПД;

5) относительно высокая концентрация плутония в растворах снижает эффективность применения ТБФ и создает возможность образования содержащих плутоний осадков с высоким обогащением;

6) объем жидких радиоактивных отходов может возрасти на порядок по сравнению с объемом отходов, получающихся при переработке того же количества ЯТ реакторов на тепловых нейтронах.

В настоящее время уран-плутониевое ЯТ реакторов на быстрых нейтронах в небольших количествах перерабатывают на заводах Германии, Великобритании и Франции. Как правило, для снижения концентрации плутония в растворе ТВЭЛ активной зоны и зоны воспроизводства перерабатываются совместно. На отдельных стадиях процесса используют электрохимические методы стабилизации и подготовки растворов.

3.5. Неводные методы

В ряде стран разрабатываются неводные (или сухие) методы переработки ОЯТ. Предполагается, что эти методы позволяют осуществить более эффективную и экономичную переработку топлива реакторов на быстрых нейтронах с коротким временем выдержки и одновременно помогут решить проблемы переработки, консервации и удаления радиоактивных отходов в наиболее компактном виде. Неводные методы переработки облученного топлива обладают следующими преимуществами по сравнению с водными методами:

- допускают переработку с высоким выгоранием;

- допускают переработку с высокими уровнями тепловыделения и активности, при этом в ряде случаев используется остаточное тепловыделение;
- имеют меньшее число технологических стадий операций в процессе переработки;
- имеют более компактное аппаратное оформление;
- имеют малый расход и потери реагентов, связанные с радиоллизом;
- имеют меньший объем радиоактивных отходов.

Существуют два подхода в разработке и использовании неводных методов переработки отработавшего ЯТ: 1) возможно более полная очистка топлива при сложной технологии; 2) неполная очистка от ПД за возможно меньшее число операций.

Первый подход реализуется, например, с помощью *газофторидных* методов, основанных на извлечении ЯТ в виде фтористых летучих соединений, содержащих уран и плутоний. Второй подход реализуется в группе пирометаллургических методов, основанных на различных способах извлечения топлива из расплавов или с помощью расплавов. Процессы переработки в этой группе методов должны быть полностью автоматизированы и дистанционированы. Они считаются наиболее перспективными для переработки ЯТ реакторов на быстрых нейтронах с коротким временем послереакторной выдержки.

Газофторидные методы переработки позволяют все компоненты ОЯТ переводить во фторидные соли. На последующих этапах фториды урана и плутония отделяются от основной массы ПД. Разделение фторидных солей основано на их различной летучести и различной активности по отношению к взаимодействию с некоторыми реагентами.

При фторировании UO_2 или U_3O_8 образуются в зависимости от условий UF_4 или UF_6 . Тетрафторид урана в обычных условиях является нелетучим веществом, устойчивым к нагреванию в воздухе. Гексафторид урана – легко испаряющееся вещество с температурой возгонки $56,6^\circ\text{C}$ при нормальном давлении; температура тройной точки $64,02^\circ\text{C}$.

При фторировании плутония образуются подобные соединения: тетрафторид плутония PuF_4 – малолетучее соединение, и гексафто-

рид плутония PuF_6 – твердое летучее соединение, или легкокипящая жидкость с температурой возгонки $51,6^\circ\text{C}$.

Нептуний также образует фториды NpF_4 и NpF_6 , которые по свойствам близки к соответствующим фторидам плутония и урана. Температура возгонки гексафторида нептуния 55°C .

Фториды ПД можно условно разделить на две группы: нелетучие и летучие. К нелетучим относятся фториды щелочно- и редкоземельных элементов: BaF_2 , SrF_2 , LaF_3 , CeF_3 , CoF_2 и др. К летучим относятся высшие фториды IF_7 , MoF_6 , RuF_6 , NbF_5 и др. При возгонке гексафторида урана с ним захватываются в виде летучих фторидов до 13 % ПД. Промежуточное положение по степени летучести занимают ZrF_4 , CeF_4 и PaF_5 . Распределение их между фазами зависит от температуры и способа фторирования.

Очистка и разделение UF_6 , PuF_6 , NpF_6 и фторидов ПД могут производиться путем высокоэффективной ректификации или селективной сорбции на гранулах фторида натрия. Для переработки ЯТ с высокой степенью выгорания более предпочтителен второй метод. Фториды актиноидов и ПД ведут себя различно по отношению к NaF при разных температурах: частично сорбируются, полностью сорбируются, не сорбируются, необратимо сорбируются, полностью десорбируются. Варьируя температуру, можно достичь высокой степени очистки фторидов ЯТ от фторидов ПД.

В качестве фторирующих агентов используют фтористый водород, галогенофториды, фтор (в смеси с азотом). Фторирование ЯТ проводят в твердой фазе или в расплавах солей $\text{NaF} - \text{ZrF}_4$ и др. Достигнуты коэффициенты очистки UF_6 около $5 \cdot 10^7$.

Конкретная схема переработки отработавшего топлива по газофторидной технологии зависит от вида и состава ЯТ. При этом возможно отделение оболочки ТВЭЛ от сердечника химическим "сухим" путем. Циркониевые и алюминиевые оболочки обрабатывают хлористым водородом, а оболочки из нержавеющей стали разрушают смесью фтористого водорода и кислорода.

ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах с большим содержанием плутония целесообразнее перерабатывать по схеме с отдельным фторированием урана и плутония, так как фториды плутония "размазываются" по технологической схеме, загрязняют получаемые продукты и сильно ухудшают радиационную обстановку.

The flowchart illustrates the process for separating and processing spent nuclear fuel (SNF) to produce plutonium and uranium products. The process begins with the input of SNF (ОЯТ), which is then subjected to a separation process (Разделка). The separated material is converted into a powder of UO_2/PuO_2 and then processed in a flame fluorinator (Пламенный фторатор). This step produces solid residues (Твердые остатки) and UF_6/PuF_6 . The solid residues are further processed (Дофторирование) to produce UF_6/PuF_6 . The UF_6/PuF_6 is then subjected to a sublimation process (Конденсация / Сублимация), which produces a gas product (Обработка газового продукта) and a solid product (Твердые продукты). The gas product is then separated (Сепарация U/Pu) into UF_6 and PuF . The PuF is further processed (Пиро-гидролиз) to produce PuO_2 . The UF_6 is then purified (Очистка) to produce UF_6 . The final products are PuO_2 and UF_6 , which are then used for the production of sorbent (Сорбент). The solid residues from the initial separation process are used for the production of solid shell waste (Твердые отходы оболочек) and non-volatile fluorides (Нелетучие фториды).

Пирометаллургические методы переработки находят все большее применение на различных стадиях переработки ОЯТ. Основными пирометаллургическими процессами являются: зонная плавка, фракционная кристаллизация из расплавов, экстракция в системе "металл-соль", окислительное, галоидное шлакование, электрорафинирование.

85

Фракционная кристаллизация из расплава применима для очистки металлического ЯТ и состоит из двух стадий: сначала ЯТ растворяют в жидком (Hg, Ga) или расплавленном (Cd, Zr, Mg) металле, который подбирают таким образом, чтобы растворимости урана, плутония и ПД заметно различались, а затем расплав медленно охлаждают. При этом компоненты расплава распределяются между жидкой и кристаллической фазами.

Жидкосолевая экстракция хорошо подходит для переработки жидкосолевого ЯТ перспективных ЯР. Для переработки по этой технологии используются, как правило, расплавы хлоридов и фторидов щелочных и щелочно-земельных металлов (вследствие их термической и радиационной стойкости). Причем возможны и прямой, и обратный процессы (экстракция ЯТ из солевой фазы в металлическую и наоборот).

При окислительном шлаковании в расплавленное металлическое ЯТ вводятся оксиды и хлориды Ca, Mg, Zn. В результате химических реакций значительная часть ПД переходит в форму оксидов и хлоридов, которые всплывают на поверхность расплава, образуя слой шлака. В процессах окислительного шлакования ЯТ хорошо очищается от Cs, Ba, Sr, Te, Tc, редкоземельных элементов и плохо от Ru, Zr, Nb, Mo.

Метод *электрографинирования* основан на последовательном избирательном электрохимическом восстановлении урана, плутония и ПД из солевой фазы до металла. Роль анода выполняет графитовая корзина с перерабатываемым топливом, а роль катода – какой-либо металл. Электроды находятся в расплавленной солевой эвтектике, например, $\text{CaCl}_2 - \text{UCl}_4$, при температуре 1000 °С. В процессе электролиза уран растворяется в солевой фазе, перемещается к катоду и восстанавливается на нем в виде сплава с металлом катода. Этот сплав может стекать на дно ванны. Летучие ПД удаляются в газовую фазу, а нелетучие остаются в солевой фазе и в анодной корзине в виде шлака.

Пирометаллургический метод переработки ЯТ активной зоны и зоны воспроизводства предполагается использовать в проекте интегрального ЯР на быстрых нейтронах IFR (США), имеющего металлическое U-Pu-Zr топливо. Согласно этому проекту переработка

ЯТ будет осуществляться на площадке АЭС в предельно короткое время. Регенерированное ЯТ предполагается использовать повторно. Упрощенная схема процесса переработки представлена на рис. 3.3.

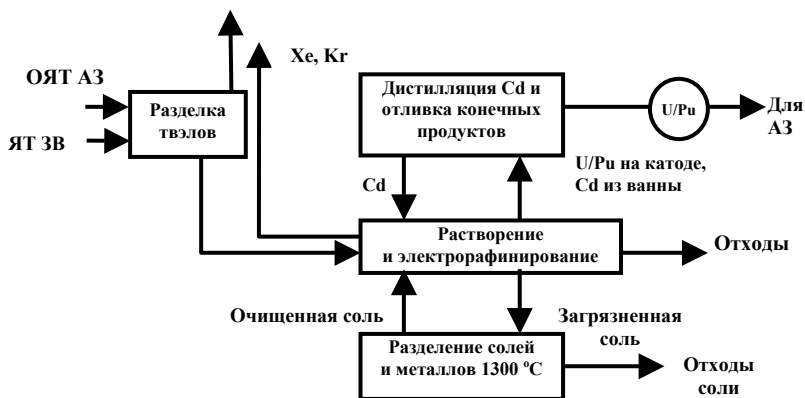


Рис. 3.3. Пирометаллургический метод переработки ЯТ активной зоны

Экономические оценки позволяют рассчитывать на высокую эффективность пирометаллургических методов переработки ОЯТ.

3.6. Проблемы использования регенерированного топлива

В результате РХП получают три основных типа продуктов: регенерированное ЯТ, изотопы, пригодные для дальнейшего использования, и радиоактивные отходы.

Извлеченное в результате РХП ядерное топливо обладает двумя существенными отличиями от "свежего" ЯТ, которые обусловлены различиями в нуклидном составе между "свежим" и регенерированным ЯТ. Первое отличие связано с тем, что многие топливные элементы, входящие в состав регенерированного ЯТ, являются радиоактивными. В частности, содержащиеся в регенерированном уране и плутонии радионуклиды ^{232}U , ^{236}U , ^{237}U , ^{241}Pu , ^{241}Am являются гамма-излучателями, а при спонтанном делении ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu появляются быстрые нейтроны. Повышенная, по сравнению

со "свежим" ЯТ, радиоактивность затрудняет все последующие этапы по приготовлению твэлов с регенерированным ЯТ.

Вторая проблема связана с тем, что некоторые остающиеся в регенерированном ЯТ нуклиды являются эффективными поглотителями нейтронов в определенных областях нейтронного спектра. Например, при использовании регенерированного уран-плутониевого ЯТ в легководных ЯР на тепловых нейтронах приходится увеличивать обогащение на 1 %, чтобы компенсировать процессы захвата нейтронов содержащимся в регенерированном ЯТ 0,33 %-ным ^{236}U . Если в регенерированном ЯТ присутствуют другие топливные элементы (т.е. не только такие, как в "свежем" ЯТ), то следует учитывать также их влияние на регулировочные характеристики ЯР из-за изменения эффективной доли запаздывающих нейтронов в АЗ. Существенное влияние на изотопный состав регенерированного ЯТ оказывает время хранения.

3.7. Использование нетопливных элементов

В отработавшем топливе содержатся (кроме собственно ЯТ) многие радионуклиды и химические элементы, которые могут представлять определенную ценность. Радиоактивные и стабильные изотопы во всем мире получают тремя способами: из ОЯТ, облучением мишеней в специализированных реакторах и на ускорителях зараженных частиц (циклотронах). К настоящему моменту в мире освоено производство более 150 изотопов. Из общего количества радиоизотопов, выпускаемых в России, полученные на циклотронах составляют 38 %, облучением мишеней в реакторах – 53 % и из ОЯТ – 9 %. К последним относятся ^{147}Pm , ^{90}Y , ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{85}Kr , ^{238}Pu , ^{241}Am , ^{242} , ^{244}Cm и ряд других изотопов. По мере развития технологии переработки ОЯТ доля элементов, извлекаемых из него для дальнейшего использования, будет, по-видимому, возрастать.

Наиболее важными областями применения радионуклидов в настоящее время являются использование их в качестве источников излучений в промышленности, медицине, биологии, сельском хозяйстве и в научных исследованиях, а также в качестве источников тепловой энергии в различных приборах и устройствах. Тепловая энергия радиоактивного распада в этих устройствах преобразуется, как правило, в электрическую. Широкое распространение в качест-

ве гамма-излучателей получили ^{60}Co (период полураспада $T_{1/2} = 5,3$ года), ^{137}Cs ($T_{1/2} = 30$ лет), а в качестве бета-излучателей ^{90}Sr ($T_{1/2} = 28,7$ лет), ^{107}Pd ($T_{1/2} = 6,5 \cdot 10^6$ лет). В качестве источников энергии широко используются: ^{60}Co ($Q = 17,5$ Вт/г), ^{90}Sr ($Q = 0,94$ Вт/г), ^{227}Ac ($T_{1/2} = 21,7$ лет, $Q = 14,85$ Вт/г), ^{232}U ($T_{1/2} = 68,9$ лет, $Q = 5,5$ Вт/г), ^{238}Pu ($T_{1/2} = 87,7$ лет, $Q = 0,58$ Вт/г), ^{244}Cm ($T_{1/2} = 18,1$ лет, $Q = 2,89$ Вт/г).

^{237}Np используется для конверсии его в ^{238}Pu облучением в ЯР. Плутоний-238 получил широкое распространение в медицинских портативных аппаратах и на обитаемых космических станциях как изотопный источник энергии, имеющий незначительное гамма-излучение и не требующий поэтому специальной защиты.

Кроме перечисленных выше радионуклидов, извлекаемых из ОЯТ, большое практическое применение нашли также изотопы кюрия ^{242}Cm , ^{244}Cm и америция ^{241}Am . Нуклиды кюрия используют наряду с ^{238}Pu в качестве энергоисточников. При этом ^{244}Cm ($T_{1/2} = 18,1$ лет, $Q = 2,89$ Вт/г) применяют в источниках, рассчитанных на длительный срок службы, а ^{242}Cm ($T_{1/2} = 162,5$ дня, $Q = 123$ Вт/г) – в небольших мощных источниках кратковременного действия. У этих нуклидов кюрия почти отсутствует гамма-излучение, однако спонтанное деление сопровождается высоким уровнем излучения нейтронов, которое требует создания специальной защиты.

^{241}Am при альфа-распаде с периодом полураспада $T_{1/2} = 458$ лет испускает гамма-кванты с энергией 59,6 кэВ, которые используются для рентгенофлуоресцентного элементного анализа микроколичеств ряда элементов, для измерения уровня жидкостей и толщины листовых материалов. Альфа-излучение трансурановых элементов используется для активационного анализа веществ и для возбуждения ядер-источников нейтронов в нейтронных генераторах.

Ценные радионуклиды содержатся в значительных количествах в водных отходах регенерации ЯТ. Целесообразность их выделения из жидких радиоактивных отходов оправдывается также тем, что это позволяет в значительной мере понизить их радиоактивность и упростить хранение, переработку и их захоронение. Большое значение в этом отношении имеет выделение ^{137}Cs и ^{90}Sr , так как через несколько лет после выгрузки из АЗ активность ОЯТ и радиоактивных отходов определяется во многом именно этими изотопами.

Из ОЯТ целесообразно извлекать и некоторые стабильные элементы, в частности платиновой группы: Ru, Rh, Pd. В одной тонне отработавшего топлива энергетических легководных ЯР с уровнем выгорания около 3 % образуется 1,2 кг Pd, 0,47 кг Rh, 2,2 кг Ru. В то же время, элемент Pd извлекают из руд, в которых его содержание составляет 20 – 50 г/т. С развитием ядерной энергетики ОЯТ может стать важнейшим источником родия, природные ресурсы которого оцениваются всего в 700 т. По оценкам МАГАТЭ (1986 г.), содержание родия в ОЯТ, накопленном к 2050 г., составит приблизительно 200 т. В то же время природные ресурсы родия оцениваются в ~ 700 т при крайне малой его концентрации в рудах.

Контрольные вопросы к гл. 3

1. Опишите основные стадии радиохимической переработки ОЯТ.
2. Какими способами осуществляется разделка ТВС и твэлов?
3. Расскажите о водных методах переработки ОЯТ на примере экстракционных процессов.
4. Определите основные характеристики эффективности экстракционных методов. На чем основано экстракционное разделение изотопов?
5. Расскажите о технологической схеме «пурекс-процесса».
6. Как осуществляется переработка ОЯТ быстрых реакторов? Чем обусловлена специфика переработки?
7. Расскажите о неводных методах переработки ОЯТ на примере газотермического метода.
8. Расскажите о пирометаллургических методах переработки ОЯТ.
9. Опишите технологию метода электрорафинирования.
10. Сопоставьте преимущества и недостатки водных и неводных методов переработки.
11. Расскажите об основных проблемах, возникающих при использовании регенерированного топлива.
12. Где используются продукты переработки РАО и ОЯТ?

Список литературы к гл. 3

1. Радиохимическая переработка ядерного топлива АЭС / В.И. Земленухин, Е.И. Ильенко, А.Н. Кондратьев и др. М.: Энергоатомиздат, 1989. 280 с.

2. Колбягин Н.П., Соболев В.П., Яковлев Г.Н. Проблемы утилизации отработавшего ядерного топлива: учебное пособие. М.: МИФИ, 1990. 44 с.

3. Колбягин Н.П., Сергиевский В.В., Яковлев Г.Н. Химическая переработка облученного ядерного топлива: учебное пособие. М.: МИФИ, 1991. 52 с.

ГЛАВА 4. ОБРАЩЕНИЕ С РАО

Совокупность превращений, которые проходят делящиеся изотопы (^{235}U , ^{239}Pu и др.), начиная от добычи урановой руды и кончая удалением РАО, называется ядерным топливным циклом (ЯТЦ). В до реакторную часть ЯТЦ входят следующие стадии: добыча и обогащение уран или торий содержащих руд, получение и обогащение ядерного топлива, изготовление твэлов и ТВС. В после реакторную часть ЯТЦ входят хранение и переработка ОЯТ, переработка и удаление РАО. К РАО могут быть отнесены:

- продукты ядерных технологий, не пригодные для полезного применения в промышленности;
- все материалы и изделия, загрязненные радиоактивными веществами в количестве, превышающем нормы радиационной безопасности, до их деактивации.

Как видно, РАО могут образовываться на всех этапах ЯТЦ, как на дореакторной, так и после реакторной части. Необходимо отметить, что на дореакторной стадии имеют дело, как правило, с низкоактивными материалами. Величины активности и характеристики полей ионизирующего излучения представлены в табл. 4.1. Особенность РАО заключается в невозможности их полного уничтожения традиционными методами (сжигание, перевод в другие химические соединения и т.д), поскольку в любой химической форме РАО сохраняют свою активность, такими методами можно только преобразовать РАО лишь в форму, пригодную для дальнейшего окончательного захоронения. В настоящее время предполагается создание специальных ядерных установок с целью трансмутации долгоживущих радиоактивных изотопов в РАО в короткоживущие или стабильные изотопы.

Современное состояние проблемы РАО в России может характеризоваться следующим образом:

- в результате предыдущей ядерной деятельности образовался большой объем радиоактивных отходов РАО (к настоящему времени в РФ накоплено около 470 млн м³ жидких РАО и около 74 млн т твердых РАО с суммарной активностью $5,8 \cdot 10^{19}$ Бк);
- в России ОЯТ рассматривается как источник топливных и изотопных компонентов, пригодных к дальнейшему использованию, поэтому переработка ОЯТ представляется важным этапом ЯТЦ;

■ определена стратегия развития ядерной энергетики страны в первой половине XXI столетия, согласно которой к середине века намечен двукратный рост мощности на базе реакторов на тепловых и быстрых нейтронах (реализация этой стратегии развития приведет к существенному увеличению потока ОЯТ, которое будет накапливаться и перерабатываться в большем масштабе).

В настоящий момент определено развитие всего комплекса обращения с ОЯТ, включая модернизацию действующего завода по переработке РТ-1 на ПО "Маяк". На этом заводе перерабатывают ОЯТ от ВВЭР-440 и БН-600. ОЯТ ВВЭР-1000 планируется регенерировать на заводе РТ-2, расположенном вблизи г. Красноярск. ОЯТ РБМК, АМБ и ЭГП-6 не планируется перерабатывать. На сегодняшнее время ОЯТ РБМК хранится сначала в приреакторных бассейнах выдержки в течение трех лет, а затем в бассейнах выдержки для хранения ОЯТ не менее 10 лет. После этого ОЯТ должно размещаться в геологических формациях для долгосрочного захоронения.

Таблица 4.1

Активности и характеристики полей ионизирующих излучений

Наименование величины	Единица СИ		Внесистемная единица		Соотношение
Активность	Бк	Беккерель равен одному распаду в секунду	Ки	Кюри = $= 3 \cdot 10^{10}$ расп./с	1 Бк = $= 2,703 \cdot 10^{-11}$ Ки
Поглощенная доза	Гр	Грей равен погло- щенной энер- гии в 1 Дж на 1 кг вещества	Бэр	Бэр – эквива- лентная доза любого излу- чения	1 Гр = = 100 рад
Эквивалентная доза	Зв/с	Зиверт в секунду	Бэр/с	Бэр в секунду	1 Зв/с = = 100 бэр/с
Мощность по- глощенной дозы	Гр/с	Грей в секунду	Рад/с	Рад в секунду	1 Гр/с = = 100 рад/с

Обращение с РАО как с обычными промышленными отходами, применявшимися на начальных этапах деятельности атомной промышленности как в нашей стране, так и за рубежом, показало, что опасность, связанная с РАО, была серьезно недооценена. В настоящее время разработаны общие принципы безопасного обращения с РАО, формулировки которых обсуждались и уточнялись МАГАТЭ и рядом других организаций. Россия придерживается этих принципов, основные цели переработки РАО сформулированы в «Концепции по обращению с РАО Минатома РФ» и включают в себя:

- 1) защиту здоровья населения;
- 2) защиту окружающей среды;
- 3) учет возможного воздействия на здоровье и окружающую среду вне национальных границ;
- 4) защиту будущих поколений людей;
- 5) предотвращение чрезмерной нагрузки на будущие поколения;
- 6) обеспечение соответствующими нормативно-правовыми актами;
- 7) минимизацию объемов образующихся отходов;
- 8) учет взаимозависимости различных этапов обращения с отходами;
- 9) безопасность работы установок по обращению с отходами.

Выполнение этих принципов должно обеспечиваться на всех этапах обращения с РАО.

4.1. Классификация РАО

Все РАО классифицируют по агрегатному состоянию (твердому, жидкому и газообразному). Жидкие и твердые РАО подразделяются по удельной активности. Юридической основой нормирования ионизирующих излучений в России является государственное санитарное законодательство, согласно СПОРО-2002 (санитарным правилам обращения с радиоактивными отходами) РАО делятся на три категории (табл. 4.2). Если по представленным характеристикам радионуклидов отходы относятся к разным категориям, то для них устанавливается категория, выбранная как наиболее высокая.

Таблица 4.2

Классификация жидких и твердых РАО по удельной радиоактивности

Категория отходов	Удельная активность, кБк/кг		
	β-излучающие радионуклиды	α-излучающие радионуклиды (без трансурановых)	трансурановые радионуклиды
Низкоактивные	Менее 10^3	Менее 10^2	Менее 10^1
Среднеактивные	От 10^3 до 10^7	От 10^2 до 10^6	От 10^1 до 10^5
Высокоактивные	Более 10^7	Более 10^6	Более 10^5

Для предварительной сортировки твердых отходов рекомендуется использовать дополнительные критерии по уровню радиоактивного загрязнения, которые представлены в табл. 4.3.

Таблица 4.3

Классификация твердых РАО по уровню загрязнения

Категория отходов	Уровень радиоактивного загрязнения, част/(см ² ·мин)		
	β-излучающие радионуклиды	α-излучающие радионуклиды без трансурановых радионуклидов	трансурановые радионуклиды
Низкоактивные	От $5 \cdot 10^2$ до 10^4	От $5 \cdot 10^1$ до 10^3	От 5 до 10^2
Среднеактивные	От 10^1 до 10^7	От 10^3 до 10^6	От 10^2 до 10^5
Высокоактивные	Более 10^7	Более 10^6	Более 10^5

По мощности поглощенной дозы γ-излучения, измеренной по существующим стандартным методикам на расстоянии 10 см от поверхности, твердые РАО также делятся на:

низкоактивные от 0,001 до 0,3 мГр/ч;

среднеактивные от 0,3 до 10 мГр/ч;

высокоактивные более 10 мГр/ч.

Заслуживает также внимание классификация РАО, предложенная МАГАТЭ в 1982–1984 г., которая учитывает концепцию их окончательного захоронения. Согласно этой классификации РАО подразделяются на пять категорий, причем предусматриваются две категории среднеактивных, две категории низкоактивных отходов (с коротко- и долгоживущими нуклидами) и одна категория высокоактивных нуклидов (табл. 4.4).

В США Агентством по охране окружающей среды предложены нормативы допустимых выбросов α -излучающих актиноидов предприятий ЯТЦ. Согласно этим нормативам защиты населения от облучения общее число поступающих в окружающую среду радиоактивных веществ в расчете на один (ГВт·год) производимой электроэнергии должно быть меньше $1,85 \cdot 10^7$ Бк или $0,5 \cdot 10^{-3}$ Ки (см. табл. 4.1) суммарно по всем α -излучающим актиноидам, имеющим период полураспада более одного года по всем стадиям переработки ядерного топлива вплоть до захоронения. Выполнение этого ограничения напрямую связано с коэффициентом удержания β для α -излучающих актиноидов. Физический смысл этого коэффициента можно понять на простом примере. Отправив на радиохимическую переработку m граммов ^{239}Pu (примерно 16 г ^{239}Pu соответствует активности в 1 Ки), в окружающую среду в виде несвязанных аэрозолей может попасть радиоактивность $(m \cdot \beta)/16$ Ки, которая не должна превысить $0,5 \cdot 10^{-3}$ Ки/(ГВт·год). Таким образом коэффициент β характеризует безопасный уровень технологии обращения с РАО.

Нынешний уровень технологии РХП ОЯТ обеспечивает значение коэффициента удержания на уровне $\beta \approx 10^{-8}$, что соответствует уровню попадания в атмосферу 10 атомов из каждых 10^9 атомов α -излучающих актиноидов. На заводе WAK (Германия) на практике был достигнут уровень технологии, обеспечивающий $\beta \approx 10^{-9}$.

Таблица 4.4

Категории РАО по классификации МАГАТЭ

Категории отходов	Основные характеристики	Виды отходов, относящихся к данной категории
I. Высокоактивные с долгоживущими радионуклидами	Высокий уровень γ - и β -активности. Значительное α -излучение. Высокое тепловыделение	Высокоактивные отходы от переработки облученного топлива и непереработанное облученное топливо для ЯТЦ с однократным использованием топлива
II. Среднеактивные с долгоживущими радионуклидами	Средний уровень γ - и β -активности. Значительное α -излучение. Низкое тепловыделение	Альфа-отходы, образующиеся в процессе переработки ОЯТ, изготовления МОХ топлива, в процессе эксплуатации предприятий военного назначения, связанных с получением и использованием плутония
III. Низкоактивные с долгоживущими радионуклидами	Низкий уровень γ - и β -активности. Значительное α -излучение	—
IV. Среднеактивные с короткоживущими радионуклидами	Низкая и средняя радиотоксичность. Невысокое тепловыделение	Отходы от эксплуатации, технического обслуживания и снятия АЭС с эксплуатации; отходы, образующиеся на начальных стадиях ЯТЦ (аффинаж, конверсия, изготовление топлива); а также на предприятиях по изготовлению и использованию радиоизотопов в медицине, научно-исследовательских и учебных институтах в промышленности
V. Низкоактивные с короткоживущими радионуклидами	Средний и низкий уровни γ - и β -активности. Незначительное α -излучение. Низкое тепловыделение. Низкая радиотоксичность	

Для переработки и захоронения РАО имеет значение не только их удельная активность и агрегатное состояние, но и элементный состав. Основной вклад в радиоактивность вносят короткоживущие осколочные нуклиды, поэтому удельная активность отходов со

временем быстро уменьшается. Через 500 – 600 лет после выгрузки ОЯТ из реактора она снижается до уровня, сравнимого с активностью природных радиоактивных минералов. Вклад β -излучения существен только первые 100 лет выдержки. Основной вклад в начальном периоде выдержки вносит ^{241}Pu , доля продуктов распада ^{232}U более чем в 1000 раз ниже. Увеличение β -активности в конце выдержки связано с дочерними элементами ^{230}Th , ^{233}U и в меньшей степени ^{231}Pa , причём содержание этих дочерних элементов в процессе выдержки топлива непрерывно возрастает. Далее активность актиноидов и тепловыделение почти полностью определяются α -активностью.

Однако наряду с короткоживущими изотопами при нейтронном облучении ядерного топлива образуются и долгоживущие радионуклиды актиноидного ряда, обладающие повышенной радиотоксичностью, сохраняющейся в течение многих тысяч лет. Вред от них не может быть определен лишь на основании создаваемой ими дозовой нагрузки, поэтому период изоляции отходов, содержащих актиноиды, должен быть значительно больше расчетного времени снижения суммарной радиоактивности.

Метод захоронения (изоляции) РАО определяется активностью и их радионуклидным составом. С учетом метода окончательной изоляции можно выделить следующие категории отходов:

твердые и отвержденные низкоактивные (НАО) и короткоживущие среднеактивные (САО) отходы (отправляются на приповерхностное захоронение, с подтверждением экологической безопасности в проекте приповерхностного объекта окончательной изоляции РАО);

жидкие НАО и короткоживущие САО (отправляются на глубокое подземное захоронение в изолированных пластах-коллекторах, при наличии обособованных условий для их безопасной окончательной изоляции);

твердые и отвержденные высокоактивные отходы (ВАО) и САО с высоким удельным тепловыделением, не содержащие долгоживущие радионуклиды (отправляются на длительное хранение с принудительным охлаждением и последующее захоронение);

твердые и отвержденные ВАО и САО, содержащие долгоживущие радионуклиды (отправляются на глубокое подземное захоронение).

Таким образом, две последние категории отходов подлежат глубинному захоронению. Принципы, критерии и основные требования безопасности при захоронении РАО в РФ определены в нормативном документе НП-055-04 «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Москва 2004 г.» как для приповерхностного захоронения, так и для захоронения в глубокие геологические формации.

4.2. Кондиционирование жидких и твердых РАО

Кондиционирование жидких и твердых РАО является операцией по изготовлению упаковки отходов. Конечной целью кондиционирования является перевод РАО в форму, пригодную для транспортирования, хранения и захоронения. Кондиционирование включает в себя также переработку отходов.

Методы кондиционирования РАО должны выбираться с учетом характеристик отходов, технологических и экономических показателей процесса, а также с учетом условий и продолжительности временного хранения упаковок, условий транспортирования и захоронения отходов. При выборе способа переработки предпочтение должно быть отдано тому из методов, при котором максимально снижается риск облучения людей на всех последующих стадиях обращения с РАО.

Объем кондиционированных РАО должен сокращаться до технически и экономически обоснованного минимума. Особенно это относится к отвержденным ВАО, где объем определяется допустимым удельным тепловыделением, условиями теплоотвода и другими условиями хранения и захоронения. Кондиционированные РАО должны находиться в твердом агрегатном состоянии. В таком состоянии РАО обладают наибольшей устойчивостью к радиационному, механическому, химическому, тепловому и биологическому воздействиям.

В Российской Федерации разработан Государственный стандарт ГОСТ Р50926-96 «Отходы высокоактивные отвержденные», определяющий требования и параметры отвержденных отходов (табл. 4.5).

Таблица 4.5

Параметры ВАО

Наименование параметра	Значение	Метод испытания
1. Химическая устойчивость (скорость выщелачивания): ^{137}Cs , (г/см ² ·сут), не более ^{90}Sr , (г/см ² ·сут), не более Pu , (г/см ² ·сут), не более	$1 \cdot 10^{-6}$ $1 \cdot 10^{-6}$ $1 \cdot 10^{-7}$	По ГОСТ 29114
2. Однородность в объеме стеклоблока: структура равномерность химического состава по основным макрокомпонентам, %	Однородная ± 10	Рентгенофазовый анализ, аналитический контроль
3. Температурная устойчивость, или отсутствие изменений структуры и химического состава при температуре, °С, не менее	 550	—
4. Массовая доля оксидов продуктов деления для блока отвержденного материала диаметром 100 мм, %, не менее	 7	По ГОСТ 29114, термогравитационный анализ, рентгенофазовый и спектральный анализы, аналитический контроль
5. Радиационная устойчивость: β - и γ -излучению, Гр α -излучению, расп./г	$1 \cdot 10^8$ $1 \cdot 10^{18} - 1 \cdot 10^{19}$	По ГОСТ 29001 По ГОСТ 50089
6. Механическая прочность, кН/см ² , не менее: на сжатие на изгиб Модуль упругости	 0,9 4,1 $5,4 \cdot 10^3$	Испытание на прочностной машине, акустический контроль
7. Теплофизические свойства: коэффициент линейного расширения К ⁻¹ , не более теплопроводность в интервале температур от 20 до 500 °С, Вт/(м·К)	 $9 \cdot 10^{-6}$ 1 – 2	Дилатометрия Метод плоского слоя
8. Газовыделение	Недопустимо	Волнометрия
9. Массовая доля суммы выделяющихся веществ, %, не более	2	Аналитический контроль

Размещение переработанных радиоактивных отходов в специальный контейнер и его последующая герметизация являются последним этапом кондиционирования отходов.

4.3. Переработка ВАО

В целом выделяют три типа ВАО:

жидкие ВАО, полученные после химической переработки ОЯТ АЭС (основным источником образования жидких ВАО являются водно-хвостовые растворы после экстракционного выделения урана и плутония при регенерации ОЯТ, которые представляют собой азотнокислые растворы, содержащие радионуклиды, продукты коррозии и химические реагенты; например, на заводе РТ-1 ПО «Маяк» на 1 т переработанного ОЯТ теплового реактора образуется $4,5 \text{ м}^3$ жидких ВАО, 150 м^3 САО и до 2000 м^3 НАО);

переведенные в твердое агрегатное состояние жидкие ВАО для последующего захоронения;

облученные ТВС (ОТВС) энергетических реакторов (в США, где введен мораторий на химическую переработку топлива коммерческих АЭС, ОТВС рассматриваются как готовые контейнеры для временного хранения в бассейнах выдержки АЭС или в неглубоких хранилищах для последующего захоронения в глубоких геологических формациях).

Упрощенная технологическая схема переработки ВАО представлена на рис. 4.1 и включает в себя следующие этапы:

1. Промежуточное хранение. Для жидких ВАО возможно хранение в специальных емкостях ($70 - 1500 \text{ м}^3$) из нержавеющей стали. Резервуары снабжены теплообменниками для охлаждения, системами вентиляции для удаления водорода, системами контроля и автоматического управления для поддержания заданных режимов в течение 20 – 30 лет.

ОТВС размещают в бассейнах-хранилищах на площадках АЭС и на заводах по переработке ОЯТ. ОТВС находятся в бассейнах выдержки в течение нескольких лет. В течение этого времени производится также отбраковка негерметичных твэлов. По мере распада короткоживущих радионуклидов активность начинает определяться нуклидами с периодами полураспада больше года. Концентрация таких нуклидов зависит прежде всего от величины выгора-

ния. За первый год выдержки активность и мощность остаточного тепловыделения падает примерно на порядок. В настоящее время возникла острая проблема, связанная с исчерпанием возможностей бассейнов выдержки.



Рис. 4.1. Технологическая схема переработки ВАО

2. Упаривание и кальцинация жидких ВАО. Упаривание производится с целями сокращения объема высокоактивной жидкости, концентрирования радиоактивных веществ в относительно малом объеме и отгонки основной массы воды в виде неактивного и малоактивного конденсата, обращение с которым намного проще. Объем упаренных жидких ВАО сокращается более чем в 10 раз. После упаривания ВАО могут направляться на хранение или от-

верждение. Рассмотрим проблемы, связанные с хранением упаренных ВАО более подробно.

На радиохимических предприятиях США, Англии, Франции, Германии и России жидкие ВАО после сокращения их объема упариванием направляют для хранения в резервуары для контролируемого хранения. В России отходы после упаривания направляют на долговременное хранение в резервуары из нержавеющей стали объемом в несколько сотен кубических метров, которые обеспечивают надёжную изоляцию ВАО от окружающей среды в течение нескольких десятков лет. После выпаривания отходов топлива ВВЭР годовой выдержки удельная активность составляет 1000 – 3000 Ки/л. Такая высокая активность приводит к усиленному газообразованию из-за радиолиза воды (например, в результате радиолиза образуется 0,01 г водорода на $3,7 \cdot 10^{13}$ Бк·ч) и нитратов. Мощность тепловыделения выпаренных ВАО прямо пропорциональна уровню их активности и составляет для осколочных нуклидов 12 кДж/ч, для α -активных элементов – 100 кДж/ч. Такой высокий уровень тепловыделения существенно усиливает скорость коррозии. Поэтому процесс хранения выпаренных ВАО требует соблюдения строгих мер контроля.

Меры контроля и соблюдения соответствующих мероприятий при хранении выпаренных ВАО. Для предотвращения случайных протечек резервуары выполнены из нержавеющей стали в форме цилиндрических баков, устанавливаемых в поддонах из нержавеющей стали. Вместимость такого резервуара от 120 до 2000 м³.

Для предотвращения образования взрывоопасной ситуации (усиленное газообразование, обусловленное воздействием радиации, вызывающей радиолиз воды и других соединений (нитратов)) необходим контроль за содержанием водорода в газовой фазе (концентрация водорода не выше 0,3 % по объему).

Для предотвращения серьезных аварий (бурное вспенивание, вскипание, выбросы) необходим строгий контроль за температурой растворов в хранилище. Допустимая температура раствора не должна превышать 50 °С. Для этого применяют принудительное охлаждение содержимого резервуаров, с помощью змеевиковых холодильников или воздушного охлаждения.

При изготовлении резервуаров, обслуживающих их коммуникаций и арматуры следует учитывать условия эксплуатации в жестких условиях агрессивной среды при повышенных температурах,

поэтому всю аппаратуру необходимо изготавливать из специальных сортов нержавеющей стали. Толщину стенок резервуара рассчитывают на службу в течение 20 лет и предусматривают не менее чем трёхкратный запас толщины, стенки делают двойными. Резервуары устанавливают в подземные помещения так, чтобы уровень жидкости приходился ниже поверхности земли. Для снижения коррозионной активности растворов используют формальдегид, нужный для разложения азотной кислоты до частичной или полной ее нейтрализации.

Основным недостатком долгосрочного хранения выпаренных ВАО является достаточно короткий срок службы резервуаров, не превышающий 20 лет. Следовательно, возникает необходимость в создании сложной и небезопасной системы перекачки содержимого баков в новые резервуары. Ремонт старых баков затруднен из-за высокого уровня радиоактивных загрязнений. Все это приводит к значительному увеличению стоимости хранения упаренных ВАО.

Кроме того, получаемые в результате обезвоживания и кальцинации продукты обладают недостаточной химической устойчивостью, теплопроводностью и механической прочностью, чтобы использовать их для окончательного захоронения.

3. Отверждение жидких ВАО. В настоящее время основными матричными композициями для промышленной иммобилизации ВАО являются неорганические стекла. Выбор стекол обусловлен их свойствами – полимерной структурой, что позволяет включать в них значительные количества оксидов компонентов ВАО, и нестехиометрической структурой стекол. Это обстоятельство позволяет иммобилизовать в них в определенных пределах почти все элементы периодической системы и обеспечивать существенное снижение миграционной способности радиоактивных элементов. В настоящее время разработаны две технологии стеклования: *одно- и двухстадийная*. Выбор метода отверждения жидких РАО определяется их радионуклидным и химическим составом, уровнем радиоактивности и количеством отходов и схемой последующего обращения с РАО. Он обосновывается экономическими показателями и оценкой безопасности для всех стадиях обращения, включая хранение, транспортирование и захоронение.

При использовании *одностадийной* технологии процесс обезвоживания, кальцинации и плавления происходит в одном аппарате, где находится стеклоподобный фосфатный расплав. Разогрев

массы происходит за счет прямого электрического нагрева переменным током, проходящим между электродами, погруженными в стекло. Печь (плавитель) изготавливают из огнеупорных материалов, в качестве материала электродов используют молибден, сплавы никеля и оксиды олова. После охлаждения печь вместе со всем его содержимым отправляется на захоронение.

Фосфатные расплавы являются вполне приемлемой формой долговременного хранения ВАО и обладают следующими достоинствами:

- фосфатное стекло можно получить при температуре не выше 1000–1100 °С;

- обладают достаточной радиационной стойкостью к воздействию β- и γ-излучения;

- технология получения и аппаратурное оформление процесса хорошо развиты (промышленный масштаб – до 100 л/ч);

- фосфатные стекла гомогенны, химически инертны; включение в полимерную структуру стекла продуктов деления обуславливает прочное фиксирование продуктов деления;

- заклучение в стекло выпаренных ВАО от переработки 1 т оксидного топлива реактора ВВЭР сокращает объем отходов до 70 л.

Использование фосфатных стекол имеет некоторые существенные недостатки, к которым следует отнести:

- высокую коррозионную способность по отношению к конструкционным материалам;

- низкую теплопроводность расплавленной стекломассы – 3 Вт/(м·К), что делает невозможным равномерное распределение температуры в большом объеме расплава;

- повышенный унос рутения.

В последние десятилетия в России и Франции активно разрабатывается *двухстадийный* процесс отверждения жидких радиоактивных отходов АVM-технология. Кальцинирование (прокаливание) исходных ВАО в этом процессе происходит при температурах 300–400 °С, затем кальцинат смешивается со стеклообразующими добавками и пересыпается в плавильную печь. В печи при температуре 1000–1500 °С происходит плавление и стеклование массы. Периодически стекломасса сливается в специальные контейнеры. На стадии плавления предусматривается использование индукционного плавителя с «холодным» тиглем. Тигельные процессы зна-

чительно облегчают подбор материала плавителя, но усложняют конструкцию установки. При этом требуется обеспечение строгого контроля за уровнем стекла и скоростью подачи раствора и флюса.

На радиохимическом заводе ПО «Маяк» остекловывание жидких ВАО производится в печи прямого электрического нагрева ЭП-500 с керамическим плавителем. Готовое фосфатное стекло периодически сливают в бидоны объемом 200 л, которые загружают в пеналы (по три бидона), заплавляют и после контроля герметичности транспортируют в хранилище. В отделении остекловывания расположено хранилище для размещения отходов с максимальным тепловыделением 5 кВт/м^3 . Хранилище разбито на семь отсеков с 338 стояками. Каждый стояк рассчитан на два пенала, в каждом находится три бидона. Таким образом, всего в этом хранилище может находиться 2449200 л остеклованных ВАО. Проектная удельная активность стекломассы составляет 2500 Ки/л, удельная активность получаемого стекла – 200–600 Ки/л.

В двухстадийной технологии может использоваться *боросиликатное стекло*, которое по сравнению с фосфатным имеет целый ряд преимуществ:

- хорошо сохраняет свои первоначальные свойства, если температура по центральной оси стеклоблока не превышает 500–600 °С (не превышает температуры начала процесса кристаллизации);

- имеет достаточную радиационную стойкость к воздействию β - и α -излучения;

- хорошо развита технология получения;

- боросиликатные стекла гомогенны и химически инертны;

- более предпочтительны по сравнению с фосфатными стеклами, благодаря большей стабильности и меньшему коррозионному воздействию на материал оборудования.

Для включения РАО в боросиликатные стекла необходима температура 1000–1500 °С, а для фосфатных стекол – 900–950 °С, но несмотря на это, большинство разрабатываемых аппаратурно-технологических схем направлено на получение боросиликатных стеклоподобных материалов, так как фосфатные стекла при получении показали повышенный унос рутения, быстрое термическое расстекловывание и приводили к повышенной коррозии аппаратуры в процессе приготовления. Плавка в «холодном» тигле позволяет проводить синтез иммобилизованных форм РАО с получением

материалов самого разнообразного состава: от остеклованных ВАО до различных минералоподобных и кристаллических материалов.

В настоящее время разработана технология для получения композиции *витромет*, в которой указанные недостатки практически устранены. Концентрирование упаренных и кальцинированных жидких ВАО проходит в присутствии фосфорной кислоты и формальдегида. Последующее остекловывание образовавшейся суспензии производится при 1000 °С. Затем из фосфатного стекла получают бусинки диаметром ≈ 5 мм, которые образуются при стекании из канала печи на вращающийся диск из нержавеющей стали. Далее бусинки стекла заключают в металлическую (коррозионно-стойкий свинцовый сплав) матрицу и получают стойкий материал – витромет. Композиция витромет по отношению к фосфатным и боросиликатным стеклам обладает рядом преимуществ:

хорошая теплопроводность, т.е. в 7 – 10 раз превышает теплопроводность остеклованных отходов (включение стекла в матрицы резко повышает отвод тепла от гранул стекла и более надёжно изолирует активные вещества даже в случае растрескивания);

высокая химическая и механическая прочность;

малая скорость выщелачивания радионуклидов.

Для РАО с высоким удельным тепловыделением разрабатываются другие стеклокерамические композиции, например *кермет*. Данная композиция обладает высокой теплопроводностью (до 210 Вт/(м·К)), низкой скоростью выщелачивания от 10^{-5} до 10^{-7} г/(см²·сут), высоким пределом радиационной стабильности по отношению к ионизирующему излучению.

Для получения кермета стеклорасплав из плавителя пропускается через серию отверстий. Капли попадают на вращающийся охлаждаемый металлический диск, полученные стеклогранулы собираются и помещаются в двухстенный контейнер из нержавеющей стали (высотой 1,5 м, диаметром 0,5 м). Бракованные гранулы возвращаются в печь на переплавку. Контейнер нагревается до 500 °С и в него подаются гранулы легкоплавкого металла. Металлическая фаза может быть представлена различными металлами и сплавами с температурой плавления до 400 °С. Металл плавится в верхней части контейнера и заполняет пустоты между стеклогранулами. В

настоящее время этот технологический процесс опробован в лабораторных условиях.

Наиболее перспективными материалами для отверждения жидких ВАО с точки зрения их последующего хранения и захоронения представляются различные типы керамики и минералоподобные композиции-аналоги природных скальных пород и минералов, которые доказали свою долговременную стабильность.

Эффективность таких матриц связана с тем обстоятельством, что в последние годы большую значимость приобрела идея фракционирования отходов. Предполагается, что переработка жидких ВАО будет производиться с разделением отводов на фракции индивидуальных групп радионуклидов, близких по своим свойствам. При этом в выделенных фракциях радионуклиды концентрируются в относительно небольших объемах. Для трансурановых элементов, представляющих наибольшую опасность для биосферы, одним из эффективных путей иммобилизации является их включение в минералоподобные матрицы.

Такая технология получения матрицы синтетической горной или скальной породы была разработана в Австралии и получила название SYNROCK – синтетическая скальная порода. Она основана на горячем прессовании порошка с ВАО и материалами-предшественниками синтетических скальных пород при температуре 1100 – 1200 °С и давлении до 200 атм с последующей контейнеризацией и захоронением полученных таблеток.

В Англии разработана экспериментальная установка микроволнового (СВЧ) остекловывания. Под действием разогрева пробки из стекловолна за счет микроволнового излучения происходит проникновение жидких РАО в пробку. Затем пробка попадает в металлический тигель, в котором также под действием микроволнового излучения происходит совместное плавление стекла и отходов. Периодически стекломасса сливается в специальный контейнер из нержавеющей стали для долговременного хранения и последующего захоронения отходов.

4. Хранение отвержденных РАО. Остеклованные отходы, помещенные в специальные контейнеры, направляются на временное хранение в течение 30 – 50 лет при контролируемых условиях в специальные хранилища. Типичный стеклянный блок с РАО имеет объем около 200 л и массу около 300 кг. Продукты деления состав-

ляют по массе такого блока приблизительно 20 %. Тепловыделение в блоке определяется прежде всего распадом цезия и стронция с периодом полураспада примерно 30 лет. Температура поверхности такого блока не должна превышать 100 °С, а мощность теплоотвода должна быть более 1 кВт.

Блоки помещают в бетонные вертикальные колодцы диаметром 0,67 м и высотой 10 м. Для хороших условий теплоотвода используется вынужденная циркуляция воздуха. Поступающий воздух сначала омывает строительные конструкции, затем поступает в бетонные колодцы со скоростью 9–10 м/с. В случае аварийного отключения вентиляции условия безопасности поддерживаются естественной конвекцией при несколько повышенных температурных режимах. Нагретый воздух отводится в верхней части колодцев, проходит очистку и выбрасывается в трубу. Предельная температура бетона не должна превышать 60 °С. Один отсек хранилища рассчитан на заполнение в течение одного года. Предполагается возможность по истечении срока временного хранения извлечение контейнеров из хранилищ с целью окончательного захоронения в геологических формациях.

5. Окончательное захоронение отвержденных РАО. Под окончательным («вечным») захоронением рассматривается хранение остеклованных РАО в геологических формациях без изъятия их оттуда в будущем.

Согласно нормативному документу НП-055-04 «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Москва 2004 г.» кондиционированные отходы для приповерхностного захоронения и для захоронения в глубокие геологические формации должны удовлетворять определенным критериям приемлемости по следующим характеристикам:

суммарная активность упаковки РАО, удельная активность РАО и радионуклидный состав РАО;

мощность эквивалентной дозы упаковки РАО;

поверхностное загрязнение упаковки РАО;

структурная стабильность формы РАО;

водоустойчивость формы отвержденных РАО;

содержание коррозионно-активных веществ;

тепловыделение;
термическая устойчивость;
радиационная стойкость;
газообразование;
биологическая устойчивость;
содержание свободной влаги в упаковке РАО;
содержание веществ, образующих комплексные соединения;
отсутствие взрывоопасных и самовозгорающихся веществ;
отсутствие веществ, реагирующих с водой с выделением теплоты и образованием горючих газов;
содержание ядовитых веществ, химически токсичных веществ, патогенных и инфекционных материалов;
содержание ядерно-опасных делящихся нуклидов;
конфигурация упаковки РАО;
идентификация упаковки РАО.

В качестве основных геологических формаций для окончательного захоронения РАО предполагается использовать: соляные месторождения, глинистые осадочные и твердые скальные породы. Каждые из этих формаций имеют свои достоинства и недостатки [1].

Соляные (диапирические структуры соли) формации имеют следующие достоинства:

абсолютная непроницаемость для грунтовых вод;
высокая пластичность;
высокая теплопроводность.

Их недостатки:

высокая растворимость в воде;
потенциальная полезность, которая может вызвать вторжение в них будущих поколений;
радиолиз соли под действием ионизирующих излучений с усиленным газовыделением.

Глинистые (осадочные) формации имеют следующие достоинства:

высокая сорбционная способность;
хорошая пластичность;
низкая водонепроницаемость.

Их недостатки:

низкая теплопроводность;

малая сорбционная способность по отношению к некоторым радионуклидам;

трудность проходки.

Твердые скальные породы имеют одно достоинство (относительно высокая водонепроницаемость) и один недостаток (низкая пластичность, следовательно, в породе могут появляться трещины и происходить миграция радионуклидов в атмосферу и гидросферу).

Горный могильник в скальных породах запроектирован в США на горе Юсса, штат Невада. Его стоимость свыше 40 млрд дол.; срок окончания строительства – 2010 г. Он рассчитан на 87000 т ВАО. Могильник находится в зоне аэрации на 300 м выше уровня регионального водоносного горизонта, находящегося на глубине 400 – 500 м. Могильник должен был отвечать следующим требованиям по охране окружающей среды:

вся система (вмещающая геологическая среда, могильник и упакованные отходы) должна удерживать отходы в течение 10000 лет;

упаковка обеспечивает изоляцию отходов в период от 300 до 1000 лет;

количество радионуклида, вынужденно покинувшего инженерную систему защиты, не должно превышать одну десятичную часть в год для каждого радионуклида после захоронения;

скорость прохождения подземных вод от могильника до экосферы не должна превышать 10 км за 1000 лет;

система инженерных барьеров должна быть спроектирована таким образом, чтобы отходы можно было извлекать в течение 50 лет после начала содержания.

Исследования, проведенные в процессе строительства могильника, показали, что принятая при проектировании модель интерпретации силикат-карбонатных образований горы Юсса противоречит результатам экспериментальных исследований. Была выдвинута новая гидрогеологическая модель, согласно которой зона аэрации горы в течение 20 тыс. – 10 млн лет неоднократно подтоплялась термальными водами. В связи с этим возникла проблема геологической пригодности площадки для строительства этого могильника ВАО. Таким образом, после 10 лет работ и затраты 2,5 млрд дол. в результате проведенных исследований и получен-

ных новых данных темпы работ по строительству могильника, который планировали завершить к 2010 г., резко упали.

Наиболее часто обсуждаемой возможностью захоронения РАО является захоронение на дне океана. Глубоководное дно океана покрыто слоем отложений, который можно использовать для окончательной закладки отходов. Отходы помещаются в стальные барабаны сферической формы с двойными стенками, позволяющими выдержать давление до 10 МПа, и заливаются бетоном. Морская вода через сотни лет может разъесть оболочку и начнет выщелачивать радиоактивные элементы. Однако предполагается, что сами отложения сорбируют продукты деления и тем самым препятствуют их попаданию в океан. Кроме того, образующееся количество радиоактивных материалов мало по сравнению с природными радиоактивными элементами, растворенными в самом океане. Расчеты показывают, что даже при разрушении оболочки контейнера в момент его попадания в слой отложений диспергирование радиоактивных отходов произойдет не ранее чем через 100 лет.

Рассматриваются возможности окончательного захоронения РАО в ледовых формациях или удаление их в космос с последующим сгоранием около Солнца.

В последнее время исследуется возможность трансмутации высокоактивных элементов РАО в короткоживущие или стабильные изотопы посредством их облучения в специальных ускорителях и ядерных реакторах.

4.4. Переработка жидких САО и НАО

К САО относятся растворы экстракционных циклов (кроме первого цикла), конденсат и пар, получаемый при выпаривании ВАО и НАО. Основная идея переработки САО – перевести их из жидкой фазы в твердую. Для этого производят осаждение и удаление САО путем отстаивания и фильтрации с применением коагулянтов. Затем производится очистка оставшегося раствора на ионно-обменных смолах. Имобилизация отходов производится путем битуминизации или цементирования (т.е. включение САО в состав бетона) с последующим помещением массы в специальные контейнеры. При временном хранении контролируется температура массы, которая не должна превышать 60 °С. Битуминизация пригодна для любых химических форм САО (соли, гидроокиси, органиче-

ские соединения), битум обладает хорошей радиационной стойкостью и достаточно слабым выщелачиванием (10^{-6} – 10^{-4} г/(см²·сут)). К недостаткам битума следует отнести его горючесть и размягчение при нагреве.

Таких недостатков лишен бетон, но он не обладает химической стойкостью по отношению к воде и, следовательно, не имеет достаточно высокую степень выщелачивания (10^{-3} – 10^{-2} г/(см²·сут)). Химическая стойкость бетона может быть существенно повышена пропиткой цемента специальными органическими соединениями.

4.5. Переработка твердых НАО

В ядерной промышленности также образуется большое количество разнообразных твердых отходов с низким уровнем радиоактивности. К ним можно отнести:

- нерастворившиеся оболочки твэлов;
- ионно-обменные смолы;
- конструкционные материалы;
- мусор, строительные материалы, спецодежда и т.д.

При переработке твердых НАО их сжигают в специальных установках на площадках АЭС, затем прессуют, помещают в специальные контейнеры с последующим захоронением. Захоронение производится на специальных площадках в траншеях глубиной не менее одного метра. Измерения в таких районах показали, что радиологическая опасность их пренебрежимо мала.

Особая технология используется при переработке нерастворившихся оболочек твэлов, которую можно разбить на пять этапов:

- 1) временное хранение в бетонных бункерах под слоем воды (из-за возможности возгорания циркония на воздухе);
- 2) химическая обработка плавиковой кислотой при повышенной температуре ~ 600 °С, при этом на поверхности образуются рыхлые пленки с повышенным содержанием α -активных трансурановых изотопов, затем эти пленки удаляются;
- 3) прессование или оплавление оболочек в слитки в специальных электропечах;
- 4) цементирование;
- 5) контейнеризация и захоронение.

Для циркониевых оболочек (несмотря на их высокую активность) считается перспективной регенерация и очистка циркония с целью его дальнейшего использования. В любом случае через

50 лет удельная радиоактивность циркония снижается до приемлемого уровня $2 \cdot 10^{-9}$ Ки/кг, ниже которого материал считается нерадиоактивным.

4.6. Упаковка РАО

Упаковка РАО предназначена:

для временного хранения отходов в наземном инженерном сооружении;

для транспортирования отходов по территории предприятия или за его пределами в составе транспортного упаковочного комплекта (ТУК) или без него;

для длительного хранения в инженерных сооружениях или захоронения отходов.

Упаковка РАО может быть предназначена для всех перечисленных стадий в целом или для временного хранения и транспортирования, или только для хранения и захоронения.

В России для отходов низкой и средней активности разработан и серийно выпускается невозвратный железобетонный защитный контейнер НЗК-150-1,5П [2]. Контейнер рассчитан не только на хранение, но и на длительное захоронение РАО.

Контейнер можно использовать в диапазоне температур от -50 до $+100$ °С при относительной влажности до 80 %. Срок его службы в условиях временного хранения на площадках атомных станций – не менее 50 лет. При захоронении в приповерхностных или подземных региональных хранилищах (могильниках) контейнер обеспечивает надежную изоляцию отходов в течение 300 лет.

Применение НЗК повысит безопасность хранения отходов. При изготовлении оболочки контейнера используется специальный цементный состав, предотвращающий миграцию радионуклидов в окружающую среду.

Контейнер рассчитан на $1,5 \text{ м}^3$ твердых РАО или $1,15 \text{ м}^3$ РАО в виде солевого расплава. РАО можно размещать различными способами – в первичных упаковках, в металлических бочках, даже навалом (в этом случае содержимое контейнера заливают цементом). Заполненный контейнер герметизируется. Таким образом, использование НЗК повысит безопасность и упростит как технологии обращения с РАО (в том числе на стадии погрузочно-разгрузочных работ), так и конструкции хранилищ и могильников.

4.7. Безопасность при снятии АЭС с эксплуатации

Важное место в вопросе захоронения отходов занимает декомиссование (вывод из эксплуатации) ядерных установок. Этот процесс состоит из пяти стадий. На первой стадии (консервации) прекращается коммерческая эксплуатация энергоблока с переводом его в ремонтное состояние по программе полной выгрузки ядерного топлива и подготовке оборудования и систем к обследованию их состояния. В этот период выполняется консервация технологического оборудования и дезактивация, сбор и концентрирование жидких РАО. Длительность данного этапа составляет от 2 до 6 месяцев.

Вторая стадия декомиссования – временная выдержка (консервация) энергоблока. На этом этапе реализуются режимные мероприятия, обеспечивающие безопасность остановленного энергоблока для персонала и для окружающей среды на последующий длительный период. В этот период завершается вывоз ОЯТ, заканчивается строительство и ввод в эксплуатацию дополнительных сооружений для хранения РАО, завершаются дезактивационные работы, вводятся жесткая система радиационного контроля и физической защиты зданий и сооружений. Работы данного этапа занимают 3 – 5 лет.

На третьей стадии выдержки энергоблока в безопасном состоянии на реакторном и другом радиоактивном оборудовании работы по демонтажу не ведутся. Это оборудование остается в течение длительного времени, необходимого для распада остатков радиоактивных веществ.

Частичный и полный демонтаж оборудования энергоблоков и захоронение реакторной части происходит на четвертом этапе. Вначале демонтируется все оборудование и трубопроводы, которые не могут быть использованы и не требуют специальных технологий и специальных мер для выполнения демонтажа и транспортных операций. После завершения периода выдержки все радиоактивное оборудование подлежит полному демонтажу и транспортировке в специальные долговременные хранилища. Корпуса реакторов и внутрикорпусные устройства могут быть забетонированы в шахте реактора.

На последнем этапе происходит полная ликвидация энергоблока. Основная задача данного этапа – ликвидация энергоблока и восстановление территории промплощадки, а также наземных и

водных экосистем до уровня, позволяющего использовать эту территорию для других целей и обеспечивающего безопасное природопользование и проживание населения.

Поскольку в России все действующие АЭС – многоблочные, то полная ликвидация одного энергоблока не позволяет возвратить площадку для использования в других целях. Поэтому вопрос о полной ликвидации энергоблоков должен рассматриваться в особых случаях и решаться комплексно в увязке с перспективой дальнейшего существования других энергоблоков этой АЭС.

Контрольные вопросы к гл. 4

1. По каким признакам классифицируются РАО?
2. Какие типы ВАО существуют?
3. Расскажите об основных этапах технологической схемы переработки ВАО.
4. Какие меры контроля осуществляют при хранении выпаренных ВАО?
5. Почему основными матричными композициями для промышленной иммобилизации ВАО являются неорганические стекла?
6. Расскажите об одно- и двухстадийной технологиях отверждения жидких РАО, перечислите их достоинства и недостатки.
7. Какие новые технологии разработаны в настоящее время для иммобилизации РАО? Какие они имеют преимущества по сравнению с традиционными технологиями?
8. Как осуществляется хранение отвержденных РАО?
9. Каким требованиям должны удовлетворять кондиционированные отходы для приповерхностного захоронения и для захоронения в глубокие геологические формации?
10. Какие основные геологические формации для окончательного захоронения РАО предполагается использовать в настоящее время? Расскажите о достоинствах и недостатках этих формаций для захоронения РАО.
11. Как осуществляется переработка жидких САО и НАО?
12. Расскажите об основных этапах вывода из эксплуатации ЯЭУ.

ГЛАВА 5. НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ ОХЛАЖДЕНИЯ РАО И ОЯТ

5.1. Система охлаждения бассейна выдержки и перегрузки ОТВС

Система охлаждения бассейна выдержки и перегрузки ОТВС предназначена для отвода остаточных тепловыделений отработавшего топлива, хранящегося в бассейне выдержки, а также топлива, поступающего в бассейн выдержки в период полной ревизии главного циркуляционного контура, в том числе при аварийной выгрузке топлива из АЗ. Система охлаждения бассейна выдержки является системой нормальной эксплуатации, важной для безопасности. Система в части трубопровода аварийной подпитки бассейна выдержки является системой безопасности, выполняющей защитные функции.

Система функционирует во всех режимах нормальной эксплуатации, включая пуск и останов блока, обеспечивая охлаждение топлива, находящегося в бассейне, а также в аварийных режимах, за исключением режимов с разрывом трубопроводов первого или второго контура в пределах герметичной оболочки, приводящих к росту давления в оболочке и срабатыванию локализующей арматуры. При длительном хранении топлива достаточно работы одного насоса охлаждения бассейна выдержки для обеспечения требуемой температуры воды 50 °С. Наличие в проекте трех насосов позволяет один из насосов держать в работе, второй – в резерве, третий может ремонтироваться. Это относится и к теплообменному оборудованию.

В период планово-предупредительного ремонта в бассейн выдержки может быть полностью выгружено топливо из АЗ. В этом случае для обеспечения требуемой температуры воды 70 °С в работе находятся два канала, третий канал – в резерве. При полной выгрузке АЗ должны быть работоспособны три канала системы охлаждения.

При возникновении аварий с разрывом трубопроводов первого или второго контура в пределах герметичной оболочки, вызываю-

щих срабатывание локализирующей арматуры, циркуляция охлаждающей воды прекращается. В бассейне наблюдается рост температуры вплоть до температуры кипения. Для компенсации испарения воды предусматривается подпитка из бака-приямка, для чего предусмотрена линия аварийной подпитки от спринклерных насосов. Аварийная подпитка может быть использована также в случаях отказа по каким-либо причинам системы штатной подпитки бассейна.

После снижения давления в герметичной оболочке локализирующая арматура может быть открыта, и введена в работу штатная схема охлаждения бассейна выдержки.

На напорных и всасывающих магистралях установлены по две локализирующих быстродействующих задвижки в пределах и за пределами герметичной оболочки. Для предотвращения переполнения бассейна в каждом из его отсеков установлено по два перелива: один соответствует уровню воды при длительном хранении топлива, а второй – уровню воды при перегрузке топлива. В случае потери электропитания предусмотрена запитка насосов от источника надежного электропитания. Заполнение системы производится совместно с заполнением бассейна выдержки борированной водой с концентрацией борной кислоты не менее 16 г/кг.

Пример 5.1. После перегрузки топливных сборок реактора LWR и их удаления из реактора они установлены в бассейне охлаждения. В бассейне расположено $m = 25$ т топлива, ширина бассейна $h = 10$, длина $l = 20$ и глубина $d = 10$ м. После 1 месяца выдержки происходит прекращение нормальной подачи воды в бассейн. Оценить, через какое время τ уровень воды понизится на 0,5 м из-за выпаривания. Начальная температура воды $T_0 = 25$ °C, удельная теплоемкость $c_p = 4,18$ кДж/(кг·K), скрытая теплота парообразования $r = 2,25$ МДж/кг и плотность воды $\rho = 1000$ кг/м³.

Решение. Мощность тепловыделения на 1 т отработанного топлива в различных типах реакторов в зависимости от времени выдержки представлена на рис. 5.1 [3].

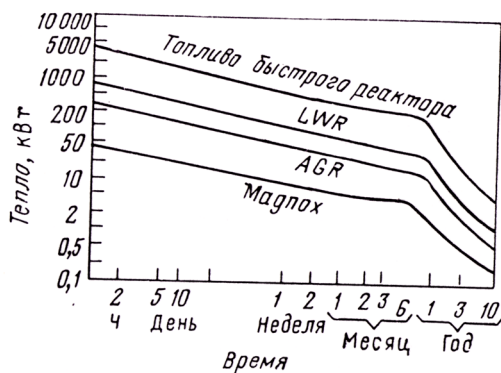


Рис. 5.1. Остаточное тепловыделение из тонны ОЯТ в зависимости от времени выдержки

Ясно, что чем выше энергонапряженность реактора, тем больше мощность тепловыделения в ОЯТ и тем дольше идет процесс распада до низких уровней.

Как видно из рисунка, мощность остаточного тепловыделения топлива реактора LWR после 1 месяца выдержки составит примерно 70 кВт/т ОЯТ. Полная мощность тепловыделения $Q = m \cdot 70 \text{ кВт/т} = 1750 \text{ кВт}$. Время τ_3 , необходимое для достижения температуры насыщения воды, определяется по формуле:

$$\tau_3 = \frac{h \cdot d \cdot l \cdot \rho \cdot c_p \cdot (100 - T_0)}{Q} \approx 100 \text{ ч.} \quad (5.1)$$

Время τ_n , необходимое для испарения слоя воды толщиной 0,5 м за счет выпаривания, рассчитывается как

$$\tau_n = \frac{0,5 \cdot h \cdot l \cdot \rho \cdot r}{Q} \approx 36 \text{ ч.} \quad (5.2)$$

Таким образом, общее время, необходимое для снижения уровня воды на 0,5 м, составит $\tau = \tau_z + \tau_n \approx 136$ ч или 5,7 дн.

Задача 5.1. Повторить расчеты в предположении, что подача воды прекратилась через неделю после того, как топливо было помещено в бассейн.

Пример 5.2. Найти максимально возможную плотность теплового потока с поверхности ОТВС, погруженной в бассейн выдержки с водой под атмосферным давлением.

Решение. Максимально возможная плотность теплового потока q в данном случае будет определяться значением первой критической плотности теплового потока $q_{кр1}$. Если значение q превысит $q_{кр1}$, то на поверхности ОТВС произойдет переход от пузырькового режима кипения к пленочному. Переход от одного режима к другому имеет все черты кризисного явления и сопровождается коренным изменением гидродинамической и тепловой обстановки процесса охлаждения поверхности нагрева. В условиях $q = \text{const}$ уже небольшое превышение плотности теплового потока над его критическим значением $q_{кр1}$ приводит к резкому увеличению температуры поверхности. При этом скачок температуры может быть настолько велик, что заканчивается пережогом поверхности нагрева.

Согласно гидродинамической модели кризиса кипения, предложенной С.С. Кутателадзе, причина кризиса при кипении – значительное ограничение доступа охлаждающей жидкости к отдельным участкам поверхности нагрева при достижении определенной скорости парообразования. Для большого объема насыщенной жидкости с малой вязкостью при свободной конвекции С.С. Кутателадзе [4] получил выражение

$$q_{кр1} = kr \sqrt{\rho''} \cdot \sqrt[4]{g\sigma(\rho - \rho'')}, \quad (5.3)$$

где значение константы $k \approx 0,14$; ρ'' – плотность паровой фазы; σ – коэффициент поверхностного натяжения. Для воды под атмосферным давлением $\sigma = 5,89 \cdot 10^{-2}$ Н/м, $\rho'' = 0,6$ кг/м³, тогда в результате расчета получим, что значение $q_{кр1} \approx 1,2 \cdot 10^6$ Вт/м².

Пример 5.3. Сразу после выгрузки ОТВС из АЗ реактора ВВЭР тепловыделение в нем составляет 1000 кВт на тонну топлива. Определить плотность теплового потока с поверхности твэла и сравнить ее со значением $q_{кр1}$. В расчетах принять: диаметр твэла $D = 9 \cdot 10^{-3}$ м, плотность топлива $\rho = 9 \cdot 10^3$ кг/м³.

Решение. Полная мощность тепловыделения в твэле $Q = m \cdot 1000$ кВт/т. Масса топлива в твэле $m = \rho \cdot \pi \cdot D^2 \cdot l / 4$, где l – длина твэла. Плотность теплового потока с поверхности твэла $q = Q / (\pi \cdot D \cdot l) = 1000 \cdot \rho \cdot D / 4 = 2,03 \cdot 10^4$ Вт/м², что существенно меньше, чем значение первой критической плотности теплового потока $q_{кр1}$.

Стоит отметить, что водяные бассейны удобны для хранения топлива водоохлаждаемых реакторов, но они могут оказаться неподходящими для топлива с оболочкой, приспособленной для эксплуатации в газовой среде. Например, хранение топлива реактора Magnox в бассейне с водой в течение длительного периода времени приводит к возникновению медленной химической реакции между оболочкой из магниевого сплава и водой. Эта реакция вызывает выделение водорода и образование опасного осадка, состоящего из радиоактивного гидроксида магния. В случае сильной коррозии оболочки ПД могут проникать из топлива в бассейн выдержки и вызывать загрязнение окружающей среды. Однако при хорошем оборудовании и обслуживании бассейнов выдержки (включая специальную герметизацию поврежденных твэлов) эти последствия могут быть сведены к минимуму.

5.2. Тепловые потери из транспортного контейнера

Пример 5.4. Цилиндрический контейнер для транспортировки ОТВС теплового реактора на перерабатывающий завод должен быть спроектирован таким образом, чтобы его температура поверхности не превышала температуру окружающей среды более чем на 10 °С. Внешний диаметр контейнера $D = 1$ м, высота $H = 3$ м, масса ОТВС $m = 300$ кг, мощность тепловыделения 3 Вт/кг ОТВС, коэффициент теплоотдачи между поверхностью контейнера, оребренной поверхностью и воздухом, составляет $\alpha = 7$ Вт/(м²·К). Если охлаждение недостаточно, рассчитать число

вертикальных ребер длиной 3 м и высотой $\delta = 0,1$ м, которые необходимо прикрепить к внешней поверхности для требуемого охлаждения.

Решение. Полная мощность тепловыделения в контейнере $Q = m \cdot 3 \text{ Вт/кг} = 900 \text{ Вт}$. Площадь поверхности $S = \pi \cdot D \cdot H = 9,42 \text{ м}^2$. Плотность теплового потока с единицы теплоотдающей поверхности $q = Q/S = 95,54 \text{ Вт/м}^2$. Температурный напор между поверхностью контейнера и воздухом $\Delta T = q/\alpha = 13,65 \text{ К}$, что является выше допустимого значения. При заданном температурном напоре $\Delta T_m = 10 \text{ К}$ с поверхности контейнера можно снять $Q_m = \alpha \cdot \Delta T_m \cdot S = 659,4 \text{ Вт}$. Таким образом, требуется дополнительная поверхность для охлаждения $S_d = (Q - Q_m)/(\alpha \cdot \Delta T_m) = 3,44 \text{ м}^2$. Теплоотдающая поверхность одного ребра (без учета торцевой площади) $S_p = 2 \cdot \delta \cdot H = 0,6 \text{ м}^2$. Следовательно, установки дополнительных шести ребер будет достаточно для поддержания нужного перепада температуры между окружающей средой и поверхностью контейнера.

Задача 5.2. Транспортный контейнер, описанный в примере, предназначается для перевозки ОТВС с мощностью тепловыделения 10 Вт/кг. Температура внешней поверхности контейнера не должна превышать температуру окружающей среды более чем на 15 °С, коэффициент теплоотдачи между поверхностью контейнера, оребренной поверхностью и воздухом, составляет $\alpha = 10 \text{ Вт/(м}^2 \cdot \text{К)}$. Потребуется ли дополнительные ребра и сколько?

5.3. Долговременное хранение ОЯТ и РАО

ОЯТ может выдерживаться под водой в бассейнах выдержки в течение 10 или более лет. С одной стороны, возможно продолжать хранение ОЯТ под водой с применением дополнительных оболочек для предотвращения распространения заражения в больших объемах водяных хранилищ. С другой стороны, может быть принята и система сухого хранения. В этом случае ОТВС помещают в высокопрочные металлические контейнеры и располагают их внутри бетонных бочек, имеющих индивидуальную защиту. Эти бочки размещаются на открытом воздухе, хранение в этих бочках может

продолжаться в течение 50 – 100 лет, пока уровень радиации и тепловыделения постепенно не спадет до приемлемого уровня. Хранение на поверхности земли в течение длительного периода времени является предпочтительным, так как легко организовать постоянные проверки и контроль над контейнерами. После уменьшения мощности тепловыделения и уровня радиации может быть рассмотрено долговременное захоронение ОЯТ внутри геологических формаций или осуществлена их переработка.

Пример 5.5. Металлический контейнер с ОЯТ в форме цилиндра радиусом R_1 , высотой H и мощностью тепловыделения Q помещен в бетонную бочку с внутренним радиусом R_2 (рис. 5.2). Предполагается, что все тепло, переданное излучением от контейнера на бетонную защиту, отводится конвекцией воздушного потока. Разработать методику расчета температуры поверхности контейнера и бетонной бочки в зависимости от мощности тепловыделения Q . Температура окружающего воздуха – T_0 .

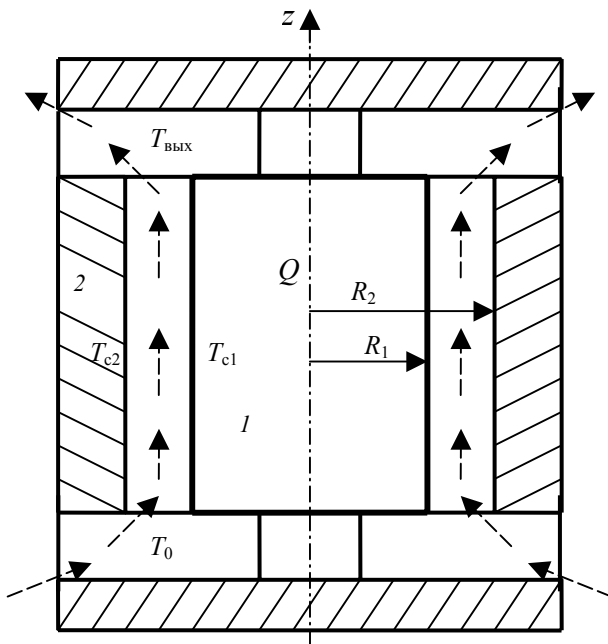


Рис. 5.2. Хранение отходов в запечатанных емкостях:
1 – металлический контейнер с РАО; 2 – бетонный бочонок

Решение. В стационарных условиях охлаждения для конвективного потока охлаждающего воздуха выполняется уравнение теплового баланса

$$Q = G \cdot c_p \cdot (T_{\text{вых}} - T_0) = 2G \cdot c_p \cdot (T_{\text{ср}} - T_0), \quad (5.4)$$

где G , c_p – массовый расход воздуха в кольцевом канале и его теплоемкость $c_p \approx 1000$ Дж/(кг·К), а $T_{\text{ср}} = 0,5 \cdot (T_0 + T_{\text{вых}})$. Для нахождения расхода воздуха в канале G нужно движущий напор давления ΔP_d приравнять к перепаду давления за счет сил трения ΔP_t . Движущий напор можно рассчитать по формуле

$$\Delta P_d = g \cdot H \cdot (\rho(T_0) - \rho(T_{\text{ср}})), \quad (5.5)$$

где $\rho(T_0)$ и $\rho(T_{\text{ср}})$ – плотности воздуха при температуре T_0 и среднеарифметической температуре воздуха в канале $T_{\text{ср}}$ соответственно. Используя для воздуха уравнение состояния идеального газа, выражение (5.5) можно переписать в виде

$$\Delta P_d = \frac{g \cdot H \cdot P_0 \cdot M}{R} \left(\frac{T_{\text{ср}} - T_0}{T_{\text{ср}} \cdot T_0} \right), \quad (5.6)$$

где P_0 – атмосферное давление; молярная масса воздуха $M \approx 29$ г/моль; $R = 8,31$ Дж/(моль·К) – газовая постоянная.

Перепад давления ΔP_t можно вычислить по формуле Дарси

$$\Delta P_t = \xi \cdot \frac{H}{d_\Gamma} \cdot \frac{G^2}{2\rho(T_{\text{ср}})S_\Pi^2}, \quad (5.7)$$

где $S_\Pi = \pi \cdot (R_2^2 - R_1^2)$ – проходное сечение канала; $d_\Gamma = 4 \cdot S_\Pi / 2\pi(R_2 + R_1) = 2 \cdot (R_2 - R_1)$ – эквивалентный гидравлический диаметр кольцевого канала; коэффициент гидравлического сопротивления трением для турбулентного потока $\xi = 0,316/\text{Re}^{0,25}$;

($Re = G \cdot d_{\Gamma} / (v(T_{cp}) \cdot \rho(T_{cp}) \cdot S_{\Pi})$ – число Рейнольдса; v – кинематическая вязкость воздуха).

С учетом формул (5.6) и (5.7) для расхода воздуха G получим формулу:

$$G = \left[\frac{2g \cdot d_{\Gamma}^{\frac{5}{4}}}{0,316v^{\frac{1}{4}}(T_{cp})} \cdot \frac{T_{cp} - T_0}{T_0} \right]^{\frac{4}{7}} \cdot \frac{P_0 \cdot M}{R \cdot T_{cp}} \cdot S_{\Pi}. \quad (5.8)$$

Совместное решение уравнений (5.4) и (5.8) при заданном Q позволяет определить среднюю температуру T_{cp} и массовый расход воздуха через кольцевой канал контейнера G . Для нахождения этих величин можно применить следующий итерационный процесс: зададим $T_{cp(1)}$ – начальное значение для первой итерации, из (5.8) находим расход G_1 , затем из (5.4) для найденного расхода G_1 и заданного тепловыделения Q определяем $T_{cp(2)}$ – для второй итерации и т.д. Расчет можно прекратить, когда $|T_{cp(i+1)} - T_{cp(i)}| < \varepsilon$, где ε – заданная точность расчета средней температуры воздуха T_{cp} .

Из формулы (5.8) также следует, что среднюю скорость циркуляции воздуха в канале w можно рассчитать как:

$$w = \left[\frac{2g \cdot d_{\Gamma}^{\frac{5}{4}}}{0,316v^{\frac{1}{4}}(T_{cp})} \cdot \frac{T_{cp} - T_0}{T_0} \right]^{\frac{4}{7}}. \quad (5.9)$$

Для нахождения температуры контейнера и бетонной бочки запишем уравнение теплового баланса в предположении, что поверхности контейнера и бетонной бочки – изотермические и находятся при температурах T_{c1} и T_{c2} соответственно. Тогда для контейнера получим

$$Q = 2\pi \cdot H \cdot (R_1 \cdot \alpha \cdot (T_{c1} - T_{cp}) + \varepsilon \cdot \sigma \cdot (R_1 \cdot T_{c1}^4 - R_2 \cdot T_{c2}^4)), \quad (5.10)$$

где первое слагаемое описывает конвективный теплообмен в потоке воздуха, второе слагаемое – лучистый теплообмен между контейнером и бетонной стенкой (ε – степень черноты, σ – постоянная Стефана–Больцмана $5,67 \cdot 10^{-8} \text{ Вт}/(\text{К}^4 \cdot \text{м}^2)$). Для бетонной стенки уравнение баланса запишем в виде

$$\alpha \cdot R_2 \cdot (T_{c2} - T_{cp}) = \varepsilon \cdot \sigma \cdot (R_1 \cdot T_{c1}^4 - R_2 \cdot T_{c2}^4). \quad (5.11)$$

Коэффициент теплоотдачи α находится из соотношения

$$\text{Nu} = C \cdot \text{Re}^n \text{Pr}^m, \quad (5.12)$$

где число Нуссельта $\text{Nu} = \alpha \cdot d_T / \lambda$ (λ – теплопроводность воздуха) и число Прандтля $\text{Pr} = \nu \cdot \rho \cdot c_p / \lambda$ также определяются при средней температуре воздуха T_{cp} . Значения коэффициента C и показателей степеней n и m в зависимости от числа Рейнольдса Re приведены в табл. 5.1.

Таблица 5.1

**Значение константы C и показателей степеней n и m
в формуле (5.12) от числа Рейнольдса**

Число Рейнольдса Re	C	n	m
10–40	0,76	0,4	0,37
40– 10^3	0,52	0,5	0,37
10^3 – $2 \cdot 10^5$	0,26	0,6	0,37
$2 \cdot 10^5$ – 10^7	0,023	0,8	0,40

Решая уравнения (5.10) – (5.12), можно найти температуры T_{c1} и T_{c2} .

В заключение найдем также и распределение температуры воздуха по высоте контейнера $T_B(z)$. Для этого запишем уравнение теплового баланса для движущегося потока воздуха:

$$\alpha \cdot 2\pi \cdot R_1 (T_{c1} - T_B(z)) + \alpha \cdot 2\pi \cdot R_2 (T_{c2} - T_B(z)) = G \cdot c_p \frac{dT_B(z)}{dz}. \quad (5.13)$$

Решение дифференциального уравнения (5.13) при постоянной теплоемкости с граничным условием $T_B(z = 0) = T_0$ запишется в виде

$$T_B(z) = \frac{a}{b} + \left(T_0 - \frac{a}{b} \right) \cdot e^{\frac{b}{G \cdot c_p} z}, \quad (5.14)$$

где $a = 2\pi \cdot \alpha \cdot (R_1 T_{c1} + R_2 T_2)$, $b = 2\pi \cdot \alpha \cdot (R_1 + R_2)$.

Задача 5.3. Провести расчет температур поверхности контейнера, бетонной бочки и воздуха в зависимости от тепловыделения Q для случая $R_1 = 0,25$ м, $R_2 = 0,4$ м, $H = 1$ м, степень черноты $\varepsilon = 0,8$, температура окружающего воздуха $T_0 = 300$ К. Определить среднюю скорость циркуляции воздуха в канале. Теплофизические свойства сухого воздуха приведены в табл. 5.2.

Таблица 5.2

Теплофизические свойства сухого воздуха

$T, ^\circ\text{C}$	$\nu \cdot 10^6, \text{ м}^2/\text{с}$	$\lambda, \text{ Вт}/(\text{м} \cdot \text{К})$	Pr
10	14,16	0,025	0,705
20	14,87	0,026	0,712
30	15,79	0,027	0,699
35	16,58	0,027	0,699
40	16,96	0,028	0,699
45	17,55	0,028	0,698
50	17,92	0,028	0,698
55	18,56	0,029	0,697
60	18,97	0,029	0,696
65	19,54	0,029	0,695
70	20,02	0,030	0,694
75	20,63	0,030	0,693
80	21,09	0,031	0,692
85	21,70	0,031	0,691
90	22,10	0,031	0,690
100	23,13	0,032	0,688
110	24,29	0,032	0,687
120	25,45	0,033	0,686

5.4. Охлаждение бака для хранения жидких РАО

Пример 5.6. В металлической канистре в форме цилиндра высотой $H = 1$ м и радиусом $R = 0,25$ м находятся жидкие РАО с мощностью тепловыделения Q . Определить температуру поверхности канистры в зависимости от Q . Найти максимальное тепловыделение Q_m , при котором жидкость в канистре не закипит. Температура окружающего воздуха $T_0 = 300$ К.

Решение. Теплоотдача с поверхности бака осуществляется за счет естественной конвекции воздуха и излучением, тогда общая тепловая мощность Q_c представляется в виде суммы $Q_c = Q_{\text{и}} + Q_{\text{к}}$, где $Q_{\text{и}}$ – мощность тепловыделения, переданного в окружающую среду за счет излучения, а $Q_{\text{к}}$ – за счет естественной конвекции воздуха. Мощность $Q_{\text{и}}$ можно определить по закону Стефана–Больцмана (ε – степень черноты канистры $\approx 0,8$). Считая, что теплообмен осуществляется с боковой и верхней торцевой поверхности бочки, получим:

$$Q_{\text{и}} = \varepsilon \cdot \sigma \cdot \pi \cdot R(2H + R) \cdot (T_c^4 - T_0^4). \quad (5.15)$$

Конвективную составляющую тепловой мощности $Q_{\text{к}}$ представим в виде суммы мощностей с боковой и торцевой поверхностей канистры:

$$Q_{\text{к}} = \alpha_{\text{т}} \cdot \pi \cdot R^2 (T_c - T_0) + \alpha_{\text{б}} \cdot 2\pi \cdot R \cdot H \cdot (T_c - T_0). \quad (5.16)$$

Коэффициент теплоотдачи в режиме естественной конвекции принято определять по формуле:

$$\text{Nu} = C \cdot \text{Ra}^n, \quad (5.17)$$

где число Нуссельта $\text{Nu} = \alpha \cdot d / \lambda$; число Рэлея $\text{Ra} = g \cdot \beta \cdot (T_c - T_0) \cdot d^3 / (\nu \cdot a)$; β – коэффициент объемного расширения воздуха ($\beta \approx 1/T$), $a = \lambda / (c_p \cdot \rho)$ – коэффициент температуропроводности воздуха, а теплоемкость воздуха $c_p \approx 1000$ Дж/(кг·К). При

расчете по формуле (5.17) все теплофизические свойства берутся при средней температуре воздуха $T_{\text{ср}} = 0,5 \cdot (T_0 + T_c)$ из табл. 5.2.

В качестве характерного размера d в числах Нуссельта и Рэлея используются для боковой поверхности высота H , а для торцевой $d = R/2$. В формуле (5.16) коэффициент C и показатель степени n зависят от числа Рэлея и равны $C = 0,54$ и $n = 1/4$ при $2 \cdot 10^7 > Ra > 500$, $C = 0,135$ и $n = 1/3$, если $Ra \geq 2 \cdot 10^7$.

На рис. 5.3 представлены результаты расчета температуры канистры от мощности тепловыделения Q_c и доли тепла излучением $Q_{\text{и}}$ и $Q_{\text{к}}$. Как видно из рисунка, доли тепла $Q_{\text{и}}$ и $Q_{\text{к}}$ вплоть до температуры 100°C практически совпадают.

На основании проделанного расчета можно также сделать вывод о том, что мощность тепловыделения в канистре не должна превышать 5 кВт. В противном случае жидкие РАО могут закипеть, что приведет к неконтролируемому росту давления внутри объема канистры.

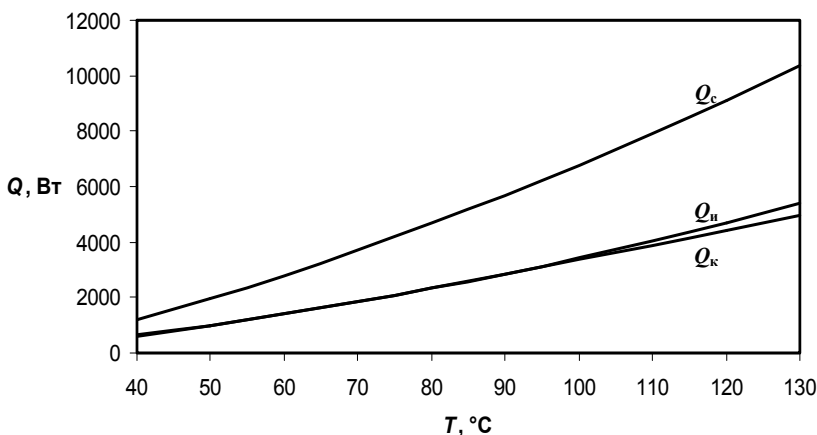


Рис. 5.3. Зависимость температуры канистры с жидкими радиоактивными отходами ЖРО от мощности тепловыделения

Задача 5.4. Провести расчет температуры поверхности канистры в зависимости от тепловыделения Q для случая $R = 0,25$ м, $H = 1,5$ м, степень черноты $\varepsilon = 1$, температура окружающего воздуха $T_0 = 300$ К.

Задача 5.5. Для условий задачи 5.4 провести расчет для случая, когда бочка лежит на боковой поверхности.

Пример 5.7. ЖРО с высоким уровнем остаточного тепловыделения хранятся в цилиндрической емкости диаметром $D = 6$ м. Уровень жидкости в баке составляет $H = 5$ м. Тепло, выделяемое при распаде продуктов деления, отводится водой, циркулирующей по тонкостенному змеевику из нержавеющей стали с внешним диаметром $d = 10$ см. Змеевик погружен в ЖРО. Вода попадает в змеевик при температуре $T_0 = 20$ °С и выходит при $T_B = 25$ °С. Объемная мощность тепловыделения в ЖРО $q_v = 14$ кВт/м³. Для минимизации коррозии температура отходов должна составлять не более $T_m = 35$ °С. Рассчитайте расход воды через змеевик и его длину.

Решение. Объем ЖРО (пренебрегая объемом змеевика) $V = \pi D^2 H / 4 = 141,4$ м³. Мощность тепловыделения в емкости $Q = q_v \cdot V = 1,98$ МВт. Расход воды в змеевике $G = Q / c_p \cdot (T_B - T_0) = 94,74$ кг/с. Уравнение теплового баланса для стационарного режима охлаждения запишем в виде

$$Q = \pi \cdot d \cdot l \cdot \alpha \cdot \Delta T_m, \quad (5.18)$$

где l – длина змеевика; α – коэффициент теплоотдачи между отходами и водой в змеевике; $\Delta T_m = T_m - 0,5(T_B + T_0) = 12,5$ °С – средний перепад температуры между охлаждающей водой и жидкими отходами. Для нахождения коэффициента теплоотдачи от отходов к воде воспользуемся соотношением (5.17), поскольку основным механизмом передачи тепла будет являться естественная конвекция. Будем предполагать, что теплофизические свойства ЖРО в емкости близки к теплофизическим свойствам воды. Из таблиц теплофизических свойств воды для средней температуры $T_m = 35$ °С получим: $\beta = 3 \cdot 10^{-4}$ К⁻¹, $\nu = 7,2 \cdot 10^{-7}$ м²/с, $\rho = 10^3$ кг/м³, $\lambda = 0,62$ Вт/(м·К), $c_p = 4,18 \cdot 10^3$ Дж/(кг·К), $a = \lambda / (c_p \cdot \rho) = 1,48 \cdot 10^{-7}$ м²/с. Вычислим число Рэлея $Ra = g \cdot \beta \cdot \Delta T_m \cdot d^3 / (\nu \cdot a) = 3,53 \cdot 10^7$, тогда число Нуссельта Nu определяется по формуле:

$$Nu = 0,135 \cdot Ra^{1/3}, \quad (5.19)$$

Коэффициент теплоотдачи $\alpha = \text{Nu} \cdot \lambda / d \approx 590 \text{ Вт}/(\text{м}^2 \cdot \text{К})$, из уравнения теплового баланса (5.18) для длины змеевика получим, что $l = Q/(\pi \cdot d \cdot \alpha \cdot \Delta T_{\text{м}}) = 1,98 \cdot 10^6 / (3,14 \cdot 0,1 \cdot 590 \cdot 12,5) = 855,02 \text{ м}$.

Задача 5.6. Для емкости, описанной выше, рассчитайте объем, занимаемый змеевиком, и скорректируйте вычисления, учитывая этот объем.

5.5. Потери тепла захороненного блока с РАО

Пример 5.8. Активные отходы с перерабатывающего завода были остеклованы в виде цилиндров радиусом $R = 0,15 \text{ м}$. Тепловыделение в цилиндрах за счет распада продуктов деления составляет $q_l = 1 \text{ кВт}/\text{м}$, теплопроводность стекла $\lambda = 3 \text{ Вт}/(\text{м} \cdot \text{К})$. Определить перепад температуры между центром и поверхностью цилиндра.

Решение. Найдем объемное тепловыделение в цилиндре $q_v = q_l / (\pi \cdot R^2) = 14,15 \text{ кВт}/\text{м}^3$. Рассмотрим поперечное сечение цилиндра (рис. 5.4). В стационарном режиме вся тепловая мощность, которая выделяется в заштрихованной цилиндрической области, через боковую поверхность области передается внешнему слою цилиндра.

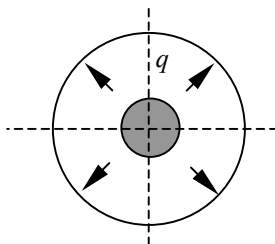


Рис. 5.4. Поперечное сечение цилиндра с иммобилизованными РАО

Тогда, используя закон теплопроводности Фурье, запишем уравнение теплового баланса для затемненной области (см. рис. 5.4) радиусом r :

$$\frac{q_v \cdot \pi r^2}{2\pi r} = -\lambda \frac{dT}{dr}. \quad (5.20)$$

После интегрирования выражения (5.20) получим

$$\Delta T = T_{\text{ц}} - T_{\text{с}} = \frac{q_v \cdot R^2}{4\lambda}, \quad (5.21)$$

где ΔT – перепад температур между центром цилиндра $T_{\text{ц}}$ и его стенкой $T_{\text{с}}$. Подставляя численные значения, находим: $\Delta T = 14,15 \cdot 10^3 \cdot (0,15)^2 / (4 \cdot 3) \approx 23 \text{ } ^\circ\text{C}$.

Задача 5.7. Для заданного цилиндра из примера 5.6 определить температуры поверхности $T_{\text{с}}$ и в его центра $T_{\text{ц}}$, если известен коэффициент теплоотдачи с его поверхности $\alpha = 10 \text{ Вт/(м} \cdot \text{К)}$ в окружающую среду.

Задача 5.8. Повторить вычисления для случая, когда $R = 0,2 \text{ м}$, $q_l = 2 \text{ кВт/м}$, теплопроводность стекла $\lambda = 5 \text{ Вт/(м} \cdot \text{К)}$, а коэффициент теплоотдачи с его поверхности $\alpha = 10 \text{ Вт/(м} \cdot \text{К)}$ в окружающую среду.

Пример 5.9. Активные отходы с перерабатывающего завода были остеклованы в виде цилиндрических блоков радиусом R . Блоки были захоронены в желобе под землей на глубине H . Удельная объемная мощность тепловыделения в цилиндрах за счет распада продуктов деления составляет q_v . Получить формулу для расчета температуры поверхности цилиндра $T_{\text{с}}$, если известны теплопроводность почвы λ и температура ее поверхности T_0 . Определить, при каком радиусе цилиндрического блока R температура его поверхности $T_{\text{с}}$ будет достигать максимальное значение T_{max} , найти это значение.

Решение. Прежде всего, определим полную мощность тепловыделения блока $Q = q_v \cdot \pi \cdot R^2 \cdot l$, где l – длина блока. Найдем плотность теплового потока, создаваемого цилиндром на расстоянии r ($H > r > R$): $q = Q / (2\pi r \cdot l) = q_v \cdot R^2 / 2r$. Используя закон теплопроводности Фурье, получим обыкновенное дифференциальное уравнение:

$$\frac{q_v \cdot R^2}{2r} = -\lambda \frac{dT(r)}{dr} \quad (5.22)$$

с граничным условием первого рода

$$T(H) = T_0. \quad (5.23)$$

После интегрирования уравнения (5.22) с учетом условия (5.23) получим распределение температуры в грунте $T(r)$ в виде

$$T(r) = T_0 + \frac{q_v \cdot R^2}{2\lambda} \cdot \ln \frac{H}{r}. \quad (5.24)$$

Таким образом, температура поверхности цилиндра определяется как

$$T_c = T(r = R) = T_0 + \frac{q_v \cdot R^2}{2\lambda} \cdot \ln \frac{H}{R}. \quad (5.25)$$

Для того, чтобы определить $T_{\max}$, надо найти максимум функции $T_c(R)$. После приравнивания производной по R зависимости (5.25) к нулю, получим, что максимальное значение $T_{\max}$ достигается при $R = H \cdot e^{-0,5}$ и равно:

$$T_{\max} = T_0 + \frac{q_v \cdot R^2}{4\lambda}. \quad (5.26)$$

Задача 5.9. Провести расчет температуры поверхности стеклянного блока диаметром $D = 0,3$ м, если он захоронен на глубине $H = 7$ м, а тепловыделение за счет распада продуктов деления составляет $q_l = 1$ кВт/м. Температура почвы $T_0 = 20$ °С, а ее теплопроводность $\lambda = 1$ Вт/(м·К). Найти $T_{\max}$ и сравнить ее с T_c .

Задача 5.10. Повторить вычисления в случае, когда тепловыделение $q_l = 500$ Вт/м и цилиндры с РАО захоронены на глубине $H = 5$ м.

Пример 5.10. Активные отходы с перерабатывающего завода были остеклованы в виде цилиндрических блоков радиусом R . Блоки охлаждаются за счет вынужденной конвекции воздуха с массовым расходом G . Предполагая, что перепад температуры внутри блока невелик, вывести уравнения, описывающие распределение температуры блока и воздуха по высоте блока x .

Решение. Представим, что блок – одномерный стержень с заданной линейной мощностью источников тепла q_l . Тогда стационарное поле температуры $T(x)$ в охлаждаемом стержне описывается системой уравнений (5.27). Первое уравнение – уравнение теплопроводности в стержне, второе – уравнение теплового баланса в обдуваемом газе (t – температура газа):

$$\begin{aligned} S \left(\frac{d}{dx} \lambda(T) \frac{dT}{dx} \right) - \alpha P (T - t) + q_l &= 0; \\ \alpha P (T - t) - G c_p \frac{dt}{dx} &= 0. \end{aligned} \quad (5.27)$$

Здесь S , P – площадь поперечного сечения и обдуваемый периметр стержня соответственно, α , λ , c_p – коэффициент теплоотдачи от блока к воздуху, теплопроводность блока и теплоемкость обдуваемого газа соответственно. Результатом решения задачи (5.27) являются профили температуры газа $t(x)$ и стержня $T(x)$. В общем случае при решении этой задачи не удастся получить явные аналитические выражения для распределения температуры блока и воздуха по высоте. Поэтому целесообразно рассмотреть некоторые приближения, позволяющие получить аналитические зависимости.

Приближение «идеального» теплообмена, когда $\alpha \cdot P / (G \cdot c_p) \gg L$ (L – длина стеклянного блока). В этом случае можно полагать, что температура стержня близка к температуре охлаждающего газа в каждом сечении стержня ($T \approx t$). Тогда система двух уравнений (5.27) свернется в одно уравнение:

$$S \frac{d}{dx} \left(\lambda \frac{dT}{dx} \right) - G c_p \frac{dT}{dx} + q_l = 0. \quad (5.28)$$

Решение этого уравнения можно получить, когда теплопроводность воздуха λ не зависит от температуры и $q_l = \text{const}$ для заданных граничных условий, например первого рода $T(x=0) = T_0$ и $T(x=L) = T_l$. Тогда:

$$T(x) = \left(T_l - T_0 - \frac{q_l L}{Gc_p} \right) \frac{\exp\left(\frac{Gc_p}{\lambda S} x\right) - 1}{\exp\left(\frac{Gc_p}{\lambda S} L\right) - 1} + \frac{q_l x}{Gc_p} + T_l. \quad (5.29)$$

Задача 5.11. Вывести уравнение, описывающее распределение температуры стержня и охлаждающего теплоносителя по высоте, в приближении «идеального» теплообмена.

Задача 5.12. Вывести уравнение, описывающее распределение температуры стержня для случая пренебрежимо малого теплообмена с омывающим воздухом («адиабатическое» приближение). Получить выражение для максимальной температуры стержня.

Список литературы к гл. 4 и 5

1. Апсэ В.А., Шмелев А.Н. Ядерные технологии. М.: МИФИ, 2001. 128 с.
2. Корзун А.С. «Мини-могильник» для атомных станций // Барьер безопасности. 2005. № 1. С. 35 – 37.
3. Коллиер Дж., Хьюитт Дж. Введение в ядерную энергетику. М.: Энергоатомиздат, 1989. 253 с.
4. Кутателадзе С.С. Основы теории теплообмена. М.: Атомиздат, 1979. 416 с.

Н.Н. Давиденко, К.В. Куценко,
Г.В. Тихомиров, А.А. Лаврухин

ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Учебное пособие

Редактор М.В. Макарова

Подписано в печать 30.10.2007. Формат 60×84 1/16
Печ. л. 8,5. Уч.-изд. л. 8,5. Тираж 200 экз.
Изд. № 4/100. Заказ № 0-631

*Московский инженерно-физический институт
(государственный университет).
115 409, Москва, Каширское ш., 31*

*Типография издательства “Тривант”.
г. Троицк Московской обл.*