

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Спецкурс.

Лекция 21. ПОСЛЕ РЕАКТОРНАЯ ЧАСТЬ УРАНОВОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Содержание.

1. ОТРАБОТАННОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО	1
2 ВРЕМЕННОЕ ХРАНЕНИЕ ОЯТ.	2
3. ХАРАКТЕРИСТИКА ОЯТ	3
4. ЭЛЕМЕНТНЫЙ И ИЗОТОПНЫЙ СОСТАВ ОЯТ	5
5. ОЯТ РОССИИ	10
5.1 ОЯТ энергетических реакторов	10
5.2 ОЯТ ВМФ и гражданского флота России	12
6. ТРАНСПОРТИРОВКА РАДИОНУКЛИДОВ	15

Начальная стадия послереакторного этапа ЯТЦ одинакова для открытого и закрытого циклов ЯТЦ. Она включает в себя извлечение твэлов с отработанным ядерным топливом из реактора, хранение его в пристанционном бассейне («мокрое» хранение в бассейнах выдержки под водой) в течении нескольких лет и затем транспортировка к заводу переработки. В открытом варианте ЯТЦ отработанное топливо помещают в специально оборудованные хранилища («сухое» хранение в среде инертного газа или воздуха в контейнерах или камерах), где выдерживают в течение нескольких десятилетий, затем перерабатывают в форму, предотвращающую хищение радионуклидов и подготавливают к окончательному захоронению (насколько можно судить в настоящее время твэлы и ТВС в чистом виде нигде в мире пока не захоранивают). В закрытом варианте ЯТЦ отработавшее топливо поступает на радиохимический завод, где перерабатывается с целью извлечения делящихся ядерных материалов.

В данной лекции мы рассмотрим начальную стадию послереакторного этапа обращения с отработавшим ядерным топливом. Речь пойдет об открытом варианте ЯТЦ применительно к атомной энергетике. Основной послереакторный этап закрытого варианта ЯТЦ - переработка облученного ядерного топлива - будет описан в следующей лекции.

1. ОТРАБОТАННОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

Отработанное ядерное топливо (ОЯТ) — особый вид радиоактивных материалов. Облученные тепловыделяющие элементы, извлеченные из реактора после их отработки, обладают значительной накопленной активностью. Различают два вида ОЯТ: 1) ОЯТ промышленных (военных) реакторов, которое имеет химическую форму как самого топлива, так и его оболочки, удобную для растворения и последующей переработки и 2) ОЯТ - твэлы энергетических реакторов. ОЯТ промышленных реакторов перерабатывают в обязательном порядке, тогда как ОЯТ энергетики перерабатывают далеко не всегда. Энергетическое (гражданское) ОЯТ относят к высокоактивным отходам, если не подвергают дальнейшей переработке, или к ценному энергетическому сырью, если подвергают переработке. В некоторых странах (США, Швеция, Канада, Испания, Финляндия) ОЯТ полностью относят к радиоактивным отходам (РАО). В Англии, Франции, Японии — к энергетическому сырью. В России часть ОЯТ считается радиоактивными отходами, часть поступает на переработку на радиохимические заводы.

Из-за того, что далеко не все страны придерживаются тактики замкнутого ядерного цикла, ОЯТ в мире постоянно увеличивается (**Рис.1**). Практика стран, придерживающихся замкнутого уранового топливного цикла показала, что частичное замыкание ЯТЦ легководных реакторов убыточно при современных низких ценах на уран и даже при возможном в последующие

десятилетия удорожании урана в 3-4 раза. Тем не менее эти страны замыкают ЯТЦ легководных реакторов, покрывая затраты за счет соответствующего увеличения тарифов на электроэнергию, производимую АЭС (надбавка к тарифам АЭС во Франции, связанная с затратами на переработку ОЯТ легководных реакторов составляет 0.3 цент/кВт*ч). Наоборот, США и некоторые другие страны отказываются от переработки ОЯТ, имея в виду будущее окончательное захоронение ОЯТ, предпочитая его длительную выдержку, что оказывается

намного дешевле (надбавка к тарифам АЭС, введенная в США актом 1982 г., составляет 0.1 цент/кВт*ч). Тем не менее ожидается что к 20-м годам 21-го века переработка ОЯТ в мире увеличится.

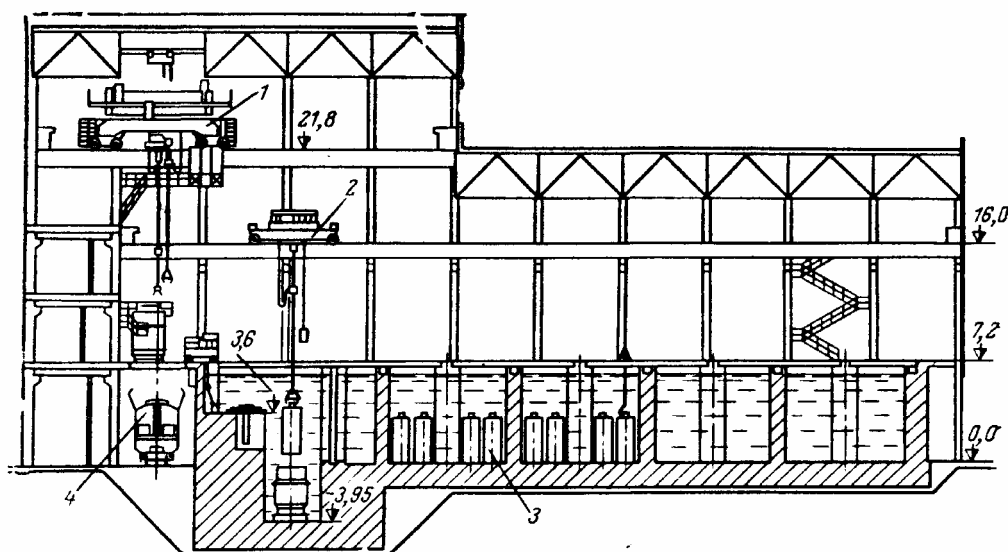
Рис. 1 Накопление отработавшего ядерного топлива в мире

2 ВРЕМЕННОЕ ХРАНЕНИЕ ОЯТ.

Основная масса выгруженного из реактора ОЯТ размещается в хранилищах на

площадках АЭС или централизованных хранилищах при промышленных (военных) реакторах. *Замечание.* В России хранилища при реакторах, АЭС и заводах регенерации (военные реакторы), не имеют принципиальных отличий, а различаются только объемом и временем хранения: при реакторах - на 3 года, на отдельно стоящих АЭС - на 10 лет работы АЭС, на заводах регенерации - на 1 год работы завода.

Использованное топливо АЭС называется «отработанным топливом». Оно высокорadioактивно и в открытом ядерном цикле представляет собой первичную форму ядерных отходов высокого уровня активности. В открытом ЯТЦ отработанное топливо должно быть тщательно изолировано на протяжении тысяч лет. За это время изотопы распадутся до



уровня, примерно равного radioактивности природной урановой руды.

Рис. 2 Хранилище отработавшего топлива ВВЭР-440 (продольный разрез):

1-кран мостовой грузоподъемностью 125/20 т; 2—кран мостовой грузоподъемностью 15 т; 3 - чехол с ТВС; 4 - транспортный вагон-контейнер

Когда отработавшее топливо извлекается из реактора, оно обычно помещается в водный бассейн. Вода служит экраном для радиации и охладителем. В открытом варианте ЯТЦ хранение отработавшего топлива в бассейнах используется только в качестве временной меры до тех пор, пока не будет найдено место для окончательного захоронения. В качестве альтернативы хранению в бассейнах часть отработавшего топлива хранится на поверхности земли в бетонных или стальных контейнерах, называемых "сухими контейнерами". Это хранение также считается временным.

Извлеченное из активной зоны энергетического реактора ТВС с отработанным ядерным топливом хранят в бассейне выдержки на АЭС в течение 5-10 лет для снижения в них тепловыделения и распада короткоживущих радионуклидов. Этой операцией, обязательной для всех АЭС, завершается топливный цикл реактора. Отметим, что в 1 кг отработавшего ядерного топлива АЭС в первый день после его выгрузки из реактора содержится от 26 до 180 тыс. Ки радиоактивности. Через год активность 1 кг ОЯТ снижается до 1 тыс. Ки, через 30 лет—до 0,26 тыс. Ки. Для грубых оценок можно считать, что через год после выемки, в результате распада короткоживущих радионуклидов активность ОЯТ сокращается в 11 - 12 раз, а через 30 лет - в 140 - 220 раз и дальше медленно уменьшается в течение сотен лет.

Типовое отдельно стоящее хранилище отработанного топлива (**Рис. 2**) состоит из трех основных отделений: приема, перегрузки выдачи транспортных контейнеров; хранения топлива; технологических систем и служб обеспечения условий хранения топлива. Стены и дно бассейна покрыты двойной металлической облицовкой из углеродистой и нержавеющей стали. В случае появления протечек, вода через внутреннюю облицовку попадает в зазор между облицовками, ее собирают и возвращают в отсеки бассейна. Отсеки бассейна имеют щелевое перекрытие, которое обеспечивает нормальные условия работы персонала. Щели перекрытия являются транспортными путями развозки чехлов с топливом и обеспечивают необходимый порядок расстановки чехлов в отсеках бассейна. Отработанное топливо хранят под защитным слоем воды (3,0 м над активной частью ТВС). Такой способ обеспечивает надежное хранение отработавшего топлива, требует несложной технологии его обслуживания и одновременно обеспечивает ряд требований биологической защиты в процессе выполнения всех технологических операций при прямом визуальном контроле, постоянного надежного отвода тепла от сборок, выполнения технологических процессов перегрузки и хранения топлива с помощью незначительного количества простого оборудования.

Для поддержания нужного качества воды в бассейне предусмотрена очистка ее по двухступенчатой схеме: на первой ступени воду очищают от взвешенных продуктов коррозии, а на второй - от растворенных солей; на обеих ступенях одновременно проводят очистку от радиоактивных загрязнений. На первой ступени применяют оборудование и фильтрующие материалы двух типов: намывные фильтры патронного типа с использованием вспомогательного фильтрующего материала - перлита; насыпные фильтры с использованием в качестве фильтрующего материала ионно-обменной смолы в (катионита). Вторую ступень выполняют в виде двух фильтров с отдельной загрузкой катионита и анионита или в виде одного фильтра смешанного действия.

3. ХАРАКТЕРИСТИКА ОЯТ

Урановое топливо может быть изготовлено из природного (0,7% ^{235}U), низкообогащенного (1-5% ^{235}U) или высокообогащенного (до 93% ^{235}U) урана. Природный и низкообогащенный уран используется в реакторах на быстрых нейтронах, работающих в конверторном режиме.

Если в реактор первоначально загружался природный уран, то в отработавшем топливе остается 0,2 - 0,3% ^{235}U . Повторное обогащение такого урана экономически нецелесообразно, поэтому он остается в виде так называемого отвалного урана. Отвалный уран в дальнейшем может быть использован как воспроизводящий материал в реакторах на быстрых нейтронах. При использовании для загрузки ядерных реакторов низкообогащенного урана отработавшее топливо обычно содержит около 1% ^{235}U . Такой уран может быть дообогащен до первоначального содержания его в ядерном топливе и возвращен в ЯТЦ. Восстановление реактивности ядерного топлива может быть осуществлено добавлением в него других

делящихся нуклидов - ^{239}Pu или ^{233}U , т.е. вторичного ядерного топлива. Если к обедненному урану добавляется ^{239}Pu в количестве, эквивалентном соответствующему обогащению топлива ^{235}U , то реализуется уран-плутониевый топливный цикл. Смешанное уран-плутониевое топливо используется как в реакторах на тепловых, так и на быстрых нейтронах. Уран-плутониевое топливо обеспечивает максимально полное использование урановых ресурсов и расширенное воспроизводство делящегося материала.

Для технологии регенерации ядерного топлива чрезвычайно важны характеристики выгружаемого из реактора топлива: химический и радиохимический состав, содержание делящихся материалов, уровень активности. Эти характеристики ядерного топлива определяются мощностью реактора, глубиной выгорания топлива в реакторе, продолжительностью кампании, коэффициентом воспроизводства вторичных делящихся материалов, времени выдержки топлива после выгрузки его из реактора, типом реактора.

Выгорание ядерного топлива - деление ядер урана или плутония с освобождением энергии и образованием осколочных нуклидов. Накопление большого количества этих продуктов деления приводит к нарушениям работы режима работы реактора. Так, среди осколочных продуктов имеются нуклиды с большим сечением захвата нейтронов (например, ^{135}Xe , ^{149}Sm), которые называют «нейтронными ядами». Накопление этих продуктов может привести к резкому уменьшению плотности потока нейтронов в активной зоне реактора и, в конечном итоге, к прерыванию цепной ядерной реакции. Нарушения режима работы реактора могут наступить вследствие накопления в твэлах газообразных продуктов деления. При высокой температуре внутри реактора накопление их приводит к резкому повышению давления внутри твэлов, к распуханию и разрушению оболочек твэлов. Вследствие этого реактор не может работать на одной загрузке до полного выгорания топлива. После определенного периода времени, называемого **кампанией реактора** первоначально загруженное ядерное топливо выгружают из реактора и заменяют свежим. Кампания реактора зависит от конструкции реактора и от вида ядерного топлива. В современных энергетических реакторах на тепловых нейтронах она составляет 2-4 года, в реакторах на быстрых нейтронах - меньше года. Перегружать топливо можно без остановки реактора, заменяя лишь часть выгоревшего ядерного топлива. Отработанное топливо направляется на химическую переработку в целях выделения содержащихся в нем делящихся материалов и очистки от продуктов деления. Очищенные делящиеся материалы можно использовать для изготовления новых твэлов.

Глубина выгорания топлива определяется как отношение количества израсходованного ядерного топлива к общему количеству первоначально загруженного топливного материала, выраженное в процентах, или как отношение количества выработанной энергии к количеству загруженного топлива.

Учитывая, что тепловая энергия одного акта деления ^{235}U составляет 190 МэВ и что 1 эВ/атом соответствует 23 ккал/моль (1 ккал=4186,8 Дж/моль), можно считать, что при "сгорании" 1 г ^{235}U выделяется энергия:

$$E_{\text{тепл}} = \frac{190 \cdot 10^6 \cdot 23}{235} = 1,86 \cdot 10^7 \text{ ккал/г } ^{235}\text{U}$$

или $E_{\text{тепл}} = 1,86 \cdot 10^7 \cdot 1,16 = 2,15 \cdot 10^7 \text{ Вт.ч/г} = 0,89 \text{ МВт.сут/г} = 2,44 \cdot 10^{-3} \text{ МВт/г}$.

КПД современных энергетических реакторов составляет примерно 30%. Это означает, что для обеспечения электрической мощности 1000 МВт необходим реактор с тепловой мощностью 3300 МВт, т.е. в течение одного года должно выгореть 1,3 т ^{235}U . В реальных условиях уранового топливного цикла это значение ниже, так как существенный вклад в выработку энергии вносит образующийся при работе ядерного реактора ^{239}Pu . По мере его накопления в топливном материале возрастает вероятность деления ядер плутония. При обычных режимах работы реакторов на тепловых нейтронах примерно половина всех актов ядерного деления приходится на долю ^{239}Pu . Таким образом, плутоний становится полноценным ядерным топливом даже при загрузке в реактор чистого уранового топлива. Вклад плутония в вырабатываемую на АЭС энергию составляет $\approx 50\%$. С учетом деления ^{239}Pu можно считать, что для реактора мощностью 1000 МВт (эл.) необходимо загрузить 670 кг/год

^{235}U , что при 3%-ном обогащении соответствует 22 т U. При продолжительности кампании, равной трем годам, загрузка должна составить 66 т U. Чтобы при этом обеспечить 3%-ную глубину выгорания, начальное обогащение ^{235}U должно быть выше 3%, т.е. 3,5-4,5%. Загруженные 70 т урана должны быть постепенно, в течение трех лет, заменены свежим топливом. Поэтому из легководного реактора мощностью 1000 МВт (эл) выгружается и поступает на переработку 20-30 т U в год. Тепловая энергия реактора составляет 3300 МВт (тепл). $365 = 1,2 \cdot 106 / 30 = 40$ ГВт.сут/т. Реактор ВВЭР-1000 мощностью 1 ГВт при загрузке 66 т U с обогащением 3,3-4,4% рассчитан на глубину выгорания топлива 27000-40000 МВт.сут/т U.

Коэффициент воспроизводства - количество вторичного делящегося материала, образующегося в процессе работы, и представляет собой отношение числа образовавшихся делящихся ядер к числу выгоревших из первоначально загруженного топлива. Если коэффициент воспроизводства больше единицы, то в реакторе осуществляется расширенное воспроизводство топлива. Такие реакторы называют реакторами-размножителями. Наибольший коэффициент воспроизводства имеют реакторы на быстрых нейтронах (Для реакторов БН-600 $K_{\text{В}}=1,4$). Из реакторов на тепловых нейтронах, наибольший коэффициент воспроизводства имеют тяжеловодные реакторы, а также газоохлаждаемые реакторы с графитовым замедлителем (0,7-0,8). Легководные водо-водяные реакторы имеют наименьший коэффициент воспроизводства (0,5-0,6). Указанные значения коэффициента воспроизводства делящихся материалов соответствует их количеству в выгружаемом топливе, т.е. рассчитаны с учетом выгорания вторичного ядерного топлива параллельно с его образованием.

Выгруженное из реакторов отработавшее ядерное топливо передается на переработку только после определенной **выдержки**. Это связано с тем, что среди продуктов деления имеется большое количество короткоживущих радионуклидов, которые определяют большую долю активности выгружаемого из реактора топлива. Поэтому свежетыгруженное топливо до переработки выдерживают в специальных хранилищах в течение времени, достаточного для распада основного количества короткоживущих радионуклидов. Это значительно облегчает организацию биологической защиты, снижает радиационное воздействие на химические реагенты и растворители в процессе переработки отработавшего ядерного топлива и уменьшает набор элементов, от которых должны быть очищены основные продукты. Так, после двух-трехлетней выдержки активность облученного топлива определяют долгоживущие продукты деления: Zr, Nb, Sr, Ce и другие РЗЭ, Ru и α -активные трансурановые элементы. 96% ОЯТ – это уран-235 и уран-238, около 1% - плутоний, 2-3% - радиоактивные осколки деления.

Табл.1 Характеристика ядерного топлива энергетических реакторов

Характеристика топлива	Реакторы на тепловых нейтронах				Реакторы на быстрых нейтронах
	Легководные ВВЭР	Тяжеловодные SGHWR	Газоохлаждаемые HTGR	РБМК	
Вид топлива	UO ₂	UO ₂	(U, ThO ₂)	U _{мет} , UO ₂	UO ₂ , (U, PuO ₂) ₂
Исходное топливо % ²³⁵ U	1,5 – 4,5	1,8 – 2,2	до 93	1,6 – 2,4	20 – 30% PuO ₂
Отработавшее топливо, % ²³⁵ U	0,7 – 1,3	0,8	50	0,3 – 0,4	-
Глубина выгорания, МВт.сут/т	12000-40000	19000-21000	100000-130000	18000-30000	60000 - 120000

4. ЭЛЕМЕНТНЫЙ И ИЗОТОПНЫЙ СОСТАВ ОЯТ

Состав	Легководные реакторы	Быстрые реакторы
Уран, кг	960	856
Плутоний, кг	7	103
Продукты деления		
Цезий, Ки	142000	152000
Стронций, Ки	70300	162000

Рутений, Ки	72000	1210000
Родий, Ки	72000	1210000
Криптон, Ки	9	9

Примечание: Время выдержки ОЯТ - 3 года для легководных реакторов, 150 суток для реакторов на быстрых нейтронах.

Состав исходного и отработанного топлива для реактора на тепловых нейтронах приведен в **Табл. 1**, а составы ОЯТ быстрых и медленных реакторов – в **Табл. 2**. Основные радионуклиды, определяющие радиационную опасность, собраны в **Табл. 3**.

Табл. 3. Радионуклиды, определяющие активность и токсичность отработанного топлива.

Временной интервал, год	Определяющие радионуклиды
До 100	Fe-55, Co-58, Ni-59, Sr-90, Ru-106, Sb-125, Cs-134,137, Ce-144, Pm-147, Eu-154,155
100-1000	Sm-151, Co-60, Cs-137, Ni-59,63
1000-10000	Pu-239,240, Am-241
10^4 - 10^5	Np-237, Pu-239,240, Am-243, C-14, Ni-59, Zr-93, Nb-94
$>10^5$	I-129, Tc-99, Pu-239

Табл.4 Состав отработанного ядерного топлива водо-водяных реакторов

Показатель	Тип реактора	
	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Объем ОЯТ, выгружаемого в год, т/Гв	35	25
Обогащение ураном 235, %		
Начальное	3,6	3,3-4,4
Конечное	до 0,7	до 1,3
Удельная активность ОЯТ (3 года выдержки), Бк/т		
Содержание в ОЯТ радионуклидов (3 года выдержки), кг/т	$2 \cdot 10^{10}$ - $2,5 \cdot 10^{16}$	$3 \cdot 10^{16}$
Уран		
Плутоний	960	947
Нептуний	9-9,5	9,9
Америций	0,5-0,6	0,7
Кюрий	0,15	0,2
Палладий	0,04	0,06
Технеций	0,7-1,4	0,8 – 1,5
Стронций-90, Бк/т	0,8-0,9	0,9 – 1,0
Цезий-137, Бк/т	$2,4 \cdot 10^{15}$	$3,5 \cdot 10^{15}$
Общее содержание продуктов деления, кг/т	$3,0 \cdot 10^{15}$	$4,8 \cdot 10^{15}$
	30	42

Табл.5 Изменение состава топлива легководного реактора в результате облучения

Состав топлива до облучения в реакторе	Количество выгоревшего топлива	Состав облученного топлива
^{238}U 967 кг ^{235}U 33 кг	^{238}U 24 кг ^{235}U 25кг	^{238}U 943 кг ^{235}U 8 кг ^{236}U 4.6 кг Изотопы Pu 8.9 кг ^{237}Np 0,5 кг ^{243}Am 0.12 кг ^{244}Cm 0.04 кг Осколочные нуклиды 35 кг
Всего: 1000 кг Обогащение 3,3%	Всего: 49 кг	

Изотоп	Свежее топливо	Отработанное топливо после выгрузки из реактора, вес, %
^{235}U	3.3	0.80
^{236}U	-	0.46
^{238}U	96.7	94.30
Продукты деления	-	3.50
Pu	-	0.89
Другие трансурановые изотопы*	-	0.05
Итого:	100	100

Примечание: данные приведены для ВВЭР-1000, при КИУМ = 70 %. Атомные номера трансурановых изотопов больше, чем у урана; изотопы образуются при абсорбции нейтронов (без деления) урановым топливом (в особенности ^{238}U).

Табл. 6. Концентрация актиноидов в ОЯТ энергетических реакторов, г/т U.

Нуклид ВВЭР-440 ВВЭР-1000 РБМК-1000

U^{235}	12700	12300	2940
U^{236}	4280	5730	2610
U^{238}	942000	929000	962000
Pu^{238}	75,6	126	68,6
Pu^{239}	5490	5530	2630
Pu^{240}	1980	2420	2190
Cm^{244}	14,8	31,7	5,66
Am^{241}	517	616	293
Am^{243}	69,3	120	73,8

Табл.7 Состав ОЯТ ядерных реакторов типа ВВЭР

Показатель	Тип реактора	
	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Объем ОЯТ, выгружаемого в год, т/Гвт	35	25
Обогащение ураном-235, %:		
начальное	3,6	3,3-4,4
конечное	до 0,7	до 1,3
Удельная активность ОЯТ (3 года выдержки), Бк/г	$2 \cdot 10^{16} - 2,5 \cdot 10^{16}$	$3 \cdot 10^{16}$
Содержание а ОЯТ радионуклидов (3 года выдержки), кг/г		
Уран	960	947
плутоний	9-9,5	9,9
нептуний	0,5-0,6	0,7
америций	0,15	0,2
кюрий	0,04	0,06
палладий	0,7-1,4	0,8-1,5
технеций	0,8-0,9	0,9-1,0
стронций-90, Бк/т	$2,4 \cdot 10^{15}$	$3,5 \cdot 10^{15}$
цезий-137, Бк/т	$3,0 \cdot 10^{15}$	$4,8 \cdot 10^{15}$
Общее содержание продуктов деления, кг/т	30	42

Табл. 8. Удельная активность основных продуктов деления ВВЭР-1000, ГБк/т U.

Нуклид	Период полураспада, лет	Выдержка ОЯТ	
		1 год	10 лет
Kr ⁸⁵	10,74	542000	303000
Sr ⁹⁰	28,5	3430000	2750000
Ru ¹⁰⁶	1,0	1190000	24600
Ag ^{110m}	0,686	69200	7,78
Sb ¹²⁵	2,77	225000	23600
Cs ¹³⁴	2,062	3300000	160000
Cs ¹³⁷	30,17	4580000	3730000
Ce ¹⁴⁴	0,778	22400000	7430
Pm ¹⁴⁷	2,62	5680000	526000
Eu ¹⁵⁴	8,5	454000	218000

Отработавшее ядерное топливо выгружают из реактора в виде сборок ТВЭЛОВ, которые направляют на выдержку в специальные хранилища, а затем транспортируют на химическую переработку. В процессе выдержки, активность радионуклидов изменяется по довольно сложному закону, но в целом – уменьшается (**Табл. 8 и 9, Рис. 2**).

Табл. 9 Изменение во времени активности продуктов деления в отработанном топливе легководного реактора (выгорание 33 ГВт*сут/т).

Нуклид	T _{1/2}	Активность, Ки/т при выдержке		
		0,5 года	1 год	10 лет
⁸⁵ Kr	10,8 года	1,1.10 ⁴	1,1.10 ⁴	6,2.10 ³
⁹⁰ Sr	29 лет	8,0.10 ⁴	7,9.10 ⁴	6,3.10 ⁴
⁹⁰ Y	2,6 сут	8,0.10 ⁴	7,9.10 ⁴	6,3.10 ⁴
⁹¹ Y	57 сут	1,3.10 ⁵	1,5.10 ⁴	-
⁹⁵ Zr	65 сут	2,2.10 ⁵	3,1.10 ⁴	-
⁹⁵ Nb	35 сут	4,3.10 ⁵	6,6.10 ⁴	-
¹⁰⁶ Ru	369 сут	3,7.10 ⁵	2,6.10 ⁵	5,3.10 ²
¹⁰⁶ Rh	30 сут	3,7.10 ⁵	2,6.10 ⁵	5,3.10 ²
¹²⁵ Sb	2 года	7,3.10 ³	6,5.10 ³	6,4.10 ²
^{125m} Te	58 сут	3,0.10 ³	2,7.10 ³	2,6.10 ²
^{127m} Te	105 сут	5,1.10 ³	1,6.10 ³	-
¹²⁹ I	1,7*10 ⁷	3,3.10 ⁻²	3,3.10 ⁻²	3,3.10 ⁻²
¹³⁴ Cs	2,3 года	1,9.10 ⁴	1,6.10 ⁴	7,6.10 ³
¹³⁷ Cs	26,6 г	1,0.10 ⁵	9,8.10 ⁴	8,0.10 ⁴
^{137m} Ba	156 сут	1,0.10 ⁵	9,8.10 ⁴	8,0.10 ⁴
¹⁴⁴ Ce	284 сут	7,9.10 ⁵	5,0.10 ⁵	1,7.10 ²
¹⁴⁴ Pr	17 мин	7,9.10 ⁵	5,0.10 ⁵	1,7.10 ²
¹⁴⁷ Pm	2,6 года	1,1.10 ⁵	9,5.10 ⁴	8,8.10 ³
¹⁵⁴ Eu	8,8 года	6,0.10 ³	5,8.10 ⁴	3,9.10 ³
¹⁵⁵ Eu	1,7 года	5,6.10 ³	4,6.10 ⁴	1,5.10 ²
Другие нуклиды	-	4,3.10 ⁵	1,8.10 ⁴	1,7.10 ²
Сумма	-	4,3.10 ⁶	2,3.10 ⁶	3,2.10 ⁶

Табл. 10 Содержание некоторых осколочных элементов в топливе водо-водяного реактора, при различных временах выдержки, грамм/1 тонна топлива (выгорание 33 ГВт.сут.т)

Элемент	90 сут	150 сут	1 год	10 лет
Tc	835	835	835	835
Ru	2280	2260	2220	2140

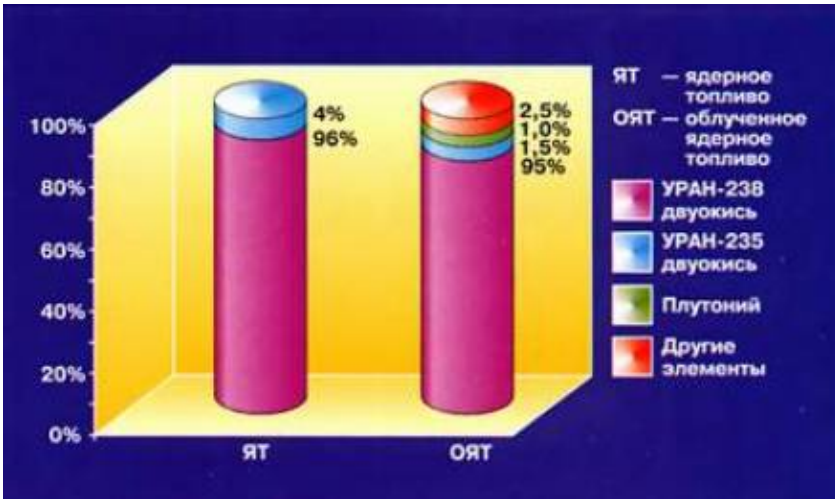
Rh	384	389	392	392
Pd	1280	1290	1330	1410
Ag	60	60	60	60
Ce	2920	2880	2760	2660
Pr	1190	1200	1200	1200
Nd	3870	3910	4000	4150
Pm	112	107	96	8,7
Sm	803	808	824	904
Eu	182	182	180	164
Gd	102	103	105	123

Рис.3. Изотопный состав свежего и отработанного топлива.

Примечание. Суммарная активность продуктов деления, содержащихся в 1 т ОЯТ ВВЭР-1000 после трех лет выдержки в бассейне выдержки (БВ), составляет 790000 Ки. объем ОЯТ, выгружаемого из реакторов АЭС 2000-2050 гг – в Табл.11.

По своему составу, отработанное топливо быстрых реакторов довольно существенно отличается от состава Тепловых реакторов (см. Табл.11 и 12).

Табл. 11. Радиационные характеристики необлученных ТВС БН-600 с различными видами топлива.



Топливо	Интенсивность излучения, с ⁻¹	
	нейтронного	Гамма-излучение
UO ₂	4,8*10 ²	2,9*10 ⁹

Смешанное:

оружейный плутоний	6,7*10 ⁵	1,1*10 ¹²
энергетический плутоний	3,6*10 ⁶	7,6*10 ¹²

Табл. 12. Радиационные характеристики отработавших ТВС БН-600.

Топливо	Интенсивность излучения, с ⁻¹	
	нейтронного	Гамма-излучение
UO ₂	1,2*10 ⁵	4,52*10 ¹⁴
Смешанное (оружейный плутоний)	1,3*10 ⁶	5,17*10 ¹²

Динамика изменения активности ОЯТ после его извлечения из реактора



Рис.4. Динамика изменения радиоактивности отработанного ядерного топлива, после извлечения его из реактора (при хранении на территории АЭС).

При хранении ОЯТ в пристанционном хранилище, его активность монотонно уменьшается (примерно на порядок за 10 лет). Когда активность упадет до норм, определяющих безопасность транспортировки ОЯТ по железной дороге, его извлекают из хранилища при АЭС и перемещают либо в долговременное хранилище (ОЯТ нигде в мире пока не захоранивают!), либо на завод по переработке и утилизации топлива.

5. ОЯТ РОССИИ

5.1 ОЯТ энергетических реакторов

Обращение с ОЯТ в России осуществляется в рамках целевой программы «Обращение с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их утилизация и захоронение на 1996-2005 годы».

К настоящему времени в России накопилось достаточно большое количество непереработанных твэлов реакторов АЭС, содержащих различные делящиеся материалы (Табл. 13 и 14).

Табл. 13. Оценка накопления делящихся материалов в российском отработанном ядерном топливе

Год	Масса, тыс.тонн	Количество делящихся материалов, т	
		Плутоний	²³⁵ U
2000	15	90	140
2010	23	140	215
2025	33	240	350
2050	50	500	650

Табл. 14. Объем (тыс.тонн) выгружаемого из реакторов АЭС России ОЯТ

Тип реактора	2000 г.	2010 г.	2025 г.
РБМК-1000	10	15.3	22.5
ВВЭР-440 (только АЭС России)	0.3*	1.0	2.0
ВВЭР-1000	2.5	3.1	8.4

*Примечание: *В хранилищах при АЭС на трехлетней выдержке.*

Табл. 15. Характеристики емкостей хранилищ для хранения ОЯТ.

Место размещения	Вид топлива	Емкость хранения
ПО «Маяк» завод РТ-1 (здания 101А и 801А)	ОЯТ транспортных реакторов, АЭС с реакторами ВВЭР-440, КС-150, АМБ.	~2500

ГХК Завод РТ-2 (здание 1) ОЯТ АЭС с реакторами ВВЭР-1000. 6000 (в 2002 заполнено 3000 т)

Примечание: без учета хранилищ ОЯТ на АЭС

На предприятиях ЯТЦ России находится 21 объектовый пункт хранения ОЯТ (в том числе бассейны выдержки). Заполнение пунктов хранения твердых РАО и жидких РАО составляет 63 % и 87 % соответственно (Табл.15) В отношении хранения ОЯТ особое положение в настоящее время занимает Красноярский ГХК, на котором с 1976 года действует хранилище ОТВС реакторов ВВЭР-1000, содержавших на момент изготовления уран, обогащенный на 4,4 % изотопом ^{235}U . В отсеки бассейна хранилища поступают ОТВС после предварительной выдержки в хранилище АЭС. Хранящиеся ОТВС реакторов ВВЭР-1000 предназначены в дальнейшем для переработки на строящемся заводе РТ-2. Россия остро нуждается в долговременных хранилищах ОЯТ реакторов типа РБМК-1000 (по крайней мере на 10000 т.).

Проблема с ОЯТ РБМК-1000 состоит в том, что в связи с низким содержанием в отработанном топливе урана-235 и большими запасами уже накопленного энергетического плутония переработка этого типа ОЯТ признана экономически нецелесообразной, по крайней мере до 2010 г., когда будет возможен пересмотр экономических факторов. На 1 января 1995 г. на Смоленской, Курской и Ленинградской АЭС с реакторами типа РБМК-1000 хранилось около 6 тыс. т ОЯТ общей активностью 1 млрд Ки. Ежегодное поступление ОЯТ этого типа составляет 750 т. К 2005 г. все хранилища при АЭС будут заполнены, и станции придется останавливать, если не будет найдено приемлемого способа утилизации ОЯТ. В настоящее время на АЭС применяют схему уплотненного хранения ОЯТ, но это лишь временно снимает вопрос размещения отработанного топлива реакторов типа ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Сверхпроектное его накопление на АЭС может привести к тому, что в бассейнах выдержки при аварийной ситуации не окажется места для выгрузки сразу всей активной зоны реактора, как того требуют нормы безопасности.

К началу 1995 г. на площадках АЭС России накоплено 1 тыс. т ОЯТ АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 и 6 тыс. т ОЯТ АЭС с реакторами типа РБМК. На Горно-химическом комбинате (Красноярск-26) в специальном хранилище находится еще около 1 тыс. т ОЯТ АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000. А всего в России накоплено около 10 тыс. т ОЯТ. В 26 странах мира до 1990 г. было выгружено около 115 тыс. т ОЯТ, 80 % которого приходится на долю Великобритании, Канады, СССР, США, Франции и Японии. Предполагается, что в 1991—2000 гг. будет выгружено еще около 105 тыс. т ОЯТ. На рис. 8 приведены данные о составе ОЯТ российских реакторов типа ВВЭР. Переработка (репроцессинг) ОЯТ заключается в извлечении урана, накопленного плутония и фракций осколочных элементов (96 % ОЯТ — это уран-235 и уран-238, около 1 % — плутоний, 2—3 % — радиоактивные осколки деления). При сопоставлении общего объема выгруженного ОЯТ и совокупной мощности существующих предприятий по его переработке возникает предположение, что до 2010 г. возможно переработать лишь около 30% ОЯТ, накопленного в мире (рис.9). Переработка ОЯТ производится на радиохимических заводах.

Единственный в России завод по переработке отработанного ядерного топлива РТ-1 действует на территории комплекса, ранее производившего оружейный плутоний (Челябинск-65). Завод РТ-1, мощностью 400 т тяжелого металла в год, был введен в эксплуатацию в 1976 г. Он является компонентом замкнутого ЯТЦ. Имеющаяся здесь технология обеспечивает переработку ОЯТ российских АЭС с реакторами типа ВВЭР-440. В основе технологии выделения урана и плутония, их разделения и очистки от продуктов деления лежит процесс экстракции урана и плутония трибутилфосфатом. Он осуществляется на многоступенчатых

экстракторах непрерывного действия. В результате уран и плутоний очищаются от продуктов деления в миллионы раз. Регенерированный уран используют для производства топлива реакторов типа РБМК, а плутоний складировается. Кроме того, на заводе РТ-1 ведется переработка ОЯТ АЭС с реакторами типа БН-600, БН-350 и ОЯТ от исследовательских реакторов и ядерных транспортных установок атомного флота. После промежуточного выдерживания ОЯТ АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 предполагается перерабатывать на заводе РТ-2 в Красноярске-26 после завершения его строительства. ОЯТ АЭС с реакторами типа РБМК хранится на площадках АЭС, и предполагается, что после определенной выдержки оно будет отправлено на окончательное захоронение по схеме разомкнутого ЯТЦ.

На остановленных блоках Нововоронежской АЭС ОЯТ выгружено полностью и хранится на территории станции. Ведется работа по радиационному обследованию сооружений и оборудования, его дезактивации и демонтажу, отработка технологий по переработке РАО. На первом энергоблоке Белоярской АЭС ОЯТ выгружено полностью, на втором — в реакторе осталось несколько тепловыделяющих сборок. В бассейне выдержки АЭС хранятся 4990 ТВС, причем часть кассет потеряла герметичность и контактирует с водой, активность которой увеличилась за три года в 1,6 раза. Первый энергоблок Белоярской АЭС был остановлен в 1980 г., но работы по выводу его из эксплуатации до сих пор не закончены. Нет проектов вывода из эксплуатации и других остановленных энергоблоков двух АЭС. В 2001 г. закончился 30-летний проектный срок эксплуатации АЭС России, в связи с чем возникает необходимость до 2020 г. ежегодно останавливать 1—2 энергоблока АЭС.

Огромный объем ОЯТ, находящегося и основном в густонаселенных районах европейской части России, представляет серьезную угрозу населению.

5.2 ОЯТ ВМФ и гражданского флота России

В России серьезное внимание уделяется аспектам хранения ОЯТ военно-морского и гражданского флотов.

По данным Госатомнадзора России, береговые и плавучие хранилища Военно-Морского Флота РФ полностью заполнены. В них накоплено 535т ОЯТ. Чтобы вывезти такой объем топлива на ПО «Маяк», необходимо отправить 151 эшелон, для чего при условии равномерной отправки и жесткого выполнения графика движения понадобится 10 лет. При этом ОЯТ можно вывозить по железной дороге только с Северного флота, поскольку обеспечение безопасной транспортировки ОЯТ с Дальнего Востока проблематично. Хранилища ОЯТ гражданского атомного флота также переполнены.

На атомоходах используются реакторы типа КЛТ-40, разработанные на основе реакторов атомных подводных лодок. Активная зона реактора этого типа состоит, как правило, из 241 ТВС. Топливом служит уран-235, обогащенный до 20 % (ср.: в АЭС используют уран-235, обогащенный до 3—4 %). При нормальной работе ТВС должны заменяться каждые 3—4 года. Для перезарядки активных зон реакторов атомоходов, хранения твердых и жидких РАО, образующихся при замене ядерного топлива и промывки реакторов, а также для хранения ОЯТ используются 5 судов технологического обслуживания, базирующихся на ремонтно-технических предприятиях (РТП) «Атомфлот».

Табл.16 ОЯТ на предприятиях Минатома, Минтранса и ВМФ России

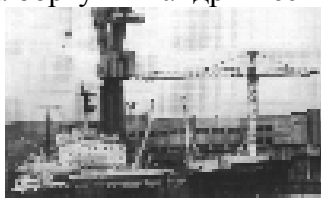
Вид ОЯТ	Объем, т	Активность, Ки	Место хранения
Министерство атомной энергии РФ			
ТВС реакторов типа РБМК	6100	$3,1 \cdot 10^8$	Хранилища Смоленской, Ленинградской и Курской АЭС
ТВС реакторов типа ВВЭР	1100	$0,9 \cdot 10^8$	Хранилища Калининской, Балаковской, Кольской, Белоярской, Билибинской и

			Нововоронежской АЭС
ТВС реакторов типа ВВЭР-1000	1000	$0,5 \cdot 10^8$	Хранилище на ГХК
ТВС реакторов типа ВВЭР-440. БН-350/600, КС-150, АМБ, транспортных ядерных энергетических установок	465	$1,1 \cdot 10^8$	Хранилище на ПО «Маяк»
ТВС реакторов в НИИ	-	$1,1 \cdot 10^8$	Хранилища в НИИ
Министерство обороны РФ (ВМФ)			
ТВС транспортных ядерных энергетических установок	535*	$1,5 \cdot 10^7$	Береговые и плавучие хранилища
Министерство транспорта РФ			
ТВС атомного ледокольного флота	135*	$1,7 \cdot 10^7$	Хранилища плавучих технологических баз
Всего	9335**	$\square 4,65 \cdot 10^8$	

*По данным Госатомнадзора РФ

** С учетом данных Госатомнадзора РФ

Судно «Имандра» оборудовано для хранения свежего и отработанного ядерного топлива (построено в 1981 г., водоизмещение 9500 т). Оно строилось специально для обслуживания атомных судов и в экстренных случаях способно перегрузить активную зону реактора ледокола непосредственно в море. На борту «Имандры» есть хранилище для 1530 ГВС (около 6 активных зон реакторов ледоколов) для сухого хранения. По состоянию на 1 января 1994 г. хранилище ОЯТ было заполнено почти полностью (кроме емкости для аварийной выгрузки). На борту «Имандры» есть хранилище жидких РАО объемом 550 м^3 , заполненное на 50 %.



Имандра





Рис.5. Суда техслуживания атомного флота (Мурманское пароходство)

Плавтехбаза «Лотта» (построена в 1961 г., водоизмещение 5 тыс. т) используется как хранилище ОЯТ. В 1993 г. она переоборудована для работы с контейнерами нового типа для перевозки ОЯТ. Отработанное топливо после выдержки на судне «Имандра» в течение года перегружается на базу «Лотта», где хранится еще два года и после снижения радиоактивности вывозится на ПО «Маяк». Хранилище ОЯТ на судне вмещает 4080 ТВС (около 12 активных зон реакторов ПЛА), некоторые из них находятся на судне с середины 1980-х гг. Приблизительно 35 % ТВС, хранящихся на судах «Имандра» и «Лотта», имеют циркониевую оболочку и не подлежат дальнейшей переработке. Теплоход «Лепсе» (построен в 1936 г., водоизмещение 5 тыс. т) был переоборудован в плавтехбазу и использовался для замены ядерного топлива, хранения свежего и отработанного топлива с атомных ледоколов, а также до 1987г. доставлял РАО к месту затопления у архипелага Новая Земля. С 1993 г. судно стоит у причала РТП «Атомфлот», в нем хранится ОЯТ, средне- и низкоактивные отходы, около 600 отработанных ТВС общей активностью 75 тыс. Ки (на 1993 г.). Здесь же оказались аварийные ТВС (эту часть хранилища зацементировали).

К началу 1995 г. в плавучих и береговых хранилищах гражданского атомного флота накоплено 7,7 т ОЯТ (6130 отработанных ТВС) общей активностью 1,3 млн Ки. Все хранилища полностью заполнены. На Северном и Тихоокеанском флотах из эксплуатации выведена 121 атомная подводная лодка (на 1 января 1995 г.). Активные зоны реакторов выгружены из 42 подводных лодок (18 на Северном флоте и 24 на Тихоокеанском). На плаву с невыгруженным ядерным топливом остаются 79 подводных лодок. Это означает, что 70 % выведенных из эксплуатации атомных подводных лодок фактически превратились в хранилища ОЯТ. Их неудовлетворительное техническое состояние создает опасность ядерных и радиационных аварий. На обоих флотах вместе с ранее выгруженными активными зонами реакторов накопилось 535 т ОЯТ, что составляет более 300 активных зон реакторов.

На Тихоокеанском флоте с плавучих баз перезарядки реакторов не выгружено 37 аварийных отработанных ТВС, на Северном — 118. Нарушается одно из главных условий обеспечения ядерной и радиационной безопасности — требование об обязательной выгрузке активных зон. Особые проблемы возникают с активными зонами реакторов с жидкометаллическим теплоносителем, которые не подлежат переработке. Их на Северном флоте 9. Из 42 атомных подводных лодок с выгруженными активными зонами реакторов только на 8 подводных лодках вырезаны реакторные отсеки, а 16 — подготовлены к длительному хранению на плаву. Действующее хранилище ОЯТ в поселке Шкотово (близ Владивостока) переполнено, нет временной перевалочной базы и ОЯТ не отправляется на переработку. Замена ядерного топлива осуществляется на двух береговых технических базах в Мурманской области (Оленья губа и в поселке Полярный) и береговых хранилищах двух заводов (ПО «Севмаш» и ПО «Звездочка») в Северодвинске (Архангельская обл.). Свежее

ядерное топливо для всех атомных судов и подводных лодок доставляется с ПО «Маяк» и после временного хранения в береговых хранилищах заводов поступает на плавбазы Северного флота для перезарядки реакторов.

По состоянию на 1 января 1995 г. на Северном флоте накопилось не менее 21 тыс. отработанных ТВС, а всего в ВМФ России — 35 тыс., большинство из которых (около 20 тыс.) находится в хранилищах и на плавбазе БТБ в губе Западная Лица (Мурманская обл.). Особое беспокойство вызывает базирование в черте Северодвинска снятых с эксплуатации 9 атомных подводных лодок с невыгруженными активными зонами реакторов (4515 тепловыделяющих сборок), часть из которых находится в критическом состоянии. К этому надо добавить ОЯТ, хранящееся на трех плавтехбазах у причалов ПО «Звездочка» — 1680 отработанных ТВС. Техническое состояние этих судов крайне неудовлетворительно.

6. ТРАНСПОРТИРОВКА РАДИОНУКЛИДОВ

Транспортировка радиоактивных веществ (РВ) и ядерных делящихся материалов (ЯДМ) — важный компонент ядерного топливного цикла.

Ежегодно в мире транспортируется около 10 млн. упаковок с радиоактивными веществами различного вида. Обеспечение безопасности транспортирования РВ, ЯДМ и изделий на их основе имеет большое значение в связи с наличием потенциального риска нанесения ущерба людям, окружающей среде и имуществу в процессе их перевозки, выполнения погрузочно-разгрузочных операций и промежуточного хранения. Наличие такого риска обусловлено возможностью аварии транспортного или погрузочного средства, воздействием на упаковки разрушающих механических и тепловых нагрузок в процессе перевозки, которые могут привести к рассеянию РВ в окружающую среду, и облучением персонала сверх установленных норм при нарушениях правил безопасного обращения с упаковками. Транспортировка тысяч тонн высокорadioактивного отработавшего ядерного топлива требует больших усилий для создания высочайшей технологической культуры. Сегодня ответственность за решение этой задачи очень велика, так как авария не только на АЭС, но и при перевозке грузов с большой радиоактивностью может повредить здоровью большого числа людей, профессионально не имеющих отношения к ядерной технологии.

Безопасность транспортировки имеет еще один важный аспект — межведомственный. Когда ОЯТ отправляется в путь, оно попадает во власть целого ряда организаций, некомпетентных в вопросах безопасности ядерной энергетики. И если для безопасности АЭС первостепенное значение имеет уровень подготовки операторов, то в случае транспортировки отработавшего топлива на первое место становятся выбор безопасного маршрута и тщательно продуманный график движения контейнерного поезда.

Транспортировка является связующим звеном производственной деятельности предприятий (АЭС, предприятия ЯТЦ, исследовательские ядерные центры, судовые установки гражданского и военного флотов и др.), осуществляющих обращение с радиоактивными материалами. Номенклатура перевозимых по территории России РВ чрезвычайно широка: ядерные делящиеся материалы, радиоактивные вещества, отработавшее ядерное топливо и радиоактивные отходы, свежее ядерное топливо, уран и плутоний в различных химических соединениях (различном физическом состоянии и с различной степенью обогащения по делящимся нуклидам), изотопные источники, и т.п. Их перевозка осуществляется наземным, водным и воздушным видом транспорта. В Табл. 17 приведены данные о типах вагонов-контейнеров и упаковках используемых при транспортировке ОЯТ.

Табл. 17. Типы вагонов-контейнеров и упаковок, используемых при транспортировке ОЯТ.

Тип вагона-контейнера и упаковки	Назначение	Годы создания	Число	Принадлежность	Срок эксплуатации	Вместимость
ТК-6	Для перевозки ОЯТ ВВЭР-440, 365, ВК-50 на ПО «Маяк»	1978-1985	15	ПО «Маяк»	30	По 30 ВВЭР-440,365, 18 ВК-50
ТК-10	с Для перевозки ОЯТ	1984-	7	ГХК	20	6 ВВЭР-1000

упаковкой 10В или 10В-1	ТУК- ТУК-	ВВЭР-1000 серийных реакторов и НАЭС	1986					
ТК-11 упаковкой 11БН	с ТУК-	Для перевозки ОЯТ БН-350, 600 на ПО «Маяк»	1983- 1987	7	ПО «Маяк»	20	28 БН-350, 35 БН-600	
ТК-13 упаковкой 13 или ТУК-13/1В	с ТУК-	Для перевозки ОЯТ серийных ВВЭР- 1000 на ГХК	1987- 1991	12	ГХК	20	12 ВВЭР- 1000	
ТК-5 с упаковкой ТУК-19	с	Для перевозки ОЯТ исследовательских реакторов на ПО «Маяк»	1990	2 вагона с 16 контейнерами, 1 вагон с 4 контейнерами	ПО «Маяк» СФ НИКИЭТ	20	4-16 в зависимости от типа ОТВС	
ТК-ВГ-18 упаковками 18	с ТУК-	Для перевозки ОЯТ транспортных реакторов на ПО «Маяк»	1988- 1989	4 вагона по 3 контейнера, 40 оборотных контейнеров	ПО «Маяк»	25	21-49 в зависимости от типа	
ТК-ВГ-18 упаковками 32	с ТУК-	Для перевозки ОЯТ на исследование и ПО «Маяк»	1994	1 вагон с 3 контейнерами	ГНЦ РФ-НИИАР	25	3-5 транспортных реакторов, 12 СМ-2 или 21 МИР 9 или 16 РБМК-1000	
ТК-8 упаковками ВТУК-8	с	Для внутристанционной перевозки ОЯТ РБМК-1000	1963, 1986, 1995	7, в том числе 1 2 3 1	ЛАЭС КАЭС САЭС ЧАЭС			
ТК-НВ с ВТУК	с	Для внутристанционной перевозки на НАЭС с ВВЭР-440,365	1963- 1965	2	НАЭС	-	30 ВВЭР- 440,365	
Железнодорожная тележка с ВТУК Кастор 1000	с ВВЭР-	Для внутристанционной перевозки на НАЭС с ВВЭР-1000	1983	1	НАЭС	25	12 ВВЭР- 10000	

По состоянию на начало 2000 г. вывезено 5600 отработавших ТВС (более 2300 т урана), в том числе с АЭС Украины около 2460 (более 1000 т урана).



Рис.6 Вагон для перевозки ОЯТ по железной дороге

При выполнении операций, связанных с транспортированием РВ и ЯДМ, радиационную опасность представляют: ионизирующее излучение, создающее дозу облучения, превышающую значения, установленные нормами радиационной безопасности НРБ-99 для персонала категории А, непосредственно выполняющего погрузочно-разгрузочные работы, а

также для лиц категории Б при транспортировании и промежуточном хранении упаковок; радиоактивное загрязнение поверхностей вагона, оборудования и других грузов, находящихся

на транспортном средстве; радиоактивные вещества, которые в аварийной ситуации или при неисправности ТУК могут попасть в окружающую среду и создать уровни загрязнения и концентрации радионуклидов в воде и окружающем воздухе сверх допустимых значений.

Радиационная безопасность при транспортировании ядерных делящихся материалов обеспечивается выполнением следующих условий: соблюдением установленных требований и обеспечением качества при разработке, проектировании и изготовлении транспортных контейнеров; проведением необходимого объема испытаний контейнеров; контролем радиационных характеристик перевозимых радионуклидов; контролем технического состояния контейнера (систем герметизации, элементов крепления и т.д.); соблюдением норм загрузки и условий размещения радиоактивных веществ в полости контейнера, правильности установки нейтронных поглотителей и других элементов защиты; осуществлением дозиметрического контроля загрязненности поверхностей транспортного средства; контролем технического состояния и исправности транспортного средства, его обеспечения необходимыми средствами пожаротушения, контроля радиационной обстановки и аварийными средствами защиты; соблюдением правил безопасности при выполнении погрузочно-разгрузочных операций; соблюдением норм и правил погрузки упаковок на транспорт, соблюдением установленных ограничений на взаимное расположение упаковок; выполнением комплекса организационно-технических мероприятий по обеспечению безопасности перевозок, включая выбор оптимального маршрута и графика следования транспортного средства, исключение несанкционированного доступа к упаковкам посторонних лиц.

Важным условием обеспечения безопасности перевозок радиоактивных веществ является соответствие потенциальной опасности содержимого упаковки степени ее прочности, надежности и защитных свойств. Выполнение этого условия достигается путем определения правилами видов перевозимых РВ и установления соответствующих требований к характеристикам и методам испытаний упаковочных комплектов. Основными документами, регламентирующими перевозки радиоактивных веществ и ядерных делящихся материалов являются «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных веществ» (ПБТРВ-73 и «Основные правила безопасности и физической защиты при перевозке ядерных материалов» (ОПБЗ-83). В настоящее время на основе правил МАГАТЭ проводится разработка новых вариантов правил ПБТРВ-93 и ОПБЗ-93.

Процесс транспортирования ядерных материалов является наиболее слабым звеном с точки зрения подверженности несанкционированным действием по сравнению со стационарными объектами. Защита ядерных материалов на транспортных средствах в отличие от стационарных объектов не имеет многоструктурной системы охраны и не может использовать обычный набор оборудования и технических средств для заблаговременного обнаружения опасности, ее оценки, задержки доступа и принятия ответных мер. С учетом географии размещения объектов, осуществляющих ядерную деятельность, состояние и развития в стране транспортных схем перемещения промышленных грузов главенствующую роль в перевозках ядерных материалов с самого начала играли перевозки железнодорожным транспортом. Основной вид транспортного средства — багажный вагон специальной конструкции, двухтамбурный, имеющий три сообщающихся между собой отделения: служебное купе, грузовой отсек и купе охраны.

Начиная с 90-х г. XX века с активацией деятельности терроризма, стала очевидной необходимость принятия дополнительных мер по защите транспортных средств, перевозящих ядерные материалы. Решающее значение в решении этой проблемы сыграло достижение договоренности на сессии российско-американской комиссии по экономическому и техническому сотрудничеству в области нераспространения ядерного оружия о включении в него вопросов, связанных с совершенствованием физической защиты при перевозках ядерных материалов (1996). В результате была разработана программа создания автоматизированной системы безопасности транспортирования ядерных материалов с поэтапным ее внедрением.

.....



Рис.7 Выгрузка из железнодорожного вагона контейнера с отработавшим ядерным топливом на радиохимическом заводе (ГХК)

В последнее время, все большее значение принимают автомобильные перевозки. Положительные стороны автоперевозок: мобильность; отсутствие необходимости заблаговременного заказа рейса (норматив МПС —10 суток); быстрота доставки груза; стоимость доставки ниже, чем услуги МПС. Отрицательные стороны автоперевозок: больше внутренних административных процедур при подготовке к рейсу; большее число персонала, участвующего в рейсе; выше вероятность возникновения нештатных ситуаций в пути следования; зависимость от погодных условий (сильные снегопады, гололедица).

* * *

В настоящее время две особенности ядерного топливного цикла: радиационная опасность технологий топливного цикла и риск распространения ядерных материалов, полученных в результате переработки, ограничивает распространение технологий замкнутого топливного цикла. Сторонники открытого уранового топливного цикла указывают на то, что экономическая эффективность переработки ОЯТ будет проявляться только в случае крупномасштабного ввода в эксплуатацию быстрых реакторов. А удачной конструкции реактора на быстрых нейтронах пока создать не удалось. Как раньше, так и сейчас предприятия ЯТЦ, занимающиеся переработкой отходов, представляют значительную опасность для населения и окружающей среды. Кроме этого, нельзя забывать, что в каждой 1 тонне ОЯТ находится от 4 до 10 кг реакторного плутония.

Рис.8 Выгрузка контейнеров с ОЯТ



В результате переработки 20000 тонн зарубежного ОЯТ (такое количество ОЯТ может быть ввезено в ближайшие годы в Россию из-за рубежа) может быть извлечено ~ 200 т плутония, плюс уже имеющийся свой российский плутоний ~ 180 тонн. Тут сразу возникает проблема хранения выделенного плутония. Хранение 1 грамма плутония обходится в 5-6 USD в год, тогда общая денежная сумма, необходимая для хранения ~ 380 тонн (нашего и зарубежного) плутония, должна быть в размере 2.3 млрд. \$ в год. Также, следует особо отметить, что в составе

предприятий ЯТЦ России ядерных установок, находящихся под гарантиями МАГАТЭ, нет. В результате функционирования замыкающей стадии ядерного топливного цикла (ЯТЦ) атомной энергетики — утилизации продуктов жизнедеятельности объектов использования атомной энергии — в России накоплено большое количество радиоактивных отходов (РАО) и отработанного ядерного топлива (ОЯТ), содержащего значительное количество особо опасных (делящихся) радионуклидов. Перерабатывать их при существующих технологиях – резко

увеличить объем отходов. Именно поэтому открытый урановый топливный цикл сейчас в считается предпочтительным.

Из сказанного ясно, какое важное значение имеет правильный выбор базового элемента цикла (уран, плутоний, торий), его открытость или замкнутость, и насколько актуальной является проблема создания эффективных технологий переработки ОЯТ и РАО.