

А.А. ГЕВОРКЯН, В.З. МАРУХЯН

ПРОБЛЕМЫ ХРАНЕНИЯ, ПЕРЕРАБОТКИ И ЗАХОРОНЕНИЯ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Анализируются проблемы, связанные с хранением, переработкой и захоронением отработанного ядерного топлива (ОЯТ) в мире. Приведены данные о среднегодовом образовании ОЯТ и радиоактивных отходов (РАО) в мире, а также в расчете на единицу мощности. Проведен сравнительный анализ разных методов обращения с ОЯТ и РАО, показаны преимущества и недостатки каждого метода.

Ключевые слова: атомная электрическая станция, хранение, переработка и захоронение отработанного ядерного топлива.

Прогнозы МАГАТЭ и других международных организаций показывают, что в ближайшем будущем роль атомной энергетики в покрытии спроса на электроэнергию будет возрастать даже при реализации крупномасштабных мер по энергоснабжению и предельно возможном внедрении новых видов источников энергии, снижающих выбросы CO_2 в атмосферу. Развитие ядерной энергетики также связано с обеспечением режима нераспространения ядерных материалов при долговременном хранении и захоронении ОЯТ и РАО, образующихся при эксплуатации АЭС.

Развитие ядерной энергетики предполагает максимально эффективное использование действующих реакторов, продление срока службы реакторов и строительство новых ядерных энергоблоков. Наряду с этим важное значение имеет долгосрочный стабильный ядерный топливный цикл (ЯТЦ). Стабильность ЯТЦ определяют два следующих фактора:

- стабильность на начальном этапе (поставка топлива);
- решение проблем на заключительном этапе (переработка и удаление

ОЯТ).

Выбор заключительного этапа ЯТЦ может быть сделан лишь из следующих трех вариантов: переработка и рециклирование, прямое удаление, длительное временное хранение. Сравнение этих вариантов приведено в табл. 1.

При длительном хранении ОЯТ, даже при условии строгого и системного контроля, существует предельный срок хранения. Кроме того, этот вид хранения не дает окончательного решения для заключительного этапа – все равно не избежать выбора между переработкой и рециклированием и прямым удалением.

Комиссия по атомной энергии Японии провела сравнительный анализ обоих сценариев заключительного этапа ЯТЦ для Японии – переработки всего объема ОЯТ и прямого удаления [1]. Результаты сравнения по некоторым показателям приведены в табл. 2.

Сравнение вариантов заключительного этапа ЯТЦ

Вариант	Контроль за плутонием	Контроль за радиоактивными отходами
1 Переработка и рециклирование	Восстанавливается плутоний и осуществляется за ним контроль. Плутоний накапливается как ресурс ядерной энергетики для применения в будущем.	Путем химической обработки ОЯТ из него выделяются уран, плутоний, продукты деления и трансурановые нуклиды. Продукты деления и трансурановые нуклиды в виде брикетов хранятся в подземном хранилище, как отходы высокой удельной активности (ОВУА). Образующиеся в ходе переработки отходы низкой удельной активности (ОНУА) на основании соответствующей классификации хранятся под землей на надлежащей глубине.
2 Прямое удаление	ОЯТ без какой-либо обработки помещается в могильник. Контроль за плутонием не осуществляется. От ОЯТ отказываются, как от ресурса будущего.	ОЯТ без фракционирования отправляется в могильник глубокого заложения в качестве ОВУА.
3 Длительное хранение	ОЯТ в изначальном виде длительное время хранится и контролируется в хранилищах. В будущем решается: перерабатывать его или применить прямое удаление.	ОЯТ в изначальном виде длительное время хранится и контролируется в хранилищах. В будущем решается альтернатива: перерабатывать его или применить прямое удаление.

В конечном счете признано, что при переработке и рециклировании стоимость производства электроэнергии несколько превышает аналогичный показатель при прямом удалении, но по другим показателям в комплексе первый вид заключительного этапа ЯТЦ имеет преимущества. По результатам комплексной оценки Комиссия по атомной энергии Японии пришла к выводу о целесообразности курса на переработку ОЯТ, регенерацию и эффективное использование плутония и урана. При оценке преимуществ переработки и рециклирования на заключительном этапе ЯТЦ первоочередным является накопление плутония и безопасность.

Результаты сравнения вариантов заключительного этапа ОЯТ по некоторым показателям

	Показатель сравнения	Результаты сравнения обоих сценариев
1	Безопасность	Существенного различия между сценариями нет.
2	Техническая осуществимость	Существует сравнительно большой практический опыт переработки ОЯТ и недостаточные технические знания технологии прямого удаления.
3	Экономия ресурсов и стабильность поставок	Переработка и рециклирование дают экономию урана в пределах 20% и эффективную поставку топлива для будущих реакторов типа FBR.
4	Воздействие на окружающую среду	Снижение скрытой токсичности и сокращение площадей для хранилищ обуславливают преимущество варианта переработки и рециклирования.
5	Экономичность	Прямое удаление имеет преимущество – 0,5...0,7 цент/кВтч.
6	Ядерное нераспространение	Существенного различия между сценариями нет.
7	Опыт зарубежных стран	Страны, обладающие большим количеством ОЯТ, в основном выбирают переработку. Страны с малоразвитой ядерной энергетикой выбирают прямое удаление.
8	Реакция общества	Потеря доверительных отношений с населением районов размещения и, следовательно, трудности размещения промежуточных хранилищ и площадок для прямого удаления обуславливают преимущество курса на переработку.
9	Проблемы, связанные с изменением политики	Существуют проблемы выбора вида заключительного этапа ЯТЦ, связанные с изменениями политической ситуации в стране.
10	Обеспечение альтернативы (гибкость)	Курс на переработку обеспечивает большую способность реагировать на будущие неопределенности в технологиях переработки и в изменениях международного подхода к проблеме.

В табл. 3 представлены результаты сравнения двух сценариев по экономическим показателям.

Хранение ОЯТ является не конечным, а важным промежуточным этапом ЯТЦ, хотя следующим этапом может быть или его прямое удаление, или переработка и рециклирование топлива. Все ОЯТ или ОВУА, образовавшиеся при его переработке, в конечном счете должны быть захоронены. Это означает, что должна существовать возможность безопасного обращения с ОЯТ после его длительного временного хранения.

На начало 2008 г. в 30 странах мира находились в эксплуатации 435 ядерных энергоблоков общей установленной мощностью 369 ГВт [2]. Они произвели 2660 ГВт·ч электроэнергии, что составляет около 16% мировой выработки электроэнергии. Еще 29 блоков находятся в стадии строительства, их общая мощность составит 24 ГВт. Все действующие ядерные энергоблоки в среднем производят 11500 т ОЯТ в год в пересчете на тяжелый металл (ТМ)

(ежегодно из реактора типа LWR электрической мощностью 1000 МВт выгружают 20...25 т ОЯТ в пересчете на ТМ [3]).

Таблица 3

Результаты сравнения вариантов переработки по экономическим показателям

Этап	Показатель	Переработка, цент/кВтч	Прямое удаление, цент/кВтч
Начальный этап	Урановое топливо;	0,57	0,61
	МОХ топливо;	0,07	-
Заключительный этап	Переработка;	0,63	-
	хранение, транспортировка и удаление ОВУА;	0,16	-
	обработка, хранение и удаление трансураниевых отходов;	0,11	-
	промежуточное хранение;	0,04	0,14
	прямое удаление ОЯТ.	-	0,19...0,32
Итого		1,6	0,9...1,1
Стоимость производства электроэнергии		5,2	4,5...4,7
Стоимость производства электроэнергии с включением расходов на изменение энергетической политики		5,2	5,4...6,2

В настоящее время треть всего ОЯТ подвергается переработке, около 8000 т ОЯТ в пересчете на ТМ в год требуют временного хранения. По состоянию на начало 2003 г. в хранилищах различного типа находилось около 227000 т ОЯТ в пересчете на ТМ. Прогнозы показывают, что к 2020 году, когда большинство ныне действующих ядерных энергоблоков выработают свой разрешенный срок эксплуатации, количество ОЯТ составит ~ 445000 т в пересчете на ТМ. Учитывая политику, существующую в данной области, можно предположить следующее:

- в Западной Европе количество отработанного топлива, подлежащего хранению, слегка уменьшится вследствие переработки части ОЯТ;
- в Восточной Европе количество ОЯТ удвоится в течение следующих 10 лет;
- Америка будет хранить все отработанное топливо в хранилищах, так что количество ОЯТ будет постоянно возрастать;
- в Азии и Африке количество ОЯТ, подлежащего хранению, так же, как и в Восточной Европе, удвоится в течение следующих 10 лет.

Страны, эксплуатирующие АЭС, используют хранилища разных типов. В начале 2003 года общая вместимость хранилищ мира составляла 244000 т ОЯТ в пересчете на ТМ, при этом вместимость бассейнов выдержки при реакторах – 163000 т ОЯТ в пересчете на ТМ. Практически все страны увеличивают свои возможности хранения ОЯТ либо путем более плотного его размещения в бассейнах выдержки за счет модернизации решеток хранилища или учета изменения изотопного состава топлива вследствие выгорания, либо за счет ввода в строй новых хранилищ вне реакторных зданий (табл.4). Таким образом, общемировая вместимость хранилищ примерно на 73000 т ОЯТ в пересчете на

ТМ превышает потребность в них. Это означает, что вновь образующееся ОЯТ могло бы полностью заполнить имеющиеся резервы хранилищ (с учетом строящихся) примерно к 2017 году, если к тому времени не будут построены новые хранилища [4].

Оценки, проведенные для условий Германии, показали, что расходы на создание и эксплуатацию сухого хранилища, включая снятие его с эксплуатации спустя 40 лет, могут составить около 80 млн евро, а аналогичные расходы для мокрого хранилища - ~ 200 млн евро [5].

Таблица 4

Вместимость действующих и строящихся хранилищ, 1000 т ОЯТ в пересчете на ТМ

Регион	Действующие хранилища				Строящиеся хранилища		
	БВ	ВРХ мокрые	ВРХ сухие	Всего	ВРХ мокрые	ВРХ сухие	Всего
Западная Европа	28,3	32,3	11,3	71,9	3,0	1,0	4,0
Восточная Европа	11,9	20,8	1,5	34,2	3,0	8,9	11,9
Америка	94,9	1,7	8,5	104,9	-	6,8	6,8
Азия и Африка	27,9	3,3	1,7	32,9	0,5	0,8	1,3
Весь мир	162,8	58,1	23,0	243,9	6,5	17,5	24,0

Ранее большинство стран Восточной Европы в вопросах обращения с ОЯТ сотрудничали с Советским Союзом. Теперь прежние соглашения о возврате ОЯТ в Россию переводятся на коммерческую основу. Вследствие экономических трудностей большинство этих стран выбирают вариант строительства собственных хранилищ ОЯТ [6,7].

При переработке ОЯТ образуются растворы ОВУА, в основном долгоживущие трансурановые элементы и продукты деления. На заводах по переработке ОЯТ также образуются отходы средней удельной активности (ОСУА) и ОНУА в виде шлаков (отверждаемых в цемент или битум и прессуемых твердых отходов). Так, при переработке ОЯТ, выгруженного из реактора PWR, объем образующихся ОВУА, ОСУА и ОНУА составляет (по данным фирмы AREVA Cogema, Франция) соответственно 4, 20 и 70 м³/Вт·год. Объем ежегодно образующихся в странах Европейского Союза ОВУА, включая ОЯТ в форме, пригодной для прямого удаления, оценивается в 300...500 м³. Согласно оценке, общий объем долгоживущих ОВУА в 2020 году в мире составит около 300000 м³, а долгоживущих ОСУА - ~1000000 м³.

Таблица 5

Сравнение затрат на хранилище ОЯТ и ОВУА, млн евро

Стадия проекта	Полная переработка ОЯТ			Прямое окончательное удаление ОЯТ		
	Базовая стоимость	Коэффициент неопределенности	Оценочная стоимость	Базовая стоимость	Коэффициент неопределенности	Оценочная стоимость
Строительство	190	1,95	371	430	2,40	1032
Эксплуатация	63	1,95	122	53	2,70	144
Закрытие	36	2,38	85	106	3,00	318
Всего	289	-	587	589	-	1494

Европейская комиссия в 2003 году приняла директиву, в которой содержится требование к правительствам стран-членов Европейского Союза ускорить процесс принятия национальных программ по удалению ОЯТ/ОВУА и долгоживущих ОСУА, чтобы не позднее 2008 года сделать выбор площадок для таких хранилищ и начать их эксплуатацию к 2018 году [8].

На международном уровне в качестве надежного способа долговременной изоляции от окружающей среды ОЯТ и/или ОВУА и долгоживущих ОСУА принята и разработана концепция хранилищ в глубокозалегающих породах, таких как гранит, глина, соль, туф. Доминирующими факторами, подтверждающими возможность безопасного захоронения в этих породах, являются их инертность к излучению и тепловыделению ОЯТ/ОВУА и низкие фильтрационные свойства, исключающие распространение радионуклидов с подземными водами. Согласно этой концепции, многобарьерная система изоляции ОЯТ/ОВУА с инженерными и природными барьерами обеспечивает целостность хранилища на протяжении длительного периода ($10^4 \dots 10^5$ лет), в течение которого происходит уменьшение активности тепловыделения и радиотоксичности удаленных отходов до безопасного уровня.

Согласно оценкам, стоимость хранилища для прямого захоронения ОЯТ может превысить в 2,5 раза стоимость хранилища для остеклованных ОВУА, образующихся в результате переработки ОЯТ (табл. 5) [9].

В табл. 6 приведены сведения о планах долговременного обращения с ОЯТ и/или ОВУА в странах Восточной и Западной Европы. Следует отметить, что некоторые страны, ранее выбравшие замкнутый ЯТЦ (с переработкой ОЯТ), в последние годы стали отдавать предпочтение концепции обращения с ОЯТ с вариантом его захоронения. Так, в Бельгии мораторий на переработку ОЯТ действует с 1993 года, в Германии – с 2005 года, а в Швейцарии в 2000 году принят новый закон, который ввел запрет или 10-летний мораторий на переработку ОЯТ.

Таблица 6

Планы введения в эксплуатацию глубоких хранилищ ОЯТ и/или ОВУА в странах Европы

	Страна	РАО, подлежащие удалению в глубокозалегающие породы	Начало эксплуатации хранилища (могильник)
1	2	3	4
1	Бельгия	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	В период 2035...2070 (2080) гг.
2	Болгария	ОЯТ	Решение отсрочено
3	Великобритания	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	Концепция обращения с ОВУА и долгоживущими ОСУА не принята
4	Венгрия	ОЯТ	2047 г.
5	Германия	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	Ранее планировали на 2012 г, но в 2000 г. введен мораторий на исследовательские работы
6	Испания	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	Принятие решения о строительстве отсрочено до 2010 г.
7	Италия	ОЯТ	Не определено

1	2	3	4
8	Литва	ОЯТ	Определена только концепция глубокого захоронения
9	Нидерланды	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	После 100 лет хранения отходов (2100 г.)
10	Румыния	ОЯТ	2049 г.
11	Республика Словакия	ОЯТ	2037 г.
12	Словения	ОЯТ	2066 г.
13	Чешская Республика	ОЯТ	2065 г.
14	Финляндия	ОЯТ	2020 г.
15	Франция	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	Не определено
16	Швейцария	ОЯТ/ОВУА и долгоживущие ОСУА	2040 г.
17	Швеция	ОЯТ	2015 г.

На выбор стратегии обращения с ОЯТ и долгоживущими ОСУА влияют экономические, экологические, политические и регулирующие аспекты, аспекты безопасности и обеспечения режима нераспространения оружейных материалов.

Радиационное воздействие прямого захоронения или переработки ОЯТ считается довольно незначительным. Используя продукты, полученные при переработке ОЯТ, можно снизить объемы по добыче и переработке руды, что приведет к сокращению количества отходов, образующихся во время этих операций. Кроме того, при переработке образуется незначительное количество ОВУА, содержащих 99% всей радиоактивности ОЯТ и подлежащих удалению в глубокозалегающие подземные хранилища. С точки зрения радиационной опасности и аргументированного продолжения жизненного цикла АЭС, переработка рассматривается как более предпочтительный вариант.

Выделение плутония из ОЯТ снижает радиотоксичность оставшегося продукта в 10 раз (по сравнению с ОЯТ), появляется возможность использовать регенерированный уран и плутоний с целью изготовления топлива для энергетических реакторов.

В настоящее время в мире реализуют замкнутый ЯТЦ (Великобритания, Франция, Россия, Япония) с переработкой ОЯТ и использованием энергетического плутония в МОХ топливо реакторов PWR (Франция), а также открытый ЯТЦ (без переработки ОЯТ) в реакторах PWR и BWR (США и Швеция) и тяжеловодных реакторах CANDU/PHWR (Канада). На практике при переработке ОЯТ реакторов LWR в расчете на 1 т перерабатываемого топлива образуется ~ 0,1 м³ остеклованного топлива и ~ 0,35 м³ ОСУА, а также отходы ОНУА (для сравнения объем 1 т ОЯТ составляет 1,5 м³) [10]. На всех действующих промышленных заводах по переработке ОЯТ используется водно-экстракционная PUREX (Plutonium Uranium Extraction) технология, которая обеспечивает высокую очистку урана и плутония (более 99%) от продуктов деления.

Альтернативным ЯТЦ является DUPIC-цикл (Direct Use of Spent PWR fuel in CANDU). Анализ использования невыгоревшего урана реакторов PWR в DUPIC-цикле реактора CANDU показал, что может быть получен выигрыш за счет значительного сокращения потребностей в исходном сырье и трехкратного снижения выгружаемого ОЯТ в расчете на 1 кВт·ч электроэнергии, произведенной на АЭС с реактором CANDU, по сравнению с открытым циклом.

Таким образом, радиоактивные отходы – одна из основных проблем ядерной индустрии. Особую озабоченность вызывают долгоживущие высокоактивные отходы, к числу которых относится и ОЯТ. Очевидно, основные долгоживущие РАО должны быть либо изолированы от окружающей среды, пока их радиоактивность превышает уровни, рассматриваемые как безопасные (а эти времена измеряются тысячами лет), либо трансмутированы, т.е. переведены в форму, где долгоживущие радионуклиды превращены в короткоживущие или стабильные.

Решение этой проблемы видится в создании долговременных подземных хранилищ РАО, размещенных в геологически стабильных формациях. Соответствующие исследования ведутся уже длительное время. Мировое лидерство в данной области сохраняет США: на юго-востоке штата Нью Мексико с 1999 года эксплуатируют единственное пока в мире подземное хранилище трансурановых отходов (ТУО) – установку WIPP (Waste Isolation Pilot Plant), а в 2010 году планируют ввод в эксплуатацию национального хранилища ОЯТ/ОВУА в Юкка-Маунтин (штат Невада). Большинство концепций многобарьерной системы изоляции предусматривают сооружение в выбранной породе сети горизонтальных тоннелей на глубине ниже уровня грунтовых вод. Одной из главных задач всех НИОКР по глубокой подземной изоляции является оценка качества многобарьерной системы хранилища ОЯТ/ОВУА, включающей инженерные и природные барьеры. К ключевым инженерным барьерам относятся: форма отходов (кондиционированное ОЯТ или остекловывание ОВУА); контейнер или верхняя оболочка упаковки; буферный материал, используемый для защиты контейнера и отделяющий его от вмещающей породы; закладочный материал (для засыпки тоннелей и шахт доступа) [11]. В ряде случаев они находятся на стадии разработки и даже реализации проектов, хотя надежность геологических захоронений в долгосрочном плане по-прежнему подвергается сомнению ввиду возможности сейсмических возмущений. Такие хранилища надлежащей емкости вступят в эксплуатацию еще не скоро. Во втором случае изучают различные варианты: ядерные реакторы, выжигающие долгоживущие радионуклиды, электроядерные системы с использованием ускорителей частиц и другие возможные способы осуществления необходимых для трансмутации ядерных реакций. Однако до окончательного решения проблемы здесь пока еще далеко, и налицо очевидные трудности технического и экономического плана.

В этой ситуации большое внимание сейчас уделяют увеличению емкости существующих пристанционных устройств хранения. Все большую привлекательность получает идея создания промежуточных хранилищ, куда ОЯТ могли бы помещать на временное хранение, пока появится возможность перевести их на окончательное размещение в геологическое хранилище или подвергнуть трансмутации.

Указанные проблемы, с разной степенью остроты, стоят перед всеми странами (большими и малыми), эксплуатирующими ядерные реакторы.

Многонациональные хранилища.

Одним из доступных способов решения проблемы конечного размещения ОЯТ для небольших стран могут быть многонациональные хранилища. Дискуссии о достоинствах и недостатках размещения РАО на многонациональной основе то вспыхивают, то затухают на протяжении длительного времени. Однако подход к этой проблеме часто не носит открытого и объективного характера. Обычно в дебатах с самого начала доминируют чисто экономические соображения, или они, не успев развернуться, выдыхаются под давлением чисто политических факторов. Некоторые предпринятые в последнее время исследования имеют целью более беспристрастное рассмотрение вариантов размещения ОЯТ. Так, проблема региональных хранилищ изучалась консультативной группой МАГАТЭ. В число наиболее важных вопросов входят следующие.

Технические вопросы. На чисто техническом уровне нет почти никаких факторов, которые влияют на выбор многонациональных и не влияют на выбор национальных проектов хранилищ. В обоих случаях требуется система размещения ОЯТ, обеспечивающая одинаково высокий уровень безопасности в течение длительного периода времени. Одинаково высокие научные и технико-технологические стандарты требуются для выбора площадки, строительства, эксплуатации и изоляции такого устройства. При решении задачи с таким большим горизонтом по времени не должно быть ни смягчения, ни неоправданного ужесточения стандартов безопасности и экологических требований в зависимости от текущего экономического или социального уровня развития в потенциальной стране сооружения многонационального хранилища.

Есть все же определенные технические проблемы, связанные с выбором места строительства. Наиболее очевидным является вопрос о наличии подходящих геологических формаций. Проекты хранилищ обладают определенной гибкостью, и требования по геологии могут быть относительно умеренными даже в случае ОБУА. Поэтому большинство стран могли бы подобрать подходящие площадки. Тем не менее технические проблемы деятельности по отбору и формированию характеристик площадки можно облегчить, если потенциальные места размещения выбрать как можно более "простыми", т.е. с протяженными, геологически стабильными и относительно однородными скальными основаниями [12].

Экономические вопросы. Совместные хранилища не должны быть необходимыми с технической точки зрения, но они определенно могут быть привлекательными с точки зрения экономической. Стоимость жизненного цикла глубоких геологических хранилищ исчисляется в миллиардах долларов. Это верно даже для небольших стран с малыми прогнозируемыми объемами генерируемых отходов. Кроме того, большая часть затрат носит фиксированный характер, так как они связаны с изыскательскими работами и обеспечением проходки шахт. Соответственно, можно получить значительную экономию, если небольшие страны объединят свои усилия, или если будет большая программа приема отходов от зарубежных источников. Согласно Хейсингу [13], расчеты различных сценариев реализации германской программы размещения ОЯТ показывают, что расчетную стоимость размещения, равную ~ 37 млрд дол.,

можно уменьшить до уровня ~ 14 млрд дол. только за счет долевого участия других нуждающихся в размещении своих отходов сторон.

Для страны, принимающей на размещение зарубежные отходы, очевидно, было бы экономически выгодно получить компенсацию за потенциальные социальные и экологические последствия такого размещения. Страны, оплачивающие размещение своих отходов за рубежом, также могли бы иметь финансовую выгоду, так как экономия, связанная с масштабным эффектом, позволяет обеспечить более низкие удельные затраты. Для экспортирующей отходы страны, однако, существуют и негативные экономические факторы, как, например, списание "замороженных" затрат, потеря инвестиций, вложенных в национальные проекты размещения отходов, а также уменьшение возможностей, связанных с участием в высокотехнологических предприятиях и проектах, таких как увеличение занятости и развитие предпринимательства.

Организационные и институциональные вопросы. Возможны различные потенциальные объединения партнеров в проекте совместного хранилища. Страна размещения хранилища, осуществляющая большую ядерную программу, могла бы принимать отходы у менее крупных стран. Страна с продвинутой технологией может принести знания и умения, нужные для сооружения хранилища там, где меньше проблем, связанных с отведением площадки под его строительство. Безусловно, была бы ценной определенная степень многонационального надзора, и такой надзор мог бы осуществляться даже на этапах перевозки и охраны РАО.

Политические и этические вопросы и проблема приемлемости для населения. Существует очень мало или даже нет вообще препятствий, мешающих применению многонациональных хранилищ с точки зрения технических или институциональных вопросов. В политическом плане, однако, как оказывается, для большинства стран в настоящее время трудно поддерживать планы размещения отходов на многонациональной основе, особенно если данная страна является страной размещения такого хранилища. Действительно, в некоторых странах законодательно запрещен импорт зарубежных отходов с целью их размещения на хранение (например, во Франции и Швеции). В других странах (например, в Швейцарии) законодательные и регулирующие нормы сдерживают (хотя прямо не запрещают) даже экспорт РАО. Представляется, что потенциальные экономические преимущества перевешиваются на политической арене требованиями оппозиции, базирующейся на синдроме NIMBY (not-in-my-backyard, т.е. "не у меня"). Изменение политической позиции маловероятно до тех пор, пока одобрение общественностью и населением экономических преимуществ, причем как на национальном, так и на местном уровнях, не перевесит опасение населения в связи с размещением РАО. Точка зрения общественности связана, главным образом, со страхом распространения радиоактивности. Не важно, является ли этот страх рациональным или иррациональным - результат тот же. Есть несколько способов противостоять этому. Одним из них является предоставление доказательств обеспечения высоких уровней безопасности. Необходимо также завоевать доверие населения за счет высокого качества работ и тесного взаимодействия с местной общественностью, а также предоставить достаточные доказательства экономических преимуществ.

Связанные с размещением отходов этические вопросы довольно широко обсуждались на протяжении последних лет. Сформулированы принципы, которые поддерживаются сообществом людей, связанных с менеджментом отходов, и касаются интра- и интергенерационной эквивалентности. Очевидно, что в соответствии с этими принципами многонациональные хранилища отходов должны найти применение.

Вопросы безопасности хранилища, экономических выгод и этического поведения тесно связаны между собой. Если бы существовало достаточно широкое согласие относительно того, что принятие на своей территории хранилища сравнимо с принятием любого другого большого долгосрочного промышленного проекта с рассмотрением обычных экономических, социальных и экологических проблем, то не было бы никакой этической дилеммы в экспорте или импорте отходов для их размещения в хранилище. Размеры компенсации были бы основаны на суждении о ценности локализованной общины, выполняющей работы по оказанию услуг, направленных на общее благо. Возможно, появилась бы даже конкуренция за право принять у себя хранилище отходов, как это имело место для различных совместных многонациональных исследовательских установок.

Обработка и кондиционирование ОНУА и ОСУА

Эксплуатационные РАО - в основном отходы низкой и средней удельной активности. Последние в небольшом количестве возникают в результате обслуживания и функционирования вспомогательных систем ядерного реактора.

Доля образующихся РАО по отношению к общему количеству других отходов очень мала. Так, во Франции, где 78% производимой электроэнергии приходится на АЭС, доля РАО составляет 0,015% общего количества ежегодно производимых в стране опасных промышленных отходов, а в США, где эксплуатируется более 100 ядерных энергоблоков (почти 25% от мирового парка), - 0,05%.

МАГАТЭ разработало нормы безопасности при обращении с РАО и предложило унифицированную систему их классификации, в соответствии с которой выделены следующие категории отходов:

- отходы высокой удельной активности;
- отходы средней и низкой удельной активности, которые подразделяются на коротко- и долгоживущие отходы;
- отходы очень низкой удельной активности (ООНУА).

Большая часть короткоживущих ОСУА образуется при эксплуатации АЭС, а долгоживущие отходы ОСУА - в процессе переработки ОЯТ.

В нормальном режиме эксплуатации энергетических реакторов образуются, в основном, ОНУА и небольшое количество ОСУА. В частности, на АЭС мощностью 1000 МВт(эл) ОСУА (загрязненные фрагменты оборудования, ионообменные смолы, фильтры для очистки воды) составляют около 30% количества образующихся ОНУА, но активность ОСУА достигает 97% суммарной активности ОНУА.

Низкоактивные технологические отходы АЭС (ткань, бумага, картон, виниловые пленки и др.) и металлический скрап (металлолом), ежегодно образующиеся в количестве 100...300 т в результате операций по обслуживанию и ремонту одного блока АЭС, могут быть переведены в категорию ООНУА.

В последние годы во всех странах с развитой ядерной энергетикой достигнуто значительное снижение объема и, соответственно, затрат на обращение с эксплуатационными РАО. Так, во Франции в расчете на один блок реактора PWR мощностью 1000 МВт(эл) объем кондиционированных РАО, предназначенных на удаление в хранилище за период с 1985 по 1999 г., был снижен почти в 4 раза (от 360 м³ до менее 90 м³). В США к 2000 г. на реакторах PWR и BWR по сравнению с 1993 г. было достигнуто уменьшение более чем в 2 раза объема образующихся кондиционированных ОНУА [14].

По данным WANO, среднее количество кондиционированных ОНУА, образующихся при эксплуатации одного энергоблока с реактором BWR, составляет 68 м³, для PWR или PHWR – 41 м³, а для GCR - 7 м³. По оценкам, при выработке реактором типа PWR электроэнергии 1 ГВт-год на АЭС образуется ОНУА и ОСУА соответственно 86...130 и 22...33 м³ [15]. Несмотря на то, что доля образующихся РАО по отношению к общему количеству производимых опасных промышленных отходов очень мала, обращение с РАО является довольно дорогостоящим и трудоемким процессом. С развитием ядерной энергетике в странах разработаны и используются безопасные и эффективные технологии окончательного удаления ОНУА и ОСУА.

Жидкие РАО в промышленном масштабе традиционно обрабатывают методами упаривания, ионного обмена и осаждения с целью концентрирования радиоактивных загрязнений. Кроме того, предстоит расширить применение таких перспективных методов обработки РАО, как гальванокоагуляция, высокоградиентная магнитная сепарация и мембранное деление (ультрафильтрация, обратный осмос, электродиализ), а также их комбинации с традиционными методами.

Помимо вышеуказанных методов, широкое использование, возможно, найдут комплексообразующие полимерные сорбенты, в том числе водорастворимые полимеры.

Твердые РАО подвергают сжиганию и прессованию, особенно суперпрессованию, что обеспечивает высокий коэффициент уменьшения объема отходов. Крупнейшими поставщиками суперпрессов являются фирмы НРА (Германия) и Fontijne Holland BV (Нидерланды).

Влажные ОСУА, образующиеся в результате переработки ОЯТ, занимают большие объемы для временного хранения.

Во Франции внедрение прессования вместо цементирование конструкционных отходов с перерабатывающих заводов UP3 и UP2 с последующим помещением их в универсальную канистру, используемую для остеклованных ОБУА, позволит сократить их объем в 4 раза [11].

Рециклирование металлических ОНУА. В настоящее время металлический скрап (металлические отходы) низкой удельной активности, возникающий при эксплуатации АЭС, подвергают дезактивации и/или плавлению. Последний процесс приводит к существенному снижению объема металлических отходов по сравнению с другими методами дезактивации. При плавлении происходит частичная очистка скрапа за счет перехода радионуклидов из расплава в шлак и/или в аэрозоли, оседающие на фильтре.

Кондиционирование ОНУА и ОСУА осуществляют традиционными методами: цементированием, битумированием с добавлением полимеров. В ряде

европейских стран для ОНУА и ОСУА используют следующие методы кондиционирования (табл. 7).

В последние годы в США получают распространение следующие перспективные методы: сушка в высокопрочных контейнерах (High-Integrity Containers - HIC) и остекловывание на основе технологий, разработанных для ОБУА. Технология промышленного остекловывания имеет преимущество с точки зрения минимизации отходов и приемлема для всех ОНУА, образующихся на АЭС. Тем не менее, в ближайшие десятилетия цементирование останется во многих странах наиболее простым, дешевым и достаточно безопасным методом кондиционирования ОНУА и ОСУА.

Во Франции такие отходы, как концентрат от упаривания и фильтры, обрабатывают и кондиционируют только на установках, расположенных на площадках АЭС, а более низкоактивные (технологические) отходы кондиционируют на установке, расположенной на площадке централизованного хранилища Об. Однако в Германии, Японии, Великобритании и США все типы отходов поступают в централизованное хранилище в кондиционированной форме.

Кондиционирование ОБУА. Надежным способом кондиционирования ОБУА (с целью их долговременной (104...105 лет) изоляции от биосферы) является их иммобилизация в неорганические матрицы, реализуемая с помощью высокотемпературных процессов. Стекло, керамика, минералоподобные композиции обладают более высокой химической, механической и радиационной устойчивостью, чем полимерные материалы и цементные компаунды.

В настоящее время а остекловывание является единственным методом промышленного масштаба, позволяющим проводить отверждение жидких ОБУА в безопасную форму. В результате остекловывания происходит уменьшение объема жидких ОБУА на 1/3 их первоначального объема.

Остекловыванию подвергается смесь, содержащая ОБУА (концентрация до 5000 Ки/л) и ОСУА – 1...10 Ки/л.

Наряду с совершенствованием процессов остекловывания ОБУА разрабатывают методы, позволяющие получить минералоподобные материалы, термически и радиационно более стойкие, чем стекло (по некоторым данным, под действием облучения может произойти нарушение структуры стекломатрицы и растрескивание стекла, что вызовет утечку радионуклидов уже через 100 лет после размещения остеклованных ОБУА в хранилищах [17]).

В качестве перспективного материала для иммобилизации отходов с высоким содержанием актиноидов рассматривают синрок – керамический материал на основе титанатов.

Приповерхностные хранилища радиоактивных отходов.

Долгосрочная безопасность приповерхностных хранилищ (ПХ) обеспечивается сочетанием благоприятных характеристик площадки, на которой размещено хранилище, инженерно-технических характеристик проекта, соответствующего вида и состава РАО, эксплуатационных процедур и мер ведомственного контроля. РАО, подлежащие размещению в ПХ, характеризуются как отходы низкой удельной активности и, в основном, содержат короткоживущие радионуклиды, которые имеют низкие концентрации долгоживущих радионуклидов [18]. Отходы, подготавливаемые к хранению, имеют твердую или отвержденную форму.

Обработка и кондиционирование ОНУА в ряде стран [16]

N	Страна	Методы обработки					Кондиционирование
		Выпаривание	Ионный обмен	Осаждение	Прессование	Сжигание	
1	Бельгия	+	-	+	+	-	бетон, битум
2	Болгария	+	-	+	-	-	бетон
3	Великобритания	-	+	-	+	+	цемент
4	Венгрия	Бетонирование жидких отходов					бетон
5	Германия	+	-	-	+	+	сушка, упаковка, суперпрессование, выпаривание тонким слоем

Согласно нормативам, разработанным в США, к ПХ предъявляют следующие требования:

- не превышать предельно допустимую концентрацию конкретных радионуклидов, выбрасываемых в окружающую среду, в том числе в грунтовые воды;
- владелец хранилища должен гарантировать защиту площадки от любого загрязнения, даже после ее закрытия;
- конструкция хранилища должна обеспечивать длительную стабильность эксплуатации и исключать необходимость техобслуживания в течение более 100 лет после закрытия площадки.

Чтобы удовлетворить этим требованиям, хранилище должно располагаться либо глубоко под землей, либо в специально заглубленном месте с техногенными защитными барьерами, предотвращающими или замедляющими миграцию радионуклидов.

Оценку и выбор технологических грунтов для использования в нижней части хранилища РАО должны осуществлять с учетом следующих положений:

- контакт между захораниваемыми ОНУА и грунтовой водой должен быть минимален;
- необходимо уменьшить потенциал миграции радионуклидов с площадки захоронения при отказе по каким-либо причинам техногенных барьеров.

Гидравлическая проводимость грунта заметно снижается с увеличением содержания в нем глины. Это происходит до тех пор, пока содержание глины не достигнет 33...50% от общей массы грунта; тогда частицы грунта становятся, по существу, окруженными глиняной матрицей.

Радионуклиды, содержащиеся в РАО, пока они находятся в безводном или сухом состоянии, могут перемещаться только за счет диффузии, которая определяется, в основном, тепловым состоянием объекта, и в течение 100 лет способны переместиться лишь на несколько микрон.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Denky Kyoron.**- 2005.- V. 90, N9. – P. 36-34.
2. **Nuclear Power Reactors in the World // IAEA.** - Vienna, 2007.
3. **Minimization of radioactive waste from nuclear power plants and the back end at the nuclear fuel cycle// Technical reports series N 377// IAEA.** - Vienna, 1995.
4. **Fukuda K. et.al IAEA overview of global spent fuel storage (IAEA-CN-102/60)// Proceeding of the International Conference "Storage of Spent Fuel from Power Reactors", IAEA.** - Vienna, 2003.
5. **Flugge H.**On-site intermediate storage facilities in Germany (IAEA-CN-120/73).
6. **Krivov I., Banister P.** New interim spent fuel storage facility at INPP (IAEA-CN-120/32).
7. **Takats F., Buday G.** Spent fuel dry storage in Hungary (IAEA-CN-120/23).
8. **Directives adopted, no option but geological disposal// Nuclear News.**-2003. – V. 46, N13. – P. 74-75.
9. **Belgium report Highlights cost of direct spent fuel storage // NucNet: Background.**-2002.- N 2/ 02/A.
10. **Rahmau A.** Nuclear Waste Management in France//Nuclear Energy.- 2001.- V. 40, N6.- P. 391-395.
11. **Hydro geological investigation of sites for the geological disposal of radioactive waste//Technical reports series N 391, IAEA.**- Vienna, 1999.
12. **McComble C.** Multi – national repositories// Nuclear Engineering International.-1997.-V. 42, N 516. - P. 32 -33.
13. **Hensing I.** Ansätze einer internationalen entsorgung hochradioaktiver abfalle// Oldenbourg Verlag Issues.- Munchen, 1996.
14. **Statistos Shov US Nuclear Plants Always Improving//Nuclear News.**-2001.-V.44, N 6.- P. 39-40.
15. **Ko W.I et al.** Radioactive waste arising from various fuel cycle options// International Nuclear Science and Technology.-2002.-V. 39, N 2.- P. 200-210.
16. **Kekki T., Teetta A.** Evaluation at the Olkiluoto Nuclear Power Plant-STUK//TO-TR-162.- 2000, March.-P.36.
17. **Safe Waste for at Least a Thousand years // New Scientist.**-2000.-V. 167, N2251.-P. 6.
18. **Приповерхностные захоронения радиоактивных отходов //Требования безопасности – WS-R-1.- МАГАТЭ, Вена, 2003.- 38 с.**

ГИУА. Материал поступил в редакцию 11.12.2008.

Ա.Ա. ԳԵՎՈՐԳՅԱՆ, Ո.Չ. ՄԱՐՈՒԽՅԱՆ

**ԱՇԽԱՏԱԾ ՄԻՋՈՒԿԱՅԻՆ ՎԱՌԵԼԻՔԻ ԵՎ ՈԱԴԻՈԱԿՏԻՎ ԹԱՓՈՆՆԵՐԻ
ՊԱՇՏՊԱՆՄԱՆ, ՎԵՐԱՄՇԱԿՄԱՆ ԵՎ ԹԱՂՄԱՆ ՇԵՏ ԿԱՊՎԱԾ
ՇԻՄԱԽՆԴԻՐՆԵՐ**

Վերլուծվել են աշխատած միջուկային վառելիքի պահպանման, վերամշակման և թաղման հետ կապված հիմնախնդիրները: Բերված են աշխարհում առաջացող աշխատած միջուկային վառելիքի և ռադիոակտիվ թափոնների միջին տարեկան, ինչպես նաև միավոր հզորության հաշվով դրանց քանակի վերաբերյալ տվյալներ: Կատարված է աշխատած միջուկային վառելիքի և ռադիոակտիվ թափոնների հետ վարվեցողության տարբեր մեթոդների համեմատական վերլուծություն և ցույց են տրված յուրաքանչյուր մեթոդի առավելություններն ու թերությունները:

Առանցքային բառեր. ատոմային էլեկտրական կայան, աշխատած միջուկային վառելիքի պահպանում, վերամշակում և թաղում:

A.A. GEVORGYAN, V.Z. MARUKHYAN

**PROBLEMS RELATED TO THE STORAGE, PROCESSING AND DISPOSAL OF
SPENT NUCLEAR FUEL AND RADIOACTIVE WASTE**

An attempt is made to analyze the problems related to the storage, reprocessing and disposal of spent nuclear fuel worldwide. The data relevant to the global average annual generation of spent nuclear fuel and radioactive waste, as well as the figures on that generation per capacity unit are shown. The comparative analysis is done for different methods of spent nuclear fuel and radioactive waste management, and the positive and negative sides of each method are shown.

Keywords: nuclear power plant, storage, processing and disposal of spent nuclear fuel.