

Обращение с отработавшим топливом

И. Л. Рыбальченко и Дж. Ф. Колтон*

Топливный цикл легководных реакторов (ЛВР) предусматривает, что перед поступлением на переработку отработавшее топливо должно выдерживаться от одного до трех лет в бассейнах-хранилищах при реакторе. В случае топливного цикла быстрых реакторов-размножителей (БР) требуются незначительные емкости для выдержки отработавшего топлива, поскольку принципиальным элементом цикла является незамедлительная переработка топлива с целью извлечения нового делящегося материала, "размноженного" в реакторе. В то же время отработавшее топливо тяжеловодных реакторов (ТВР) типа "Канду" должно храниться постоянно без переработки.

В ряде стран из-за технологических и экономических проблем, с которыми они столкнулись при осуществлении топливного цикла, а также из-за политических аспектов, связанных с режимом нераспространения, возникли задержки в реализации промышленной переработки отработавшего топлива ЛВР. Ввиду необходимости увеличения продолжительности хранения отработавшего топлива ЛВР, а также решения вопроса о повторном использовании отработавшего топлива ТВР, вновь приобретают важное значение методы промежуточного хранения отработавшего топлива и его последующего повторного использования.

Поступление отработавшего топлива

Прогнозы поступления отработавшего топлива, а также увеличения мощностей по его хранению и переработке как в глобальном, так и в региональном масштабах говорят о том, что в период до 1990 года появления значительных проблем не предвидится. Однако региональная или глобальная оценка не отражает реальной ситуации в отдельно взятой стране, поскольку обычно отработавшее топливо не может быть свободно распределено между имеющимися хранилищами. Большая часть сооруженных мощностей по хранению находится на площадках вновь построенных реакторов, в то время как основная часть отработавшего топлива хранится при реакторах, которые проработали в течение определенного времени, и их бассейны-хранилища уже заполнены. Поэтому в некоторых странах на АЭС не будет хватать мощностей по хранению, в связи с чем необходимо будет предпринять определенные меры, такие, как перегрузка в

хранилища, расположенные на других реакторных площадках, или в централизованные хранилища, хранение в контейнерах, двухярусное размещение контейнеров с отработавшим топливом в существующих хранилищах и т. д.

По-видимому, определенные проблемы возникнут в период 1990-2000 годов. Данные о поступлении отработавшего топлива, полученные Агентством в результате проведения Международной оценки ядерного топливного цикла (МОЯТЦ) и исследования по Международному обращению с отработавшим топливом (МООТ), графически представлены на рис. 1. В приведенных прогнозах не учитываются данные по странам СЭВ. Однако в этих странах было также решено продлить хранение отработавшего топлива перед его промышленной переработкой и создать дополнительные емкости по хранению на десятилетний период. Причиной этого является задержка развертывания программы строительства БР, для которых необходим плутоний, извлекаемый из отработавшего топлива ЛВР [1].

Имеющиеся данные позволяют сделать вывод о том, что проблемы хранения топлива в период до 1990 года могут быть решены в региональном масштабе, в то время как данные на 2000 год показывают, что должны быть разработаны новые альтернативные способы хранения. Вследствие задержек с пуском новых реакторов емкости по хранению на АЭС останутся по существу неизменными, в то время как поступление отработавшего топлива будет продолжаться. Отсюда следует, что дополнительные потребности необходимо будет покрывать за счет создания централизованных хранилищ, а не размещения новых поступлений при реакторах, или же проблему можно будет решить путем переработки или окончательного захоронения отработавшего топлива. Расчеты показывают, что, даже если проектируемые перерабатывающие установки будут вводиться в эксплуатацию в соответствии с намеченным планом, все же будет накапливаться значительное количество топлива, для которого необходимо будет обеспечить хранение или захоронение.

Технологии хранения и переработки различных видов топлива отличаются, поскольку отработавшее топливо реакторов разных типов имеет неодинаковые характеристики. Длина топливного элемента ЛВР составляет 4-6 м, тогда как твэлы реакторов типа "Канду" имеют длину 0,5 м. Каждая топливная сборка реакторов с водой под давлением (РВД) весит около 700-800 кг, реакторов с кипящей водой (РКВ) — 200-300 кг и реакторов типа "Канду" — около 25 кг. Топливные элементы БР в большинстве случаев будут иметь длину 4-5 м и

* И. Рыбальченко — руководитель Секции технологии ядерных материалов и топливного цикла Отдела ядерного топливного цикла МАГАТЭ, Дж. Колтон — сотрудник Секции технологии ядерных материалов и топливного цикла.

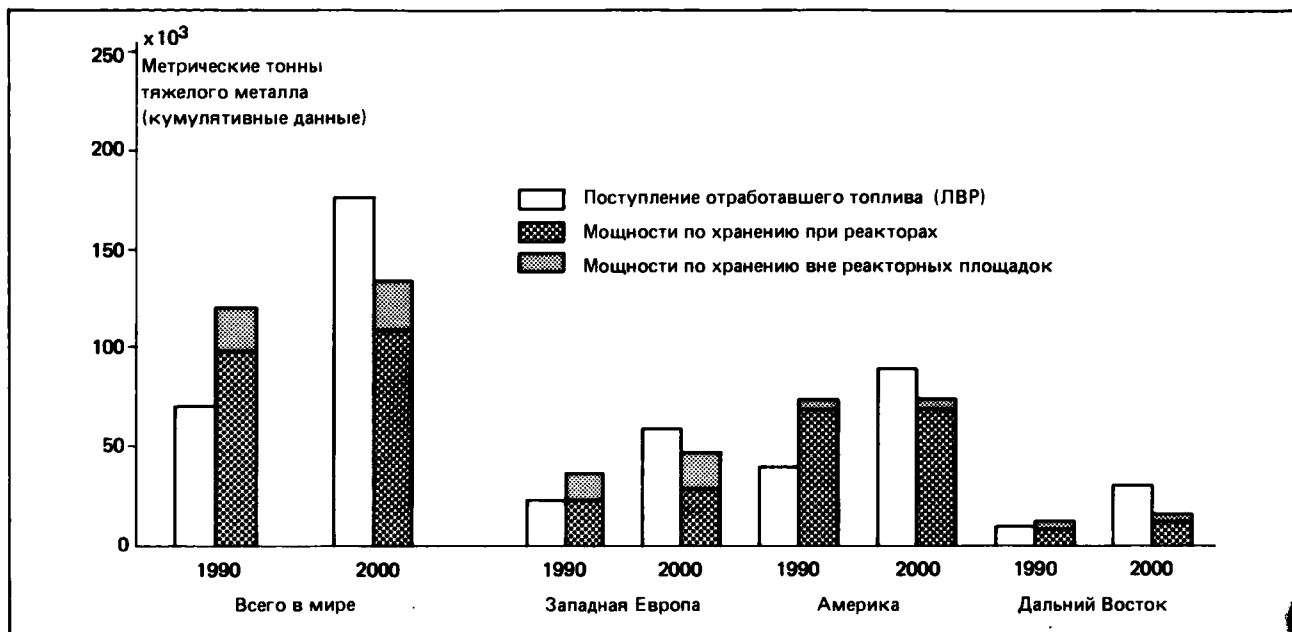


Рисунок 1. Прогнозы поступления отработавшего топлива ЛВР и мощности по хранению в период до 2000 года.

вес 560 кг. Современная конструкция крупного реактора предусматривает использование топлива РВД до глубины выгорания 33 000 МВт (тепл.) · сут на метрическую тонну (МВт · сут/т) при удельной мощности 36 МВт/т, топлива РКВ — до 27 500 МВт · сут/т при удельной мощности 22 МВт/т и топлива ТВР — до 5000 МВт · сут/т при удельной мощности 15,2 МВт/т. В БР предусматривается выгорание до глубины 50 000-100 000 МВт · сут/т при удельной мощности свыше 95 МВт/т [2].

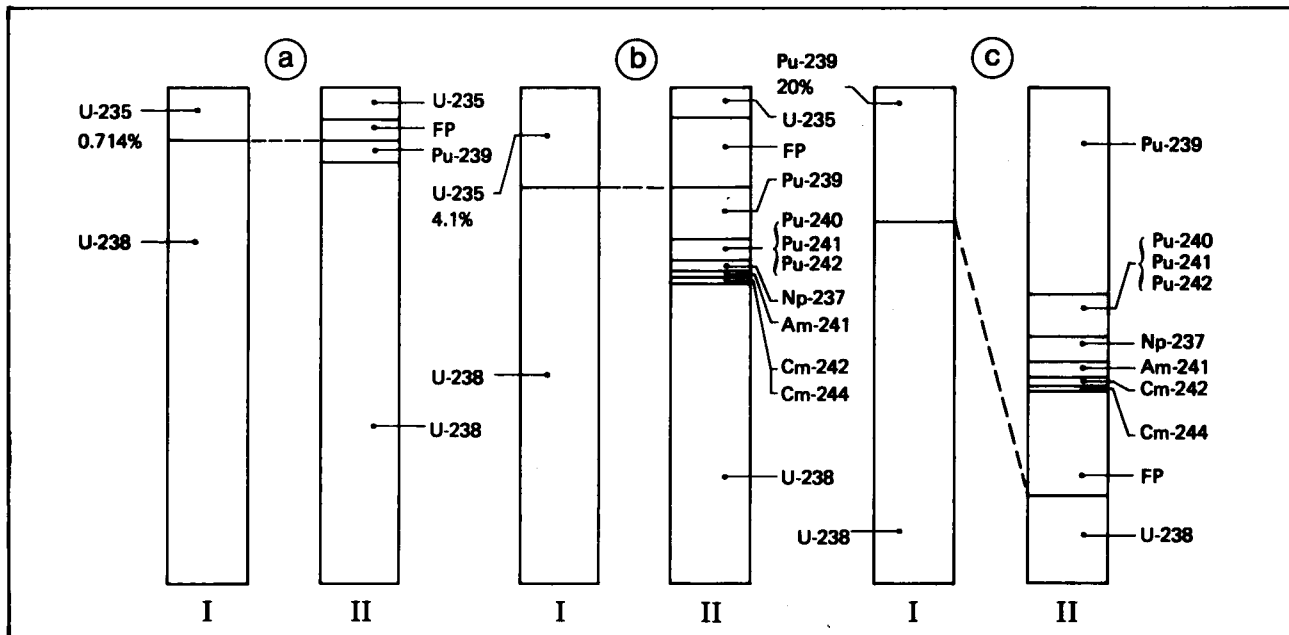
Облучение и деление в реакторе вызывает изменение состава топливных стержней, которое графически отражено на рис.2 [3]. Радиоактивный распад с испусканием ядрами альфа-, бета- и гамма-излучения приводит к тепловыделению в сборках отработавшего топлива. Например, тепловыделение в отработавшем топливе, которое проработало в реакторе до глубины выгорания 25 000 МВт · сут/т при удельной мощности 35 МВт/т, снижается с уровня 100 КВт/т тепловой мощности после расхо-

Рисунок 2. Изменение состава топлива после облучения в реакторе.

I — До облучения
II — После облучения

A — Реактор на тепловых нейтронах с топливом из природного урана
B — Реактор на тепловых нейтронах с топливом из обогащенного урана

C — Реактор на быстрых нейтронах с плутониевым топливом
FP — Продукты деления



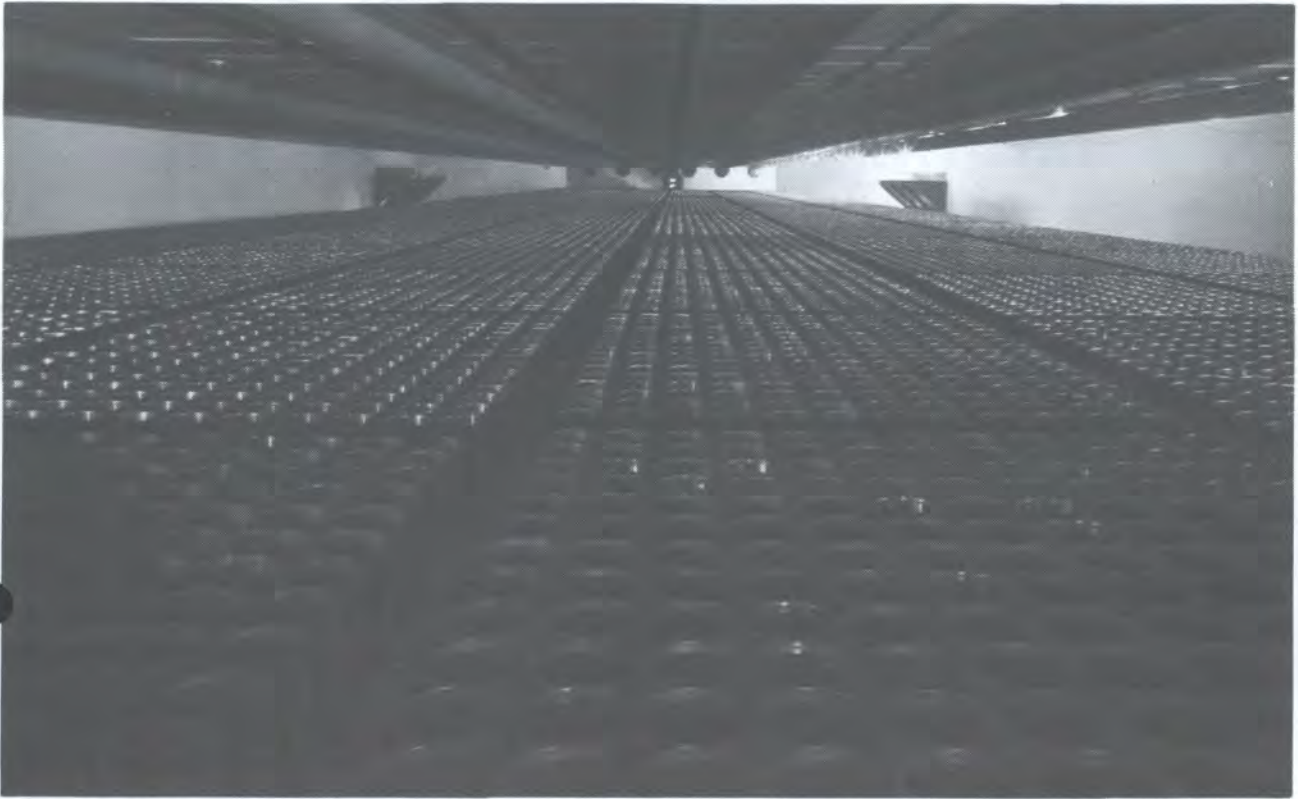


Рисунок 3а. Камера для сухого хранения отработавшего топлива газоохлаждаемого реактора в Уилфе, Великобритания.

лаживании в течение 10 суток до менее 1 КВт/т при расхолаживании топлива приблизительно в течение 100 суток. Газообразные продукты деления, заключенные в трубчатой оболочке твэла, представляют потенциальную опасность, поскольку они могут выйти наружу, если в оболочке появится сквозное отверстие. Учет тепловыделения, возможного загрязнения воздуха и воды радиоактивностью и меры по контролю критичности являются основными соображениями, которыми руководствуются при проектировании и сооружении хранилищ любого типа.

Хранение отработавшего топлива

Хранение отработавшего топлива в водных бассейнах в течение длительного времени не представляет каких-либо трудностей: топливо с малой глубиной выгорания может храниться свыше 20 лет и топливо с большой глубиной выгорания – в течение более 10 лет [2]. Недавно проведенное Агентством обследование установок, имеющих бассейны-хранилища, позволило выявить, что, хотя некоторые бассейны эксплуатируются с 1947 года, не было зарегистрировано ни одного случая значительных выбросов радиоактивности в окружающую среду или облучения персонала. Бассейны, используемые для подводного хранения отработавшего топлива при реакторах, не только обеспечивают выдержку, требующуюся для охлаждения твэлов и снижения их активности перед транспортировкой на переработку или захоронение, но и также позволяют производить выгрузку всей активной зоны реактора в случае, когда требуется инспекция реактора. Поэтому, исходя из предположения о том, что отработавшее

топливо будет направляться на переработку после выдержки в течение 1-3 лет, бассейны первоначально проектировались с рабочим пространством, достаточным для выгрузки одной полной активной зоны и выполнения от одной до трех годовых перегрузок (годовая перегрузка обычно составляет 25-35% всего объема активной зоны). Более длительное хранение в бассейнах при реакторах не предусматривалось, и поэтому этот вопрос не подвергался тщательному исследованию. Однако по мере того, как стала очевидной необходимость более долгосрочного хранения, многие страны приступили к активному изучению различных методов промежуточного хранения отработавшего топлива.

Ввиду упомянутых выше задержек с переработкой отработавшего топлива пришли к выводу, что размещение дополнительного количества топлива в хранилищах при реакторе может явиться наиболее быстрым решением данной проблемы. Вначале емкость хранилищ расширяли за счет увеличения плотности хранения (уплотнения): путем заполнения неиспользуемого пространства дополнительными стеллажами; модификации существующих стеллажей с тем, чтобы обеспечивался более плотный монтаж; использования поглощающего нейтроны материала с тем, чтобы обеспечить более плотное размещение.

Второй подход к модификации существующих бассейнов-хранилищ, расположенных при реакторе, заключается в установке топливных элементов в два ряда. Поскольку большинство бассейнов имеют достаточно большую глубину и позволяют

Таблица 1. Усовершенствованные варианты использования стеллажей (топливо РВД)

Состояние	Вариант использования стеллажей	Плотность хранения (мтм/кв. фут) *	
Применяется	Корзины без поглотителей нейтронов	0,39	
Применяется	Корзины с поглотителями нейтронов	0,52	
Новая разработка	Сборки с пластинами-поглотителями	0,66	
Новая разработка	<div style="display: inline-block; vertical-align: middle; font-size: 3em; margin-right: 10px;">{</div> Канистры с наполнителем	0,78	
		Ярусная система	0,78
		Уплотненное хранение сборок	0,94
		Хранение стержней после разборки кассет	1,07

* мтм/кв. фут — метрических тонн тяжелого металла на кв. фут.

укладывать топливные элементы в стеллажи сверху, образуется достаточное пространство для размещения второго ряда с боковой загрузкой.

Вследствие конструктивных особенностей легководных и тяжеловодных реакторов маловероятно, что для хранения облученного топлива при реакторе будут использованы какие-либо другие подходы кроме хранения в бассейнах. В настоящее время изучается возможность дополнительного увеличения плотности хранения топлива в водных бассейнах путем разборки топливных элементов и хранения топливных стержней в виде плотно упакованной матрицы (см. табл. 1) [4].

При длительном хранении отработавшего топлива методы сухого хранения, по-видимому, имеют ряд преимуществ в сравнении с хранением в водных бассейнах. Поэтому, если решения, принятые на национальном уровне, потребуют более продолжительного промежуточного хранения, сухие методы хранения могут стать основной альтернативой. Исследуются, а в некоторых ограниченных случаях практически применяются различные концепции сухого хранения отработавшего топлива. Хотя технология сухого хранения не разработана и не используется в такой степени, как мокрое хранение, она была применена для хранения некоторых видов топлива тяжеловодных, легководных реакторов и реакторов с газовым охлаждением. Имеется опыт сухого хранения отработавшего топлива реакторов на АЭС "Пич-Боттом" и "Форт-Сент-Врейн" в США, а также на АЭС с газоохлаждаемым реактором "Уилфа" в Великобритании. Накоплен также опыт сухого хранения с принудительным охлаждением для цилиндров с высокоактивными отходами в Маркуле, Франция. В настоящее время в США проводятся испытания различных методов сухого хранения на реальных топливных сборках ЛВР [4, 5]. В Канаде сейчас исследуется сухое хранение отрабо-

тавшего топлива ТВР [6]. По-видимому, сухое хранение могло бы явиться последним этапом при обращении с отработавшим топливом реакторов типа "Канду" до тех пор, пока не будет принято окончательное решение в отношении переработки или захоронения топлива.

В настоящее время изучается несколько различных методов сухого хранения — хранение в сухих кессонах, геологическое хранение (в твердых породах), хранение в камерах (с конвективным охлаждением и охлаждением за счет теплопроводности), хранение в бетонных контейнерах и хранение в транспортных контейнерах. Государства-члены, проявляющие интерес к методам сухого хранения, по-видимому, серьезно рассматривают в качестве варианта промежуточного хранения лишь хранение в камерах и транспортных контейнерах.

Упомянутые два типа хранения в камерах представляют собой хранение в камерах с конвективным охлаждением и в камерах с охлаждением за счет теплопроводности. Рассматриваются также принудительная подача воздуха с использованием воздуходувок, вентиляционных каналов и фильтров, а также пассивное охлаждение, основанное на естественной конвекции, сопровождающей процессы тепловыделения в топливных элементах. Строительные конструкции, необходимые для обеспечения радиационной защиты и охраны окружающей среды, являются, по-видимому, одинаковыми для обоих типов камер. Камеры с пассивным охлаждением, вероятно, требуют меньшего обслуживания. На рис. 3 представлены фотографии двух камер с воздушным охлаждением, которые в настоящее время находятся в эксплуатации.

Одна из последних разработок, использующая опыт, накопленный при транспортировке отработавших топливных элементов, предусматривает применение транспортных контейнеров. Концепция, разработанная в ФРГ, основана на изготовлении контейнера, предназначенного как для транспортировки, так и для долгосрочного хранения топлива. Контейнер имеет большую рабочую емкость, облегченную конструкцию и требует меньших расходов на сооружение [7].

Технология переработки топлива

Основная цель переработки топлива состоит в том, чтобы извлечь делящиеся и пригодные к использованию ядерные материалы, которые не были использованы в реакторе, а также в том, чтобы выделить плутоний и трансплутониевые элементы, которые образовались в реакторе в результате ядерных реакций. Радиохимический состав отработавшего топлива зависит от времени его нахождения в реакторе (глубины выгорания топлива) и от его первоначального состава (рис. 1). Первоначально химическая переработка отработавшего топлива была разработана с целью извлечения плутония, используемого в военных целях. Впоследствии та же самая технология была применена для промышленной переработки топлива АЭС. Эта технология основана на технологическом процессе "пурекс", в котором в качестве основного метода химического

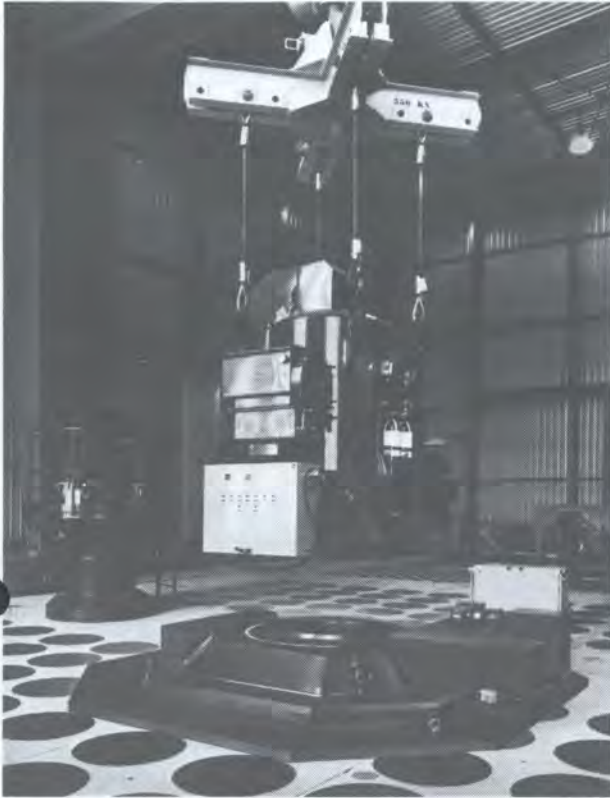


Рисунок 3б. Камера для хранения контейнеров с остеклованными отходами в Маркуле, Франция.

разделения используется жидкостная экстракция, подробно рассмотренная на многих международных совещаниях [8-10].

Выходными продуктами пурекс-процесса являются концентрированные растворы нитрата уранила, нитрата плутония и нитратов продуктов деления. Нитрат уранила путем денитрации и кальцинирования превращают в трехокись урана. Трехокись урана может быть фторирована с целью получения шестифтористого урана, который повторно возвращается на обогатительные заводы. Нитрат плутония превращается в керамическую двуокись плутония для повторного использования в реакторах на тепловых нейтронах или в быстрых реакторах-размножителях.

Раствор радиоактивных отходов, содержащих нитраты продуктов деления, выпаривают, затем денитрируют с целью дальнейшего уменьшения его объема и извлечения кислоты; после этого его обжигают, превращая в смесь окислов, которая может быть перемешана со стеклообразующим материалом. Остекловывание считается наиболее надежным способом подготовки высокоактивных отходов к захоронению.

В связи с неодинаковыми характеристиками облученного топлива различных реакторов требования к его переработке значительно отличаются. Облученное топливо БР содержит большие количества плутония и продуктов деления, чем топливо реакторов на тепловых нейтронах. Более высокая концентрация плутония приводит к осложнениям,

связанным с критичностью, в результате чего требуется применение новых конструкций оборудования. При большой глубине выгорания и коротком времени расхолаживания в отработавшем топливе создается весьма высокая радиоактивность и большая удельная тепловая мощность. Малый диаметр стержней и наличие дистанционирующих прутков также усложняют операции рубки и растворения.

Положение дел и планы в области переработки топлива ЛВР в некоторых странах иллюстрирует табл. 2. Технико-экономические исследования показывают, что оптимальная мощность промышленной установки по переработке топлива составляет около 1500 т/год [8]. В настоящее время расчетные мощности, необходимые для переработки топлива, поступающего от имеющихся энергетических реакторов, могут превысить 3000 т/год. В 1990 году при ожидаемой установленной мощности АЭС 400 ГВт (эл.) мощности по переработке должны будут составить 12 000 т/год. Согласно имеющимся данным о действующих и планируемых мощностях по переработке, сейчас перерабатывается лишь небольшое количество отработавшего топлива, и даже к 1990 году, когда могут быть введены в эксплуатацию некоторые крупномасштабные промышленные установки, значительная часть отработавшего топлива будет находиться в хранилищах.

Задержки в переработке топлива обусловлены не только решением технических проблем сооружения установок по переработке или трудностями в разработке БР, но также политическими и организационными проблемами обеспечения режима нераспространения. Исследования, проведенные в рамках МОЯТЦ, и другие оценки позволяют предположить, что проблемы, связанные с осуществлением конечных этапов топливного цикла, могут быть решены путем создания региональных или международных центров ядерного топливного цикла, в состав которых будут входить международные установки по хранению и переработке отработавшего топлива, хранению плутония и изготовлению смешанного окисного топлива.

Международная деятельность

В течение последних пяти лет Агентство активно работает в области обращения с отработавшим топливом; за это время было оказано содействие проведению ряда исследований и совещаний. Исследования по региональным центрам топливного цикла (РЦТЦ) и последующие совещания экспертов показали, что в области длительного хранения отработавшего топлива накоплен недостаточный опыт. Агентство оказало поддержку и содействие рабочей группе, занимавшейся комплексным изучением проблем обращения с отработавшим топливом в рамках Международной оценки ядерного топливного цикла. Осуществляемые при поддержке МАГАТЭ исследования по хранению отработавшего топлива и плутония, безусловно, внесут вклад в дальнейшее понимание этой проблемы.

Таблица 2. Установки по переработке топлива ЛВР в некоторых странах

Страна	Название установки/ местоположение	Владелец	Состояние установки	Мощность в настоящее время тм/год*	Увеличение мощности/ планируемая мощность на период до 1990 года, тм/год
Бельгия	Дессель-Моль	Правительство	Реконструкция старой установки фирмы "Еврокемик"		60-300 [12]
Индия	Тарапур	КАЭ Индии	Эксплуатируется	100	[14]
	Калпакам	КАЭ Индии	Запланирована		100
Соединенное Королевство	Уиндскейл	BNFL	Эксплуатируется	400	
	Уиндскейл (Торп)	BNFL	Запланирована		1 200 [16]
США	Барнуэлл	AGNS	Сооружена, но не введена в эксплуатацию		[17]
Франция	Ла-Аг/УР2	"Когема"	Эксплуатируется	400	800 [13]
	Ла-Аг/УР3	"Когема"	Запланирована		800
	Ла-Аг/УР3	"Когема"	Запланирована		800
ФРГ	Карлсруэ	WAK	Эксплуатируется	16-35	
	Промышленная установка	DWK	Запланирована		350
Япония	Токай	PNC	Эксплуатируется	210	
	Вторая установка	JNFS	Запланирована		1 200 [15]

* Тонн тяжелого металла в год

Агентство проводит оценку опыта, накопленного в различных странах мира в области хранения отработавшего топлива в водоохлаждаемых бассейнах. Разработана программа координированных исследований по контролю топлива в течение длительного хранения с использованием как мокрых, так и сухих методов. Недавно было создано совещание консультативной группы с целью обсуждения альтернативных технологий хранения отработавшего топлива. Программа предусматривает публикацию в 1982 году руководства по хранению отработавшего топлива и организацию в 1983 году семинара по комплексным проблемам цикла обращения с отработавшим топливом — хранение, перевозка и переработка отработавшего топлива — и его воздействию на экономику, окружающую среду, безопасность и режим нераспространения.

Литература

[1] В.М.Седов, А.Н.Кондратьев и др. *Хранение отработавшего топлива на АЭС с реакторами ВВЭР-440*. В Proceedings of the fifth CMEA symposium on research in reprocessing of spent fuel and radioactive waste management, CSSR (April 1981).
[2] INFCE Working Group 6 Report, IAEA, Vienna (1980).

[3] В.Шевченко *Химическая технология облученного ядерного горючего*, Атомиздат (1971).
[4] H. Patak *Spent fuel storage and transport technology* IAEA-ISFM/Sub A/15 (1980).
[5] C. Ospina *Technical overview of intermediate dry storage of spent fuel* IAEA Advisory Group Meeting, Las Vegas, Cal., USA (Nov. 1980).
[6] M. Ohta *Status of dry storage of irradiated fuel in Canada* AECL, Las Vegas, Cal., USA (Nov. 1980).
[7] *Storage of spent fuel in transport/storage casks* Keesa, Anspach, Christ presented at PATRAM-80, No.10-14, Berlin.
[8] RFCC Study Report, IAEA (1976).
[9] INFCE Working Group 4 Report, IAEA, Vienna (1980).
[10] Nuclear Power and its Fuel Cycle, Proceedings of the International Conference, Salzburg, Austria IAEA (1977).
[11] J.B. Wright *Spent Fuel Dry Storage — a look at the past, present and future* Fuel Cycle Conference 1981, Los Angeles, USA (March 1981).
[12] E. Detilleux *Prospects from the back-end of the fuel cycle in Belgium* Fuel Cycle for the 80s, Gatlinburg, USA (Sept. 1980).
[13] Annual report of French Atomic Energy Commission (1979).
[14] *Nuclear power in India* Nuclear News, (Feb. 1981).
[15] K. Nakajima *Present status of nuclear fuel reprocessing in Japan* Proc. of the third Pacific Basin Conference, Mexico (Feb.81).
[16] J. Tatlock, L.P. Shortis, N.R. Geary *Reprocessing in the United Kingdom* Fuel Cycle for the 80s, Gatlinburg, USA (Sept. 1980).
[17] *The future role of the Barnwell nuclear fuel plant* Fuel cycle Conference 1981, Los Angeles, USA (March 1981).