

РАДИОЭКОЛОГИЯ И РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ

ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ НАКОПЛЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РОССИИ

М.С. Хвостова

Экологический центр

Институт истории естествознания и техники им. С.И. Вавилова РАН

Старопанский пер., 1/5, ИИЕТ РАН, Москва, Россия, 109012

Представлены варианты обращения с отработавшим топливом различных типов реакторов, рассмотрена возможность «сухого» длительного хранения отработавшего ядерного топлива.

Ключевые слова: отработавшее ядерное топливо, реактор, отработавшие тепловыделяющие сборки, бассейн выдержки, хранилище ОЯТ.

Долгосрочное обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) представляет собой проблему для большинства стран, использующих атомную энергию. По-прежнему в научном мировом сообществе открыт вопрос: чем считать ОЯТ — полезным ресурсом, энергетический потенциал которого можно использовать, или все же отходами атомной отрасли?

В ряде стран, таких как Великобритания, Франция, Япония, Индия, принят так называемый замкнутый ядерно-топливный цикл, когда ОЯТ подвергается переработке для более полного использования энергетического потенциала урана и обеспечения плутониевых загрузок для будущего поколения реакторов на быстрых нейтронах (БН).

Некоторые страны (Швеция, Финляндия, Канада, Чехия) выбрали путь прямого захоронения ОЯТ без переработки, так называемый открытый ядерно-топливный цикл.

В настоящее время в России реализуется два варианта обращения с ОЯТ:

— ОЯТ энергоблоков ВВЭР-440, БН-350 и БН-600, ОЯТ исследовательских реакторов и ОЯТ атомных подводных лодок (АПЛ) перерабатывается на ФГУП «ПО „Маяк“». Но извлекаемые из ОЯТ делящиеся материалы не возвращаются в топливный цикл большинства этих реакторов, а использовались ранее для про-

изводства регенерированного топлива для реакторов РБМК. В то же время урановый топливный цикл оказался разомкнутым на стадии ОЯТ РБМК;

— ОЯТ энергоблоков ВВЭР-1000, РБМК-1000, ЭГП-6 и АМБ, ОЯТ ряда исследовательских реакторов находится на контролируемом хранении в специальных пристанционных (приреакторных) хранилищах или в централизованном хранилище на ФГУП «Горно-химический комбинат» (ФГУП «ГХК») в г. Железногорск, поскольку его переработка на данном этапе экономически неэффективна.

В области обращения с ОЯТ имеются и продолжают нарастать серьезные проблемы. На данный момент в России накоплено значительное количество ОЯТ (рис. 1).

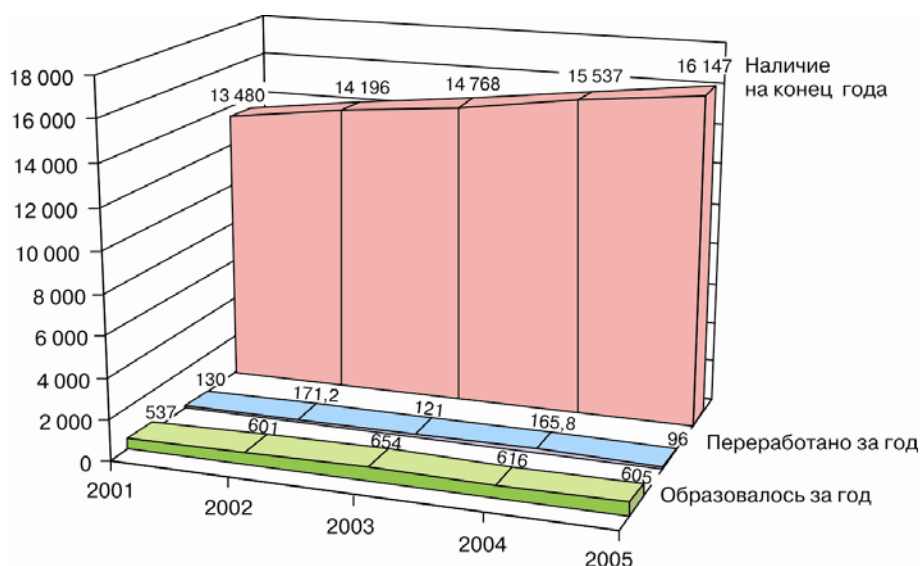


Рис. 1. Динамика накопления ОЯТ на АЭС России

Облученное ядерное топливо в отличие от свежего имеет значительную радиоактивность за счет содержания большого количества продуктов деления (для реакторов ВВЭР примерно 300 000 Ки в каждом тепловыделяющем элементе — ТВЭЛе).

В табл. 1 указаны радионуклиды, определяющие активность и токсичность отработанного топлива. В табл. 2 проведена оценка накопления делящихся материалов в российском отработавшем ядерном топливе.

Таблица 1

Радионуклиды, определяющие активность и токсичность отработавшего топлива [2]

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—10 000	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

Таблица 2

**Оценка накопления делящихся материалов
в российском отработавшем ядерном топливе [2]**

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

Объем (тыс. т) выгружаемого из реакторов АЭС России ОЯТ нарастающим итогом приведен в табл. 3, а характеристики емкостей хранилищ для хранения ОЯТ — в табл. 4.

Таблица 3

**Объем (тыс. т) выгружаемого из реакторов АЭС России ОЯТ
нарастающим итогом [6]**

Тип реактора	Год		
	2000	2010	2025
РБМК-1000	10	15,3	22,5
ВВЭР-440 (только АЭС России)	0,3*	1,0	2,0

* В хранилищах при АЭС на трехлетней выдержке.

Таблица 4

Характеристики емкостей хранилищ для хранения ОЯТ [6]

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	9000 (с учетом уплотненного хранения)

Примечание: Без учета хранилищ ОЯТ на АЭС.

В табл. 5 и на рис. 2 отражены данные по изменению изотопного состава в свежем и отработанном топливе.

Таблица 5

**Данные по изменению изотопного состава в свежем
и отработавшем топливе (обогащение 3,3%) [3]**

Изотоп	Свежее топливо	Отработанное топливо после выгрузки из реактора, вес, %
U ²³⁵	3,3	0,80
U ²³⁶	—	0,46
U ²³⁸	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 U²³⁸).

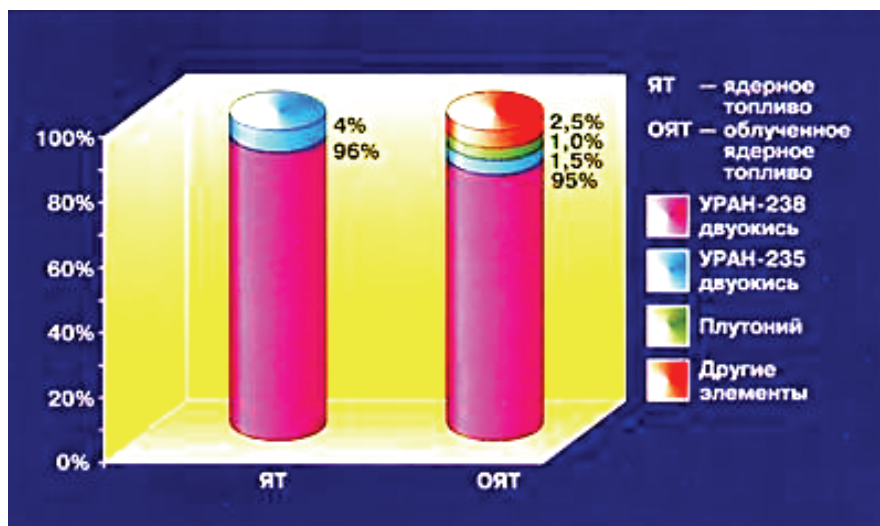


Рис. 2. Изоотопный состав свежего (обогащение 4%) и отработавшего топлива

Суммарная активность продуктов деления, содержащихся в 1 т ОЯТ ВВЭР-1000 после трех лет выдержки в бассейне-выдержки (БВ), составляет 790 000 Ки. Изоотопный состав ОЯТ приведен в табл. 6.

Таблица 6

Состав отработавшего ядерного топлива [4] ОЯТ атомных электрических станций

Состав	Легководные реакторы	Быстрые реакторы
Уран, кг	960	856
Плутоний, кг	7	103
Продукты деления		
Цезий, Ки	142 000	152 000
Стронций, Ки	70 300	162 000
Рутений, Ки	72 000	1 210 000
Родий, Ки	72 000	1 210 000
Криптон, Ки	9	9

Хранение ОЯТ осуществляется в соответствии с технологическими регламентами эксплуатации энергоблоков и производственными инструкциями, устанавливающими требования по обеспечению ядерной и радиационной безопасности при хранении, транспортировке и перегрузке ядерного топлива.

Все транспортно-технологические операции с ОЯТ и свежим топливом проводятся по программам, определяющим порядок выполнения работ, технические и организационные меры по обеспечению безопасности лиц, ответственных за проведение работ.

Хранение отработавшего ядерного топлива на АЭС осуществляется в бассейнах выдержки (БВ) и хранилищах отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) или отдельно стоящих хранилищах отработавшего топлива (ОСХОТ).

На АЭС России происходит накопление ОЯТ в густонаселенных районах европейской части России, где расположено большинство АЭС. Неудовлетво-

рительно обстоят дела с вывозом ОЯТ с АЭС — полное отсутствие вывоза его со станций с реакторами РБМК, ЭГП и АМБ, а также недостаточен темп вывоза со станций с реакторами ВВЭР и БН.

Рост количества ОЯТ, хранящегося на площадках АЭС, снижает ядерную безопасность и требует специального обоснования безопасности принятых схем хранения при аварийных ситуациях. Особенно остро эта проблема стоит на АЭС с реакторами РБМК. Уплотненное хранение отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) лишь временно снимает вопрос размещения их и, как следствие, проблему продолжения эксплуатации АЭС. Заполнение хранилищ ОЯТ в АЭС показано на рис. 3.

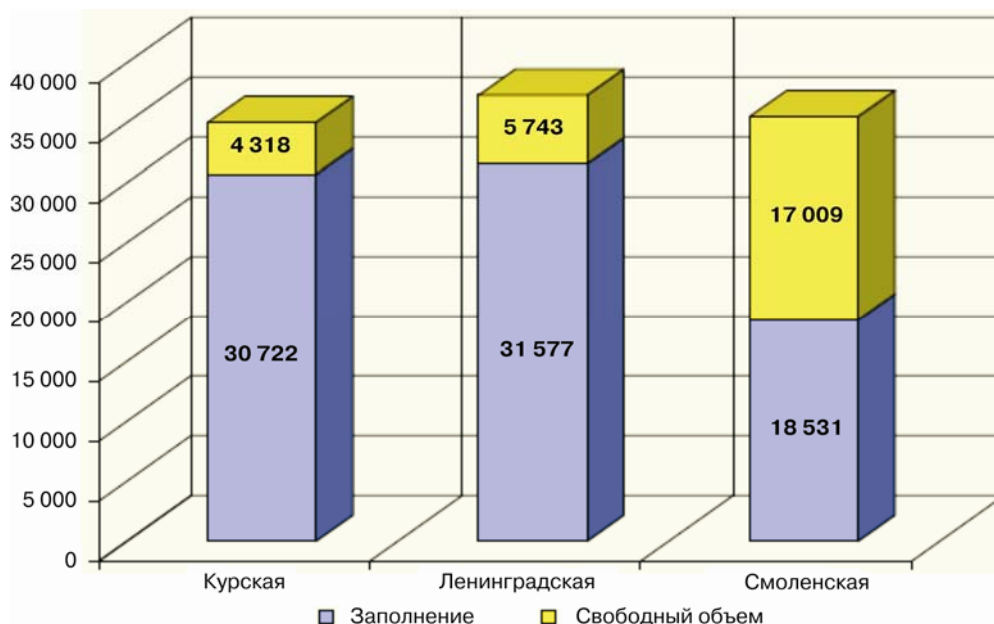


Рис. 3. Заполнение хранилищ ОЯТ на АЭС

По прогнозам специалистов, объем ОЯТ в реакторах типа РБМК, ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, работающих в составе отечественных и зарубежных АЭС, возрастет к 2030 г. до ~50 тыс. т, что составит около 10% всего объема ОЯТ, накопленного в мире [5].

Ежегодно с АЭС ВВЭР-440 вывозится 120 т ОЯТ на переработку, около 150 т ОЯТ вывозится с АЭС ВВЭР-1000 на хранение в ГХК.

Из нерешенных вопросов, связанных с хранением ОЯТ, необходимо отметить следующие.

На Белоярской АЭС (блоки № 1, 2) не вывозится отработавшее ядерное топливо с территории АЭС, отсутствует хранилище для ОТВС реакторов АМБ; не удаляются просыпи отработавшего ядерного топлива из оборудования и коммуникаций энергоблоков.

Хранение ОЯТ на блоках 1 и 2 Белоярской АЭС осуществляется в БВ-1 и БВ-2, ядерная безопасность при хранении обеспечивается. Ввод в эксплуатацию системы очистки воды в БВ блоков 1 и 2 позволило существенно снизить удельную активность воды и понизить дозовую нагрузку на персонал, обслуживающий БВ. Хранение ОЯТ блока 3 производится в приреакторном БВ-3. ОТВС с герметичными твэлами помещаются в 35-местные чехлы. ОТВС с негерметичными твэлами дополнительно устанавливаются в специальные герметичные пеналы.

Обращение с ОЯТ производится в соответствии с требованиями НД и условий действия лицензий на эксплуатацию АЭС. Однако имеют место отнюдь не единичные случаи нарушения, связанные с обращением и технологией перегрузки ОЯТ [5].

На Курской АЭС полностью заполнены отсеки выдержки ХОЯТ.

На Билибинской АЭС не решена проблема заключительной стадии обращения с ОЯТ реакторов ЭПП-6 Билибинской АЭС.

На Курской АЭС среднее заполнение приреакторных БВ составляет 42%. Максимальное заполнение БВ на блоке 4 — 59,4%. Заполнение ХОЯТ составляет 100% от разрешенной емкости уплотненного хранения.

На Ленинградской АЭС среднее заполнение приреакторных БВ составляет 71%. Максимальное заполнение БВ на блоке 4 — 79,3%. Заполнение ХОЯТ — 84,7% от разрешенной емкости уплотненного хранения.

На Смоленской АЭС среднее заполнение приреакторных БВ составляет 30%. Максимальное заполнение БВ на блоке 3 — 67,9%. Заполнение ХОЯТ — 59,5% от проектной емкости.

ОЯТ исследовательских ядерных установок (ИЯУ)

Отработавшее ядерное топливо сосредоточено в основном на территории следующих организаций: НИЦ «Курчатовский институт», ФГУП Государственный научный центр РФ — Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского (ГНЦ РФ — ФЭИ), ОАО «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (ГНЦ РФ НИИАР), ОАО «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежала» (НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала), Федеральное государственное бюджетное учреждение Петербургский университет ядерной физики им. Б.П. Константинова (ПИЯФ им. Б.П. Константинова) и Филиал ГНЦ РФ «Ордена Трудового Красного Знамени Научно-исследовательского физико-химического института им. Л.Я. Карпова» (ГНЦ РФ НИФХИ им. Л.Я. Карпова).

Заполнение временных хранилищ ОЯТ в среднем составляет 80%. Данные о заполнении хранилищ ИЯУ отработавшим ядерным топливом приведены в табл. 7.

Отработавшее топливо исследовательских реакторов (ИР) частично переработано на заводе РТ-1. Некоторая часть ОЯТ не перерабатывалась. Это отработавшее топливо накапливалось во временных хранилищах исследовательских центров, которые в настоящее время в большинстве случаев почти заполнены. На контролируемом хранении находится около 90 т ОЯТ. Вследствие большого разнообразия конструкций отработавшего топлива, различий топливных композиций и конструкционных материалов, ведутся работы по выбору технологии переработки или долговременного хранения ОЯТ.

Заполнение хранилищ ИЯУ отработавшим ядерным топливом [6]

Предприятие-владелец ИЯУ	ИЯУ	Фактическое заполнение хранилищ, %
РНЦ «Курчатовский институт»	МР	60
	ИР-8	36
ГНЦ РФ ФЭИ	АМ-1	60
	БР-10	22
СФ НИКИЭТ	ИВВ-2	80
ГНЦ РФ НИИАР	МИРМ1	97
	СМ-3	94
	РБТ-10/2	67
	БОР-60	95
	ВК-50	56
ПИЯФ им. Б.П. Константинова РАН	ВВР-М	37
Филиал ГНЦ РФ НИФХИ	ВВР-Ц	59

По действующей водно-экстракционной технологии перерабатывается топливо на основе керамического топлива UO_2 в оболочках из циркониевого сплава Э-110 и топливо на основе дисперсионных топливных композиций $UA_{13}-Al$, UO_2-Al с различной степенью обогащения по урану-235 в оболочке из алюминиевых сплавов.

Предполагается, что длительному хранению с перспективой последующего захоронения подлежит неперерабатываемое на сегодняшний день ОЯТ исследовательских реакторов СМ-2, СМ-3 на основе дисперсионной топливной композиции диоксида урана в медно-магниевого матрице в оболочке из стали ЭИ-847. Для отработавшего топлива на основе керамической композиции в различных стальных оболочках — ЭИ-172, ЭИ-847, ЧС-68 и др. экспериментальных исследовательских реакторов БОР-60, БР-10, ИБР-2, ИБР-30 отработывается технология переработки пироэлектрохимическим методом с последующим вовлечением в цикл регенерированного урана и плутония.

На основании анализа состояния работ по ОЯТ ИЯУ необходимо отметить следующее.

Не решен вопрос вывоза ОЯТ реактора «МР» НИЦ «Курчатовский институт» на специализированное предприятие по переработке. В имеющихся на реакторных установках НИЦ и в хранилищах ОЯТ скопилось более 900 единиц ОТВС общим весом порядка 14 000 кг, их суммарная активность, по оценкам, превышает 3 млн Ки.

На территории комплекса «Газовый завод», который является экспериментальной базой РНЦ «Курчатовский институт», имеется четыре хранилища ОЯТ (реакторов ВВР-2 и ОР). Они представляют собой заглубленные емкости, заполненные водой (объем воды в каждой емкости около 6 м³), закрытые защитными плитами. В нижней части емкостей расположены специальные конструкции, включающие в себя поглотители для обеспечения ядерной безопасности и ячейки для размещения ОТВС. Инвентаризация хранилищ показала, что некоторые ОТВС имеют конструктивные нарушения, изменения размеров и формы, а также по-

верхностные загрязнения органическим теплоносителем. Их транспортировка на ФГУП «ПО „Маяк“» должна осуществляться по отдельным техническим условиям [7].

Не решаются вопросы технологии переработки ОЯТ выведенных из эксплуатации установок ФГУП «Научно-исследовательский институт приборов» (НИИП г. Лыткарино, Московская обл.).

Перспектива: перевод на «сухое» хранение

Конечные операции по обращению с ОЯТ реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000 предусматривается сосредоточить на ГХК в г. Железногорске, где с 1985 г. эксплуатируется водное хранилище (ХОТ-1) емкостью 6 тыс. т по тяжелому металлу (ТМ) и ведется строительство «сухого» хранилища (ХОТ-2) на 38 тыс. т ТМ. На ГХК предполагается строительство опытно-демонстрационного центра для отработки технологии переработки ОЯТ.

Действующее водное хранилище принимает ОЯТ с глубиной выгорания до 55 ГВт · сут/тU и тепловыделением отдельной ОТВС не более 2 кВт. Его заполняют под защитным слоем воды. В отделении перегрузки ОТВС поштучно перемещают из транспортных контейнеров в чехлы хранения (емкость 12 или 16 сборок каждый), которые затем транспортируют в отсек хранения.

Сегодня актуален переход к более безопасному и экономичному способу хранения — «сухому». Строящееся ХОТ-2 — «сухое» хранилище камерного типа, рассчитанное на прием топлива с глубиной выгорания до 50 ГВт · сут/тU. Согласно проекту, схема обращения с ОЯТ будет выглядеть следующим образом.

Топливо предварительно (20 лет) выдерживают в воде с целью снижения тепловыделения и распада короткоживущих радионуклидов. ОЯТ поступает в «сухое» хранилище в чехлах хранения, затем ОТВС помещают в металлические пеналы, рассчитанные на три сборки ВВЭР (или 30 ампул с пучками твэлов РБМК) каждый. Пенал герметизируют сваркой и после вакуумной сушки находящихся внутри ОТВС заполняют гелием, затем проводят контроль герметичности сварного шва и перегрузочной машиной транспортируют к гнезду хранения (металлической трубе, закрепленной на перекрытии камер хранения). В гнездо устанавливают два пенала, один над другим, затем гнездо закрывают защитной пробкой и заваривают с последующим контролем герметичности [7].

Отвод тепла за счет конвекции атмосферного воздуха вокруг гнезда обеспечивает безопасный температурный режим хранения. Геометрия размещения ОЯТ гарантирует сохранение хранилищем свойств глубоко подкритичной системы при нормальной эксплуатации и проектных авариях. Выброс радиоактивных веществ по расчетам должен составить десятые доли допустимых величин.

Однако при переводе на «сухое» хранение ОЯТ РБМК-1000 возникает ряд проблем. Для ХОТ-2 необходимо разработать рациональные требования герметичности пенала и гнезда хранения и соответствующие методы и средства контроля. Кроме того, пока не решены вопросы организации входного неразрушающего контроля и осушки ОЯТ в пенале. Сравнительные показатели долговременного хранения ОЯТ АЭС приведены в табл. 9.

Сравнительные показатели долговременного хранения ОЯТ АЭС

Наименование показателей	Единица измерения	«Мокрое» хранилище	«Сухое» хранилище
Объем хранения ОЯТ	тонн U	6 000	37 785
Объем воды в бассейнах выдержки	тыс. м ³	606,6	—
Испарение воды	м ³ /год	15 284	—
Расход электроэнергии	тыс. кВтч год тU	56,8	0,7
Расход тепла	Гкал год тU	474,3	2,5
Стоимость строительства в ценах 1991 г.	мл. руб.	180,0	428,0
То же на 1 т U		30,0	11,3

Ситуация с хранением отработавшего топлива ВВЭР-1000 тоже довольно сложная. Запуск в ХОТ-2 комплекса по обращению с топливом ВВЭР-1000, производительностью 600 т/год, запланирован на 2017 г. Функционирование ХОТ-1 должно быть прекращено в 2015 году; по расчетам, оно будет заполнено к 2013, максимум к 2017 г. Даже при продлении срока эксплуатации этого хранилища до 2035 г прием ОЯТ в него закончится в 2022 г. Ведь передача в ХОТ-2 всего топлива — около 7730 т U по проекту и 3000 тU дополнительно за 2018—2022 гг. — займет почти 13 лет. Между тем это «сухое» хранилище рассчитано на 11 275 т U топлива, значит, в 2035 г. оно может быть заполнено на 95%.

Выходом из ситуации может стать ввод в эксплуатацию новых хранилищ: в 2022 г. — водного ХОТ-3, рассчитанного на 20-летнее хранение ОЯТ, соответственно, в 2042 г. — «сухого» ХОТ-4. Альтернативный вариант — строительство завода по регенерации топлива, куда будет поступать ОЯТ из ХОТ-3. Если этот завод введут в эксплуатацию в 2022 г., необходимость строительства ХОТ-3 и ХОТ-4 отпадает, так как ОЯТ с АЭС может поступать в буферное «мокрое» хранилище завода РТ-1 — если, конечно, оно будет построено.

Кроме того, по проектам глубина выгорания в новых модифицированных сборках ТВСА и ТВС-2М может достигать 68 ГВт · сут/тU, в проекте «АЭС-2006» — 70 ГВт · сут/тU. Однако ХОТ-1 и ХОТ-2 не рассчитаны на ОЯТ с такими параметрами, тем более что при этом для снижения тепловыделения до необходимой для «сухого» хранения величины (0,61 кВт для одной ОТВС) срок предварительной выдержки в воде значительно превысит 20 лет.

Продление сроков водного хранения

В любом случае необходимо увеличить вместимость ХОТ-1 до 10 000 т (с внедрением 20-местных чехлов) и продлить срок его эксплуатации еще на 20 лет (см. табл. 9).

Возможность продления сроков «мокрого» хранения ОЯТ зависит от состояния барьеров безопасности, предотвращающих распространение радиоактивности в окружающую среду. Одним из важнейших барьеров являются оболочки твэлов, поэтому обоснование срока хранения ОЯТ требует анализа протекающих в них коррозионных процессов, как при эксплуатации, так и при длительном хранении.

Коррозия циркониевых оболочек ТВС реакторов ВВЭР и РБМК носит в основном равномерный характер и происходит в схожих условиях — при высокой температуре воды и низком содержании окислителей.

При самой консервативной оценке за 50 лет хранения в воде ОТВС с выгоранием 60 МВт · сут/kgU толщина оксидного слоя составит 20 мкм, что почти в три раза меньше величины, допустимой при эксплуатации твэлов в реакторе ВВЭР.

Комплексные исследования отработавших ТВС ВВЭР и РБМК, хранящихся в бассейнах выдержки российских АЭС, показали отсутствие коррозионных повреждений на оболочках, сварных швах и концевых деталях твэлов. После 15—20 лет выдержки в воде прочностные и структурные характеристики материала оболочек практически не отличаются от соответствующих показателей при трехлетнем хранении. Все твэлы сохранили целостность и удовлетворительное состояние топливного столба.

Таким образом, состояние отработавшего топлива ВВЭР и РБМК гарантирует 50-летнее безопасное хранение в воде и возможность дальнейшего транспортирования и переработки.

Развитие правовой базы

Нормативно-правовая база в области обращения с ОЯТ должна обеспечить формирование механизмов конечной ответственности государства за безопасность в этой сфере деятельности, достаточность финансовых ресурсов для полного цикла обращения с ОЯТ, урегулирование правоотношений по обращению с ОЯТ, образовавшимся при реализации оборонных программ в период плановой экономики.

Законопроект «Об обращении с отработавшим ядерным топливом», разрабатываемый ГК «Росатом», должен запустить основные механизмы развития сферы обращения с ОЯТ, создать дополнительные механизмы обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

ЛИТЕРАТУРА

- [1] *Давиденко Н.Н.* Обращение с ОЯТ российских АЭС: проблемы и решения // Безопасность окружающей среды. — 2010. — № 1. — С. 18—20.
- [2] *Кузнецов В.М.* Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла России. 2-е изд., доп. и пер. — М.: Эпицентр, 2003.
- [3] *Кузнецов В.М., Назаров А.Г.* Радиационное наследие холодной войны. Опыт историко-научного исследования. — М.: Ключ-С, 2006.
- [4] *Кузнецов В.М.* Становление атомного комплекса Российской Федерации (историко-технический анализ конструкционных, технологических и материаловедческих решений). — М.: МНЭПУ, 2006.
- [5] *Кузнецов В.М., Чеченов Х.Ж.* Российская и мировая атомная энергетика. — М.: Изд-во МГУ, 2008.
- [6] *Кузнецов В.М., Чеченов Х.Д., Никитин В.С.* Экологическая безопасность объектов использования атомной энергии. — М.: НИПКЦ Восход-А, 2010.
- [7] Отчет по безопасности. Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом». — М.: Комтехпринт, 2010.

THE PROBLEMS OF THE ACCUMULATION OF THE SPENT NUCLEAR FUEL IN RUSSIA

M.S. Khvostova

Ecological center

S.I. Vavilov Institute of the History of Natural Sciences and Technology

Russian Academy of Sciences.

Staropanski per., 1/5, Moscow, Russia. 109012

The analysis on accumulation of the spent nuclear fuel in Russia is carried out, variants of the management with the spent fuel of various types of reactors are presented, such prospect on long storage of the spent nuclear fuel, as “dry” storage is considered.

Key words: Spent nuclear fuel, reactor, spent fuel assemblages, reactor pool, storage facility.