

ПРОБЛЕМЫ ВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ ОЯТ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ В ПРИРЕАКТОРНЫХ ХРАНИЛИЩАХ

В. П. Евстигнеев, С. Г. Семенов, А. В. Лемус, А. В. Чесноков, А. Д. Шиша

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва

Статья поступила в редакцию 24 июля 2018 г.

Обсуждаются проблемы хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в приреакторных хранилищах НИЦ «Курчатовский институт», а также методы обращения с ним при инвентаризации ядерного содержимого хранилищ. Представлены методы идентификации ОТВС и пеналов с твэлами. Использование радиометрических методов измерения радиационных параметров ОТВС и дистанционно управляемых механизмов позволяет снизить воздействие высоких радиационных полей на работающий персонал и защитить его в процессе работ. Отмечено, что одной из основных проблем, возникающих при долговременном хранении ОЯТ, является диссипация информации о предметах хранения и их состоянии.

Ключевые слова: *отработавшее ядерное топливо, ионизирующее излучение, радионуклиды, активность, радиометрические методы диагностики.*

Введение

В настоящий момент в России существует государственная система обращения и переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), нацеленная в основном на переработку топлива энергетических реакторов. Вопросы же долговременного хранения и подготовки к переработке ОЯТ исследовательских реакторов относятся к компетенции эксплуатирующих организаций, в чьем ведении они находятся. К сожалению, на стадии разработки и создания первых исследовательских реакторов проблемам хранения и обращения с ОЯТ уделялось существенно меньше внимание, чем сейчас. Это было связано с отсутствием опыта таких работ и технологий обращения с ними. Решение этих вопросов откладывалось на потом, и сейчас настал момент, когда их приходится решать безотлагательно.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» (НИЦ «КИ») обладает широкой экспериментальной базой, в состав которой в разное время входили 12 исследовательских ядерных реакторов, около 20 экспериментальных критических и подкритических ядерных стендов [1]. На этих установках проводился огромный круг исследований, в результате которых в хранилищах Центра было накоплено значительное количество ОЯТ с суммарной активностью свыше 10^{16} Бк. До настоящего времени в Центре хранилось ОЯТ исследовательских реакторов РФТ, МР, ИР-8, ИРТ, ВВР-2, ОР, «Ромашка» и «Енисей». Данное топливо включало рабочие ОТВС этих реакторов и опытные ОТВС реакторов типа ВВЭР, РБМК, транспортных ядерных энергетических установок (ЯЭУ), а

также отдельные твэлы и их фрагменты, полученные в результате проведения структурных и материаловедческих исследований облученного и отработавшего топлива. В течение последних 10–12 лет к удалению этого ОЯТ на переработку предпринимаются значительные усилия в рамках ФЦП ЯРБ и ЯРБ-2.

Удаление ОЯТ с территории Центра на переработку

ОЯТ НИЦ «Курчатовский институт» характеризуется большим многообразием конструктивных особенностей ОТВС и твэлов, топливных композиций, различием по обогащению по ^{235}U (до 90–95%), глубине выгорания (до 60 ГВт×сут/т) и длительности их выдержки (до 50 лет), а также по состоянию компонентов сборок и использованных конструктивных материалов. До 1990 г. ОЯТ регулярно вывозилось на радиохимическую переработку на предприятие ПО «Маяк». В 2004 году ежегодное удаление ОЯТ с территории Центра было возобновлено после 13-летнего перерыва [2].

Накопленное облученное и отработавшее топливо исследовательских реакторов на территории Центра размещалось в:

- бассейне-хранилище реактора ИР-8;
- централизованном хранилище ОЯТ;
- временных хранилищах ОЯТ комплекса «Р»;
- временных хранилищах ОЯТ комплекса «Газовый завод», расположенного на отдельной территории.

В результате многолетних работ в 2004–2017 гг. на «ПО «Маяк» отправлено 1023 отработавших сборок и транспортных пеналов с отработавшими твэлами (табл. 1). По мере продвижения работ технологии подготовки к отправке очередной партии удаляемого ОЯТ становятся все более технически сложными ввиду роста количества дефектных ОТВС и твэлов, а также сложности обращения с ОЯТ при разборке механически непрочных ОТВС и упаковке отдельных твэлов в транспортные пеналы.

Проблемы обращения с некондиционными ОТВС

Проблемы обращения с ОЯТ при его подготовке к отправке на переработку связаны в основном с двумя причинами:

- недостаточностью технической информации о состоянии ОЯТ;
- наличием механических и коррозионных дефектов, возникших при эксплуатации ядерного топлива и его длительном хранении.

Первая причина является следствием длительных сроков выдержки ОТВС после эксплуатации и естественным уменьшением числа носителей этой технической информации как документальных, так и людских. Вторая напрямую связана с условиями хранения ОТВС и твэлов в хранилищах и исчерпанием сроков хранения и ресурсов самих хранилищ, а также состоянием упаковки, в которой находилось ОЯТ в течение времени хранения.

Таблица 1. Идентификация ОЯТ исследовательских реакторов Центра, вывезенного на завод регенерации в 2004–2017 гг.

Год вывоза ОЯТ	ОЯТ реакторов ВВР-2 и ОР				ОЯТ установки «Енисей»	ОЯТ реактора МР	ОТВС реактора ИР-8	ОЯТ реактора РФТ
	ОТВС с твэлами		Транспортные пеналы с твэлами					
	ЭК-10	С-36	ЭК-10	С-36			ИРТ-3М	
2004	–	–	–	–	–	64	–	–
2005	–	–	–	–	–	128	–	–
2006	–	–	–	–	–	–	40	–
2007	–	–	–	48	–	–	–	–
2008	24	8	–	–	–	–	–	–
2009	44	20	–	–	–	–	–	–
2010	17	10	35	2	–	–	–	–
2011	7	–	57	–	–	–	–	–
2012	8	–	16	8	–	–	–	–
2013	17	3	15	4	80	–	–	–
2014	–	–	–	–	100	12	–	–
2015	–	–	–	–	–	32	32	–
2016	–	–	–	–	–	–	–	128
2017	–	–	–	–	–	–	–	64
ВСЕГО:	117	41	123	62	180	236	72	192
	158		185					
ИТОГО	343				180	236	72	192

На начальном этапе работ в 2004—2009 гг. на переработку отправлялись партии ОЯТ, состоящие в основном из стандартных ОТВС определенных типов [3]. В 2010 г. начались отправки топлива, включающего отдельные дефектные твэлы. Такое топливо требовало в процессе подготовки к отправке извлечения твэлов из дефектных ОТВС и их переупаковку в транспортные пеналы. В частности, большой объем по извлечению и переупаковке твэлов типа ЭК-10 и С-36 реакторов ВВР-2 и ОР был выполнен в хранилище № 16 комплекса «Газовый завод».

На начальном этапе работ сортировка ОЯТ реакторов ВВР-2 и ОР осуществлялась путем проведения детального визуального обследования содержимого ячеек хранилищ ОЯТ комплекса «Газовый завод» и выбора кондиционных ОТВС под водой хранилищ с помощью портативной видеокамеры.

При визуальном обследовании ячеек хранилищ ОЯТ в первую очередь отбирались ОТВС, которые не имели каких-либо видимых внешних механических или геометрических нарушений, отсутствие которых удовлетворяло требованиям отраслевого стандарта ОСТ 95 10297-95, предъявляемым к поставкам ОЯТ на переработку, что позволило считать эти ОТВС кондиционными. Выявленные в процессе визуального обследования некондиционные ОТВС идентифицировались по типу твэлов: С-36 или ЭК-10 [3].

Для идентификации типа твэла были разработаны две методики:

- 1) взвешивание ТВС и отдельных твэлов С-36 и ЭК-10 в воде бассейнов хранилищ ОЯТ [4];
- 2) анализ спектров излучения облученных твэлов С-36 и ЭК-10 [4].

Идентификация взвешиванием ТВС и твэлов основана на том, что сборки с твэлами ЭК-10 на 30 г тяжелее, чем с твэлами С-36.

Взвешивание является достаточно простым и удобным способом идентификации отработавших ТВС по типу твэлов, однако эта процедура оказалась не всегда реализуемой, так как оболочки некоторых дефектных твэлов оказались разрушенными и целостность твэла при взвешивании могла быть нарушена. В этом случае идентификацию выполняли радиометрическим способом по соотношению скоростей счета в пике полного поглощения излучения ^{137}Cs и характеристического излучения урана в диапазоне 95—110 кэВ [4]. Этот метод относится к методам неразрушающего анализа и позволяет сохранить целостность твэла, т. к. не предполагает никаких механических операций в процессе измерений.

После идентификации типа твэла выявленные некондиционные ОТВС реакторов ВВР-2 и ОР, которые имели какие-либо внешние механические или геометрические нарушения, а также другие несоответствия их технического состояния требованиям отраслевого стандарта

ОСТ 95 10297-95, подвергались процедуре разборки для извлечения из них отдельных твэлов, которые сначала помещали в пеналы временного хранения, а в дальнейшем переупаковывали в транспортные негерметичные пеналы [5].

Обоснованность потвэльной разборки некондиционных ОТВС допускается условиями сертификата-разрешения, разрешающими загрузку и транспортирование в ТУК-19/5 негерметичных транспортных пеналов с облученными твэлами типа ЭК-10 или С-36 при условии, что техническое состояние твэлов удовлетворяет требованиям отраслевого стандарта ОСТ 95 10297-95 [5].

Как отмечалось, технологические операции по разборке некондиционных ОТВС на отдельные твэлы и помещения извлеченных твэлов в пеналы временного хранения выполнялись под водой в бассейне хранилища № 16, которое по своим конструктивным особенностям позволяло организовать и осуществить требуемые технологические операции. Все операции извлечения твэлов выполнялись ручными дистанционными инструментами.

В случае невозможности извлечения твэла ручным инструментом некондиционные ОТВС реактора ВВР-2 подвергались процедуре резки их внешней оболочки.

Эти операции производились также дистанционным образом под слоем воды в бассейне хранилища ОЯТ. Для этого специальным инструментом производили продольный разрез наружных стенок ОТВС для последующего извлечения из сборки трубок, являющимися каналами для прохождения теплоносителя, вместе с твэлами (рис. 1). В этом случае изделием, подготовленным для отправки на переработку на предприятие ПО «Маяк», являлись твэлы в канальной трубке.

В результате работ по подготовке ОЯТ исследовательских реакторов к отправке возникает достаточно большое количество радиоактивных



Рис. 1. Извлечение твэлов из некондиционных ОТВС под водой с помощью специального инструмента

отходов (РАО) высокого и среднего уровня активности. Следует отметить, что все представленные выше работы достаточно трудоемки, выполнение их под слоем воды позволяет существенно снизить дозовые нагрузки на персонал при производстве радиационно опасных работ, тем не менее все особенности их выполнения, возникающие в результате РАО, а также дозовые затраты необходимо учитывать в процессе подготовки исследовательских реакторов к выводу из эксплуатации и при разработке соответствующих проектов, завершающих жизненный цикл ядерных установок.

Методы обращения с ОЯТ космических ядерных энергетических установок

С необходимостью дополнительных операций столкнулись и при подготовке к отправке ОЯТ, расположенного в хранилищах объекта «Ромашка», в которых сосредоточено отработавшее топливо исследовательских транспортных ядерных установок. В 2013 г. впервые после длительного перерыва на переработку были отправлены ОТВС исследовательской космической ядерной установки (КЯЭУ) «Енисей». Эта установка, разработанная и испытанная в период 60–80-х годов прошлого столетия, была создана на основе термоэмиссионной системы преобразования тепловой энергии ядерного реактора в электрическую с использованием электрогенерирующих каналов (ЭГК), встроенных в активную зону реактора.

Вывоз ОЯТ установки «Енисей» на завод регенерации требует предварительной подготовки ЭГК, что обусловлено необходимостью отделения концевых элементов электрогенерирующих каналов, извлечения топливных частей и их последующей упаковки в транспортные пеналы для вывоза на переработку.

Конструкция ОТВС «Енисей», содержащих облученное топливо из диоксида урана 96% обогащения, позволяет использовать для их транспортирования на завод регенерации транспортные упаковочные комплекты ТУК-19/8, что было подтверждено условиями полученного сертификата-разрешения на данную транспортную упаковку.

В соответствии с условиями указанного сертификата-разрешения радиоактивным содержимым упаковки ТУК-19/8 при транспортировании на завод регенерации могут являться топливные части (фрагменты) ЭГК установки «Енисей», помещенные в герметичные транспортные пеналы одноразового использования. По своей конструкции транспортный пенал представляет собой металлическую трубу с дном и крышкой, изготовленную из стали 12Х18Н10Т. Герметичность пенала обеспечивается при помощи кольцевого уплотнения из резины. Поставке на переработку подлежат

фрагменты или топливные части ЭГК «Енисей» длиной не более 500 мм. В один транспортный пенал могут быть помещены две топливные части ЭГК «Енисей», размещаемые одна над другой.

Герметичные транспортные пеналы транспортируются в чехлах 19-2-63 транспортных упаковок ТУК-19/8. Чехол 19-2-63 представляет собой конструкцию, состоящую из обечайки, горловины, стяжки, дистанцирующих решеток, втулки и крышки. Корпус чехла не имеет дна, что обеспечивает слив всей воды из его полости при технологических операциях на заводе переработки. Чехол устанавливается на посадочный корпус внутренней полости контейнера транспортной упаковки ТУК-19/8.

В один чехол 19-2-63 помещаются десять транспортных пеналов, которые в чехле подвешиваются на специальных буртиках. Таким образом, в одном чехле 19-2-63 одновременно могут транспортироваться двадцать топливных частей ЭГК установки «Енисей». Перевозка транспортных упаковок ТУК-19/8 с топливными частями ЭГК установки «Енисей» в герметичных транспортных пеналах может осуществляться железнодорожным и автомобильным транспортом.

Длина топливной части ЭГК составляла около 500 мм, а общая его длина вместе с верхним и нижним концевыми элементами достигала примерно 650 мм. Основная цель работ по подготовке к отправке — удаление верхнего и нижнего концевых элементов, длина которых ~70–75 мм. Отделение этих элементов выполнялось в защитной камере машинным манипулятором с помощью специального кондуктора (рис. 2). Отделенные элементы помещались в специальный контейнер для сбора радиоактивных отходов. Топливные части по 2 штуки упаковывались в транспортный пенал, пенал герметизировался и помещался в чехол 19-2-63.

Заполненные чехлы устанавливались в специальной корзине на временное хранение. Возникающие в ходе этих операций РАО сортировались по удельной активности, упаковывались в контейнеры для отправки на захоронение.



Рис. 2. Отделение концевых элементов ЭГК с помощью машинного манипулятора

Отправка на переработку опытных ОТВС типа ВВЭР реактора МР

Реактор был разработан и сооружен в 1962—1963 гг. и выведен на проектную мощность 20 МВт в 1964 г. В конструктивном отношении он стал первым исследовательским реактором нового типа — канального, погруженного в бассейн с водой. Для выполнения программы испытаний и исследований твэлов, топливных и конструкционных материалов реактор оснащен 9 петлевыми установками, обеспечивавшими возможность отработки теплофизических, гидродинамических и прочностных характеристик активных зон и основного оборудования энергетических реакторных установок различного назначения в условиях, максимально приближенных к натурным. На реакторе МР проводились испытания опытных ОТВС типа ВВЭР, РБМК, ОК, ВМ и других, т. е. практически для всех типов энергетических и транспортных реакторов, разрабатывавшихся в середине прошлого века. Облученные ТВС указанных выше типов хранились в течение длительного времени в специальном хранилище и были размещены в герметичные пеналы, отличающиеся внешним диаметром. В частности, опытные ОТВС типа ВВЭР были упакованы в пеналы диаметром 90 мм, что не позволяло размещать их в ТУК-19 в соответствии с сертификатом-разрешением RUS/053/B(U)F-96T(Rev.7) [6]. Для отправки этого типа топлива на переработку было решено переупаковать его в герметичные транспортные пеналы диаметром 76 мм. Эти работы выполняли в защитной камере комплекса «Ромашка» (рис. 3).

С этой целью пеналы устанавливали в камере на подъемно-поворотный стол над поддоном напротив друг друга, твэлы перегружались с помощью манипуляторов, управление которыми осуществлялось из-за радиационной защиты (рис. 4). Таким образом было перегружено около 20 пеналов.



Рис. 3. Пультовая защитной камеры оснащенная манипуляторами

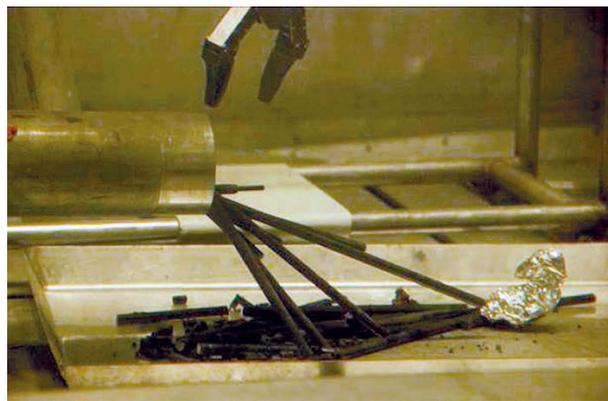


Рис. 4. Перегрузка твэлов в пеналы в защитной камере

Проблемы обращения с ОЯТ исследовательского реактора РФТ

РФТ — предшественник реактора МР, первый отечественный исследовательский реактор на обогащенном уране, предназначенный для материаловедческих исследований [7, 8]. Первые испытания опытных тепловыделяющих элементов, предназначенных для разрабатываемых проектов АЭС, транспортных установок и исследовательских реакторов, в петлях реактора были начаты в конце 1952 года. На начальном этапе исследования были направлены на изучение наилучших конструкций ТВС и состава топливных композиций, в дальнейшем — на изучение их работоспособности при ресурсных испытаниях в различных условиях.

В петлях реактора были отработаны твэлы первой атомной электростанции (реактор АМ), исследовательских реакторов РФТ, ВВР-С, ВВР-М, ИРТ, СМ и др., а также твэлы реакторов АЭС и ЯЭУ различного назначения.

Рабочие ОТВС исследовательского реактора РФТ — это нестандартные топливные сборки, и на их транспортировку были оформлены сертификат-разрешение и технические условия на поставку ОЯТ на переработку в соответствии с ОСТ 95 10297-95 [9, 10]. В 2015 году был разработан и выпущен сертификат-разрешение RUS/0135/B(U)F-96T [9] на конструкцию упаковки и перевозку в транспортном упаковочном комплекте ТУК-19 отработавшего ядерного топлива исследовательского реактора РФТ в виде ОТВС, помещенных в герметичный пенал. С целью идентификации рабочих ОТВС реактора РФТ была проведена инвентаризация содержимого ячеек хранилища ОЯТ в здании 109. Инвентаризация включала исследование пеналов с рабочими ОТВС реактора РФТ с помощью средств коллимированной радиометрии и спектроскопии.

Извлечение ОТВС из ячеек хранилища осуществлялось грузоподъемными и транспортными механизмами, которыми оснащены помещения хранилища.

Работы по визуализации бирок ОТВС, изменению распределения мощности эквивалентной дозы (МЭД) в угле коллимации детектора по длине пенала выполнялись с использованием дистанционно управляемого механизма Брокк-90, оснащенного измерительным комплексом «Гамма-пионер» и видеосистемой [11]. Спектрометрические исследования ОТВС проводилась полупроводниковыми детекторами γ -излучения, помимо этого измерялась суммарная МЭД стандартными поверенными дозиметрами УИМ2-2Д, расстояние между пеналом и детектором фиксировалось в паспорте пенала.

В процессе работы проводились:

- идентификация маркировки пеналов;
- определение радиационных характеристик ОТВС;
- оформление паспорта ОТВС, с указанием ее номера, номера ячейки, где она была расположена, куда перемещается.

С помощью гамма-локатора со спектрометрическим полупроводниковым детектором на основе материала CdZnTe (CZT) измерялись спектры γ -излучения отдельных ОТВС (рис. 5) [7]. Результаты измерений показали, что основным дозобразующим радионуклидом ОЯТ является ^{137}Cs . Другие радионуклиды тоже присутствуют, но их активность значительно меньше активности ^{137}Cs . По спектральным характеристикам γ -излучения в дальнейшем была оценена активность ОТВС.

В спектре γ -излучения ОТВС обычно наблюдаются пики характеристического излучения урана в области около 100 кэВ и интенсивный пик излучения ^{137}Cs . Из-за невысокого энергетического разрешения детектора, на спектре видны два пика излучения урана с энергией 96 и 113 кэВ, которые состоят из наложенных друг на друга пиков характеристического излучения $E = 94,5$ кэВ ($UK_{\alpha 2}$) и $E = 98,43$ кэВ ($UK_{\alpha 1}$); $E = 114,45$ кэВ ($UK_{\beta 2}$) и $E = 111,30$ кэВ ($UK_{\beta 1}$). Присутствие данных пиков излучения в γ -спектре указывает на наличие значительной концентрации атомов урана в ОТВС. Именно на регистрации этих линий характеристического излучения урана основана методика идентификации урансодержащих масс. Эти



Рис. 5. Гамма-локатор для спектрометрии отдельных ОТВС

линии возбуждаются излучением ^{137}Cs , являющимся продуктом деления, т. е. сочетание интенсивного излучения ^{137}Cs с характеристическим излучением урана является указанием на наличие ОЯТ в упаковке [4, 12].

В результате инвентаризации были отобраны 192 рабочие ОТВС РФТ, которые были отправлены на завод регенерации в 2016–2017 гг.

Основные результаты работ по удалению ОЯТ исследовательских реакторов НИЦ «Курчатовский институт»

В результате работ по удалению ОЯТ исследовательских реакторов существенно сократилось количество ОТВС, размещенных в хранилищах Центра. Были существенно обновлены технические средства обращения с ОЯТ, разработаны новые методики контроля его состояния, за счет чего существенно снижены коллективные дозы персонала, задействованного в работах. Тем не менее выявились и отдельные проблемы длительного хранения ОЯТ исследовательских реакторов на территории Центра.

Одной из важнейших проблем является деградация защитных оболочек ОТВС и твэлов при длительном хранении. Опыт показал, что хранение ОТВС в бассейнах-хранилищах приводит к существенной коррозии металлических конструкций ОТВС, их распаду, что создает трудности их упаковки для отправки на переработку. Деградация защитных барьеров приводит к попаданию радионуклидов в воду бассейнов-хранилищ. Важным вопросом, возникающим при длительном хранении, является вопрос сохранения информации о радиоактивном содержимом хранилищ ввиду естественной смены персонала и утери носителей информации. Утеря информации приводит к необходимости периодической инвентаризации содержимого ячеек хранения и, как следствие, росту затрат при обращении с ОЯТ и его удалении из хранилищ. Важной проблемой является обращение с высокоактивными отходами, возникающими при работах с ОЯТ. Эти РАО имеют сложный нуклидный состав и обладают высокой активностью, что требует оборудования специальных мест для их хранения и разработки методик определения нуклидного состава. Многолетние работы по отправке ОЯТ на завод регенерации в результате привели к тому, что в хранилищах Центра осталось в основном опытное топливо, на каждый тип которого потребуются свой сертификат-разрешение на транспортировку его в ТУК-19 на переработку. Оставшееся топливо сильно различается по композициям, обогащению, выгоранию, обращение с ним потребует больших трудовых и дозовых затрат при подготовке к отправке. Для некоторых типов на ПО «Маяк» нет технологий его переработки.

Работы по подготовке к вывозу ОЯТ на переработку, выполненные в НИЦ «Курчатовский

институт» в течение последних пятнадцати лет, выявили ряд проблем, требующих решения:

- необходима ревизия хранилищ ОЯТ и ВАО;
- необходима разработка новых и привязка к конкретным условиям разработанных безопасных методов обращения с ОЯТ и ВАО;
- необходима разработка надежной системы хранения информации о ядерном содержимом в хранилищах;
- необходима разработка схемы и способов дальнейшего обращения с ВАО, возникающих при подготовке ОЯТ к перевозке;
- необходимо решение вопроса с ОЯТ и ВАО, возникающими при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов.

Опыт работ показал эффективность применения разработанных и использованных методов дистанционного производства работ и организации радиационного контроля для защиты персонала от воздействия высоких радиационных полей. Использование гамма-локаторов с полупроводниковыми детекторами γ -излучения дает принципиальную возможность идентификации топливосодержащих масс по характеристическому излучению урана. НИЦ «Курчатовский институт» обладает всей инфраструктурой обращения с ОЯТ, включая специальные стенды, горячие камеры; имеются объемы хранения ОЯТ и высокоактивных РАО. Разработанные технологии обращения с ОЯТ и ВАО оказались востребованными для работ по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов.

Литература

1. Пономарев-Степной Н. Н., Рязанцев Е. П., Колядин В. И. и др. Обращение с ОЯТ исследовательских реакторов МР, РФТ и ИР-8 // ВАНТ, серия: Материаловедение и новые материалы. 2006, Вып. 2 (67). С. 333—339.
2. Волков В. Г., Волкович А. Г., Данилович А. С. и др. Подготовка и вывоз на переработку отработавшего ядерного топлива ВВР-2 и ОР РНЦ

«Курчатовский институт» // Атомная энергия. 2009. Т. 106, вып. 4. С. 202—210.

3. Волков В. Г., Дроздов А. А., Зверков Ю. А. и др. Обращение с отработавшим ядерным топливом исследовательских реакторов РНЦ «Курчатовский институт» // Атомная энергия. 2009. Т. 106, вып. 2. С. 99—105.
4. Потапов В. Н., Волкович А. Г., Смирский Ю. Н. Спектрометрический способ оценки характеристик отработавшего ядерного топлива // Атомная энергия. 2009. Т. 106, вып. 5. С. 273—277.
5. Отработавшие тепловыделяющие сборки ядерных исследовательских реакторов. Общие требования к поставке (ОСТ 95 10297-95). Минатом, 1995.
6. Транспортно-упаковочный комплект ТУК-19 с отработавшим ядерным топливом исследовательских реакторов. Сертификат-разрешение на конструкцию упаковки и перевозку RUS/053/B(U)FT (Rev. 6). ГК «Росатом», 2011.
7. Рязанцев Е. П. Водяная, водяная кипящая и газовая петли реактора РФТ (опыт эксплуатации): Препринт ИАЭ- 251. М., 1961.
8. Амаев А. Д., Амбарцумян Р. С., Гончаров В. В. и др. Испытания и исследования опытной сборки стержневых твэлов с сердечниками из спеченной двуокиси урана в оболочках из циркониевого сплава, достигшей максимального выгорания 68 000 МВт сут/т U: Препринт ИАЭ-1181. М., 1966.
9. Транспортно-упаковочный комплект ТУК-19 с отработавшим ядерным топливом реактора РФТ. Сертификат-разрешение на конструкцию упаковки и перевозку RUS/0135/B(U)F-96Т. ГК «Росатом», 2015.
10. Отработавшее ядерное топливо реактора РФТ. Поставка на завод регенерации. Технические условия. Уч. № 2.63-43/2015, 2015.
11. Смирнов С. В. Робот радиационной разведки // Безопасность окружающей среды. 2008. № 4. С. 77—79.
12. Потапов В. Н., Степанов В. Е., Волкович А. Г., Смирнов С. В. Обнаружение урана в твердых высокоактивных отходах с помощью спектрометрического кадмий-цинк детектора // Атомная энергия. 2012. Т. 113, вып. 2. С. 106—109.

Информация об авторах

Евстигнеев Виктор Петрович, главный специалист, НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Курчатова, 1), e-mail: Evstigneev_VP@nrcki.ru.

Лемус Алексей Владимирович, начальник отдела, НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Курчатова, 1), e-mail: Lemus_AV@nrcki.ru.

Семенов Сергей Геннадиевич, начальник управления, кандидат технических наук, НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Курчатова, 1), e-mail: Semenov_SG@nrcki.ru.

Чесноков Александр Владимирович, ученый секретарь, доктор технических наук, НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Курчатова, 1), e-mail: Chesnokov_AV@nrcki.ru.

Шиша Анатолий Дмитриевич, заместитель начальника-главный инженер управления, НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Курчатова, 1), e-mail: Shisha_AD@nrcki.ru.

Библиографическое описание данной статьи

Евстигнеев В. П., Семенов С. Г., Лемус А. В., Чесноков А. В., Шиша А. Д. Проблемы временного хранения ОЯТ исследовательских реакторов в приреакторных хранилищах // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 3 (4). — С. 87—94.

PROBLEMS OF TEMPORARY STORAGE OF SNF OF RESEARCH REACTORS IN AT-REACTOR STORAGE

Evstigneev V. P., Semenov S. G., Lemus A. V., Chesnokov A. V., Shisha A. D.

NRC "Kurchatov institute", Moscow, Russia

Article received 24 July 2018

Problems of storage of the spent nuclear fuel (SNF) in at-reactor storages of Research Center Kurchatov Institute and also methods of SNF management at nuclear content revision of storages are discussed. Methods of identification of SNFA and SNF element cases are presented. Use of radiometric methods of measurement of the SNFA radiation parameters and remote controlled mechanisms allows to reduce influence of high radiation fields on the working personnel and to protect him in the working process. It is noted that one of the main problems arising at long-term storage of SNF is dissipation of information on objects of storage and their state.

Key words: spent nuclear fuel, ionizing radiation, radionuclides, activity, radiometric methods of diagnostics.

References

1. Ponomarev-Stepnoy N. L., Ryazantsev E. P., Kolyadin V. I. et al. Handling of Spent Fuel of MR, RFT and IR-8 Research Reactors (Problems and Solutions). *Nuclear Science and Technology, ser.: Material science and new materials*, 2006, no. 2(67), pp. 333–339. (In Russian).
2. Volkov V. G., Volkovich A. G., Danilovich A. S. et al. Preparation and removal for reprocessing of spent VVR-2 and or nuclear fuel from the Russian Science Center Kurchatov Institute. *Atomic Energy*, 2009, vol. 106, no. 4, pp. 256–265.
3. Volkov V. G., Drozdov A. A., Zverkov Yu. A. et al. Handling spent nuclear fuel from the research reactors of the Russian science Center Kurchatov Institute. *Atomic Energy*, 2009, vol. 106, no. 2, pp. 125–132.
4. Potapov V. N., Volkovich A. G., Simirskii Yu. N. Spectrometric method of evaluating spent nuclear fuel characteristics. *Atomic Energy*, 2009, vol. 106, no. 5, pp. 348–354.
5. Otrabotavshie teplovydelyayushchie sborki yadernyh issledovatel'skikh reaktorov. Obshchie trebovaniya k postavke (OST 95 10297-95). Moscow, Rosatom, 1995.
6. Transportno-upakovochnyj kompleks TUK-19 s otrabotavshim yadernym toplivom issledovatel'skikh reaktorov. Sertifikat-razreshenie na konstrukciyu upakovki i perevozku RUS/053/B (U)FT(Rev. 6). Moscow, GK "Rosatom", 2011.
7. Ryazancev E. P. Vodyanaya, vodyanaya kipyashchaya i gazovaya petli reaktora RFT (opyt ehkspluatacii). *Preprint IAEH-251*, Moscow, 1961.
8. Amaev A. D., Ambarcumyan R. S., Goncharov V. V. i dr. Ispytaniya i issledovaniya opytnoj sborki sterzhnevyyh tvehlov s serdechnikami iz spechennoj dvuoksi urana v obolochkah iz cirkonievogo splava, dostigshiej maksimal'nogo vygoraniya 68000 MVt sut/t U. *Preprint IAEH-1181*, Moscow, 1966.
9. Transportno-upakovochnyj kompleks TUK-19 s otrabotavshim yadernym toplivom reaktora RFT. Sertifikat-razreshenie na konstrukciyu upakovki i perevozku RUS/0135/B(U)F-96T. Moscow, GK "Rosatom", 2015.
10. Otrabotavshee yadernoe toplivo reaktora RFT. Postavka na zavod regeneracii. Tekhnicheskie usloviya. Uch. № 2.63-43/2015, 2015.
11. Smirnov S. V. Radiation surveying robot. *Environmental Safety*, 2008, no. 4, pp. 77–79. (In Russian).
12. Potapov V. N., Stepanov V. E., Volkovich A. G., Smirnov S. V. Uranium detection in solid radwastes with a CdZnTe spectrometric detector. *Atomic Energy*, 2012, vol. 113, no. 2, pp. 130–134.

Information about the authors

Evstigneev Victor Petrovich, chief specialist, NRC "Kurchatov institute" (1, Kurchatov sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: Evstigneev_VP@nrcki.ru;

Semenov Sergey Gennadievich, head of department, PhD, NRC "Kurchatov institute" (1, Kurchatov sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: Semenov_SG@nrcki.ru;;

Lemus Alexey Vladimirovich, head of division, NRC "Kurchatov institute" (1, Kurchatov sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: Lemus_AV@nrcki.ru;

Chesnokov Alexander Vladimirovich, scientific secretary, Dr. of Science, NRC "Kurchatov institute" (1, Kurchatov sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: Chesnokov_AV@nrcki.ru;;

Shisha Anatoly Dmitrievich, deputy of head-chief engineer of department, NRC "Kurchatov institute", (1, Kurchatov sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: Shisha_AD@nrcki.ru.

Bibliographic description

Evstigneev V. P., Semenov S. G., Lemus A. V., Chesnokov A. V., Shisha A. D. Problems of Temporary Storage of SNF of Research Reactors in At-Reactor Storages. *Radioactive Waste*, 2018, no 3 (4), pp. 87–94. (In Russian).