

## СТРАТЕГИЯ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ ВАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

В. А. Кащеев<sup>1</sup>, М. В. Логунов<sup>1,2</sup>, А. Ю. Шадрин<sup>1</sup>, А. А. Рыкунова<sup>1</sup>, О. В. Шмидт<sup>1</sup>

<sup>1</sup>АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А. А. Бочвара», Москва

<sup>2</sup>ФГУП «ПО «Маяк», Озерск, Челябинская область

Статья поступила в редакцию 12 апреля 2022 г.

*Рассмотрены основные предпосылки стратегии фракционирования высокоактивных отходов (ВАО), образующихся при переработке отработавшего ядерного топлива. Проведен сопоставительный анализ состава ВАО от переработки высоковыгоревшего топлива с учетом требований к качеству компаунда и критериев, заложенных в основу классификации отвержденных радиоактивных отходов. Выполнен анализ возможности отказа от глубинного захоронения. Предложены принципиальные варианты стратегии фракционирования ВАО с оценкой возможности их реализации с учетом технологического инструментария, для которых проведены оценки объемов отвержденных фракций РАО и стоимости их захоронения. На основе анализа расчетных данных сформулированы постулаты стратегии фракционирования, актуальные на сегодняшний день.*

**Ключевые слова:** отработавшее ядерное топливо, переработка, высокоактивные отходы, фракционирование, минорные актиниды, радиоактивные отходы.

### Введение

Официальные данные МАГАТЭ [1] свидетельствуют, что с 1990 года количество выгруженно-го из ядерных реакторов отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) увеличилось в 4 раза. За тот же период количество переработанного ядерного топлива выросло немногим более чем в два раза. Объем ОЯТ, находящегося на длительном контролируемом хранении, стремительно нарастает. Мировой тренд на его массовую переработку, имевший место в 1960–1970-х гг., себя практически исчерпал. Значительная часть европейских объектов и все площадки по переработке ОЯТ в США закрыты, а в Великобритании промышленная переработка практически остановлена. Масштабные планы в крупных азиатских странах — Индии, Японии и Китае — есть, но реальные программы постоянно сдвигаются.

Достаточно оптимистично перспективы серьезной промышленной переработки ОЯТ на сегодняшний день выглядят лишь во Франции и России. Причиной смены тренда являются сложность такой технологии, с одной стороны, и отсутствие приемлемого с точки зрения критерия «цена—качество» варианта обращения с высокоактивными отходами (ВАО), образующимися при переработке ОЯТ, — с другой.

### Основные предпосылки стратегии фракционирования ВАО

Большинство известных схем промышленной переработки ОЯТ (варианты PUREX-процесса) предусматривают выделение в качестве целевых элементов урана, плутония, нептуния и

иногда сопутствующего технеция. В свою очередь, подавляющее большинство вариантов фракционирования ВАО, которое в настоящее время зачастую рассматривают как сопряженный или пересекающийся с основным репроцессингом этап переработки, предполагают выделение минорных актинидов (америция, кюрия и нептуния) и/или фракции щелочных и щелочноземельных элементов, то есть основных теплогенерирующих радионуклидов [2].

Принимая во внимание, что имеющиеся экономические оценки свидетельствуют о несущественном вкладе фракционирования в общие затраты на замыкающей стадии ядерного топливного цикла (ЯТЦ) на фоне кондиционирования, контролируемого хранения и захоронения радиоактивных отходов (РАО) [3], можно сделать вывод: именно эти этапы, то есть выбранные варианты хранения и захоронения кондиционированных РАО, при разработке стратегии фракционирования должны учитываться в первую очередь.

Одним из основных нормативных документов, регламентирующих характеристики кондиционированных РАО, образующихся при переработке ОЯТ в России, являются Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-019-15). В случае выбора в качестве матричного материала для кондиционированных ВАО стеклоподобного компаунда следует ориентироваться на изменения в НП-019-15 от 2021 г., в которых представлены основные показатели качества данного материала, содержащего РАО [4] (табл. 1).

**Таблица 1. Основные показатели качества стеклоподобного компаунда**

Параметр	Значение
Массовая доля $\alpha$ -излучателей	Не более 0,2 %
Устойчивость по $\beta$ -, $\gamma$ -излучению	Не менее $10^8$ Гр (за 10 000 лет)
Устойчивость по $\alpha$ -излучению	Не менее $10^{18}$ $\alpha$ -распадов/см <sup>3</sup> (за 10 000 лет)

Требования, представленные в табл. 1, распространяются сейчас как на алюмофосфатное, так и на боросиликатное стекло.

В то же время еще в 2016 г. был обнародован проект изменений в НП-019-15, в соответствии с которым предлагалось увеличить допустимую поглощенную дозу по  $\beta$ -,  $\gamma$ -излучению для боросиликатного стекла до  $10^9$  Гр (за 10 000 лет) [5]. Недавно опубликованы экспериментальные данные, подтверждающие, что боросиликатное

стекло базового состава (принятого для остекловывания ВАО на площадке ОДЦ ФГУП «ГХК») сохраняет свое качество при дозах по  $\beta$ -,  $\gamma$ -излучению до  $3,07 \cdot 10^9$  Гр [6].

Если трактовать показатели радиационной устойчивости как некие доказанные максимальные, то есть предельно допустимые, для данной матрицы дозовые нагрузки, очевидно, что представленные пределы приводят к ограничению объема образующихся после переработки ОЯТ остеклованных РАО снизу. Иная трактовка некорректна, поскольку при больших, то есть недоказанных, радиационных нагрузках характеристики данной матрицы могут перестать удовлетворять требованиям безопасности. Другими словами, существует некоторый минимально допустимый объем матрицы, приходящийся на 1 кг перерабатываемого ОЯТ, при котором получаемый стеклокомпозит соответствует либо нормативным показателям [4], если это, например, алюмофосфатное стекло, либо экспериментально обоснованным приемлемым пределам радиационной нагрузки [6], если стекло боросиликатное. Этот минимальный объем, очевидно, будет зависеть от изотопного состава перерабатываемого ОЯТ, от времени его выдержки до переработки, от способа (технологии) переработки (в первую очередь от глубины, то есть эффективности выделения целевых элементов при переработке ОЯТ) и, наконец, от степени выделения для промежуточного хранения или, в перспективе, дожигания некоторых фракций изотопов, присутствующих в ОЯТ (например, фракции минорных актинидов — МА).

В соответствии с критериями приемлемости РАО для захоронения (НП-093-14) отходы первого и второго классов (твердые высокоактивные и долгоживущие среднеактивные) должны размещаться в глубинных геологических формациях. Отходы третьего и четвертого классов (твердые среднеактивные и низкоактивные) могут быть захоронены в приповерхностных могильниках.

В табл. 2 и 3 для примера приведен расчетный состав ОЯТ реактора ВВЭР-1000 с выгоранием 50 ГВт·сут/т U и выдержкой 7 лет по основным элементам или их группам, представляющим интерес при переработке и фракционировании, а также расчетный состав рафината, который, как предполагается, будет образовываться при переработке этого топлива по базовой схеме ОДЦ в г. Железногорске [7].

Учитывая глубину извлечения целевых элементов — урана ( $\geq 10^5$ ) и плутония (нептуния) ( $\geq 10^4$ ) — при промышленной переработке ОЯТ (табл. 3), можно сделать вывод, что объем

**Таблица 2. Расчетный состав ОЯТ реактора ВВЭР-1000**

Элемент (группа)	Показатели содержания в ОЯТ		
	Масса, кг/т	Активность, Бк/т	Тепловыделение, Вт/т
U	824	$2,01 \cdot 10^{11}$	0,07
Pu	10,5	$4,77 \cdot 10^{15}$	205
Np	0,64	$1,35 \cdot 10^{12}$	0,1
Am	0,70	$6,83 \cdot 10^{13}$	60,7
Cm	0,07	$1,95 \cdot 10^{14}$	185
Cs + Sr (с учетом дочерних нуклидов)	4,39	$1,55 \cdot 10^{16}$	1370
Остальные ПД	41,0	$2,42 \cdot 10^{15}$	160

**Таблица 3. Расчетный состав рафината от переработки ОЯТ реактора ВВЭР-1000 по схеме ОДЦ**

Содержание элементов, г/л						
U	Pu	Np	Am	Cm	PЗЭ	Zr
$1,8 \cdot 10^{-3}$	$1,1 \cdot 10^{-3}$	$2,7 \cdot 10^{-4}$	0,15	0,01	2,81	0,95
Cs	Sr	Ba	Tc	Mo	БМ	HNO <sub>3</sub> , М
0,69	0,21	0,48	0,02	0,78	0,71	4,0

боросиликатного компаунда с учетом экспериментально доказанной допустимой дозовой нагрузки при глубинном захоронении (РАО 1-го класса опасности), обуславливаемый данной группой элементов, будет ничтожен (менее мл на кг ОЯТ) (табл. 4). Таким образом, при

**Таблица 4. Минимально допустимые объемы высокоактивного боросиликатного компаунда для глубинного захоронения**

(расчеты в предположении устойчивости стеклокомпаунда за 10 тыс. лет:  $10^9$  Гр по  $\beta$ -,  $\gamma$ -излучению и  $5,0 \cdot 10^{18}$   $\alpha$ -распадов/см<sup>3</sup> – по  $\alpha$ -излучению)

Фракция нуклидов для отверждения	Категория РАО	Тип матрицы	Время вне реакторной выдержки, лет	Объем отвержденных РАО, см <sup>3</sup> /кг ОЯТ при выгорании	
				50 ГВт·сут/т	70 ГВт·сут/т
Остатки целевых продуктов	BAO, 1 класс	БСС	несущественно	0,06	0,07
			7	360	570
Минорные актиниды	BAO, 1 класс	БСС	37	760	1050
			67	830	1120
			7	570	770
ПД (ЩМ)	BAO, 1 класс	БСС	37	280	370
			67	140	180
			7	930	1340
Итого (без учета объема упаковки)			37	1040	1420
			67	960	1300
			7	930	1340

дальнейшем рассмотрении проблемы захоронения данным фактором в значительной степени можно пренебречь.

Минорные актиниды, с одной стороны, и осколочные радионуклиды – с другой, при данном подходе приводят к генерации сопоставимых минимальных количеств РАО 1-го класса, на 3–4 порядка превышающих объем, обуславливаемый остатками целевых ядерных материалов (ЯМ) (табл. 4). Таким образом, при разработке вариантов кондиционирования и захоронения эти ключевые группы элементов следует рассматривать в обязательном порядке, в том числе и как потенциальные (первоочередные) объекты фракционирования.

Сопоставительный анализ состава ВАО от переработки высоковыгоревшего топлива, экспериментально доказанных пределов дозовой нагрузки на боросиликатное стекло (БСС) – основную матрицу, принятую в настоящее время в мире для отверждения ВАО, – и критериев, заложенных в основу классификации отвержденных РАО, позволяет сделать вывод, что на современном этапе развития технологий переработки ОЯТ обойтись без глубинного подземного захоронения РАО не представляется возможным [8]. Только при фабрикации на этапе отверждения РАО 1-го класса опасности объемы компаунда сопоставимы с объемом перерабатываемого ОЯТ (табл. 4). Содержание  $\alpha$ -излучающих радионуклидов в матрице при этом не превышает 0,2% по массе в соответствии с требованиями [4]. Расчет свидетельствует, что если в качестве лимитирующего фактора при формировании компаунда принять допустимую массовую долю  $\alpha$ -излучателей, объем стекломатрицы для МА будет заметно меньше минимального объема, обуславливаемого возможной радиационной нагрузкой (табл. 5).

**Таблица 5. Минимальный объем стеклоподобной матрицы для утилизации фракции МА, лимитируемый допустимой массовой долей (0,2%) альфа-излучателей**

Время вне реакторной выдержки, лет	Объем отвержденных РАО от переработки ОЯТ ВВЭР-1000, см <sup>3</sup> /кг ОЯТ при выгорании	
	50 ГВт·сут/т U	70 ГВт·сут/т U
7	260	420
37	420	610
67	460	650

Представленные в табл. 4 и 5 данные свидетельствуют, что минимальный объем БСС для глубинного захоронения на первом этапе

определяется поглощенной энергией, связанной с распадом радиоактивных продуктов деления (ПД), прежде всего изотопов щелочных и щелочноземельных металлов (ЩМ и ЩЗМ), а затем этот минимум по радиоактивной составляющей определяется наличием в РАО МА. После 30–40 лет хранения ОЯТ до переработки влияние изотопов ЩМ и ЩЗМ на массу стекла на фоне других факторов перестает быть основным, а через 60–70 лет объем стекла, обусловленный продуктами деления, составляет пятую часть от объема компаунда, обусловленного наличием МА. Литературные источники также свидетельствуют [9], что определяющее влияние на мощность поглощенной дозы для боросиликатного стекла и энерговыделение в компаунде альфа-эмиттеры приобретают на рубеже хранения около 100 лет.

Кроме того, данные табл. 4 позволяют сделать вывод, что внереакторная выдержка ОЯТ без переработки в интервале времени до 40–50 лет, несмотря на распад значительной части ПД, приводит к заметному увеличению объемов РАО, требующих глубинного подземного захоронения. Это объясняется резким возрастанием в ОЯТ количества  $^{241}\text{Am}$  — продукта распада  $^{241}\text{Pu}$  (рис. 1).

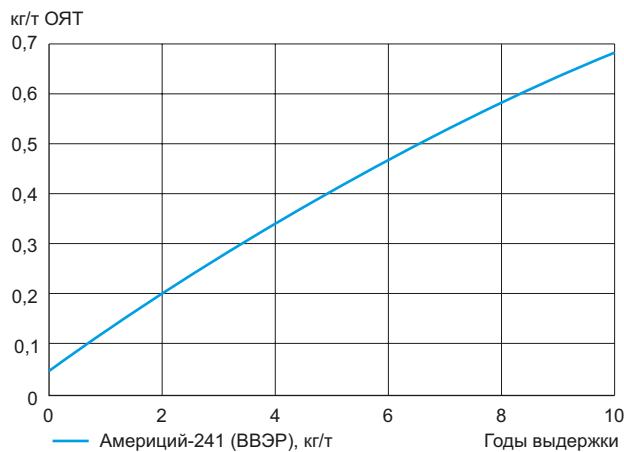


Рис. 1. Тренд накопления америция-241 в ОЯТ ВВЭР-1000 при хранении без переработки

Относительно короткие периоды полураспада основных теплогенерирующих нуклидов — цезия-137 и стронция-90 — предопределяют целесообразность рассмотрения варианта выделения их в отдельную фракцию и контролируемого хранения до распада основной части активности с последующим захоронением в приповерхностные хранилища. В табл. 6 приведены расчетные значения минимально допустимых объемов стекла при кондиционировании отходов от переработки ОЯТ ВВЭР-1000

Таблица 6. Минимально допустимые объемы среднеактивного боросиликатного стекла для приповерхностного захоронения

Изотоп (группа изотопов)	Период полураспада, лет	Время выдержки, лет	Активность ОЯТ ВВЭР (выгорание 70 ГВт-сут/т) Бк/кг	Минимально допустимый объем отвержденных РАО 3-го класса, см <sup>3</sup> /кг
$^{134,137}\text{Cs} + ^{90}\text{Sr}$ (с дочерними нуклидами)	Около 30	7	$2,1 \cdot 10^{13}$	$7,8 \cdot 10^5$
		37	$9,6 \cdot 10^{12}$	$3,6 \cdot 10^5$
		67	$4,7 \cdot 10^{12}$	$1,8 \cdot 10^5$
		97	$2,4 \cdot 10^{12}$	$8,7 \cdot 10^4$
		217	$1,4 \cdot 10^{12}$	$5,2 \cdot 10^3$
	307	$1,7 \cdot 10^{10}$	$6,4 \cdot 10^2$	
$^{135}\text{Cs}$	$2,3 \cdot 10^6$	–	$3,4 \cdot 10^7$	$1,3 \cdot 10^3$
$^{151}\text{Sm}$	87	7	$1,8 \cdot 10^{10}$	$6,8 \cdot 10^5$
		67	$1,2 \cdot 10^{10}$	$4,3 \cdot 10^5$
		97	$9,2 \cdot 10^9$	$3,4 \cdot 10^5$
		217	$3,7 \cdot 10^9$	$1,4 \cdot 10^5$
	307	$1,8 \cdot 10^9$	$6,8 \cdot 10^4$	
$^{79}\text{Se}$	$6,5 \cdot 10^4$	–	$1,1 \cdot 10^7$	$4,0 \cdot 10^2$
$^{93}\text{Zr}$	$1,5 \cdot 10^6$	–	$1,1 \cdot 10^8$	$4,2 \cdot 10^3$
$^{99}\text{Tc}$	$2,1 \cdot 10^5$	–	$7,7 \cdot 10^8$	$2,9 \cdot 10^4$
$^{107}\text{Pd}$	$6,5 \cdot 10^6$	–	$9,3 \cdot 10^6$	$3,5 \cdot 10^2$
$^{126}\text{Sn}$	$1,0 \cdot 10^5$	–	$8,1 \cdot 10^7$	$3,0 \cdot 10^3$

применительно к варианту приповерхностного захоронения РАО 3-го класса опасности [8].

Данные свидетельствуют, что выделенные в отдельную фракцию ЩМ и ЩЗМ ( $^{134,135,137}\text{Cs} + ^{90}\text{Sr}$ ) позволяют сформировать относительно приемлемый объем матрицы для приповерхностного захоронения (около 2 л БСС/кг ОЯТ) только через 300 лет контролируемого хранения, причем на начальном этапе эта фракция будет классифицироваться как РАО с высоким удельным тепловыделением. Кроме того, надо иметь в виду, что попадание в выделенную фракцию изотопов  $^{241}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Am}$  в количестве всего лишь 1 мкг/л при формировании РАО 3-го класса приведет практически к полторакратному росту объема матрицы.

Следует отметить, что значительный объем компаунда при генерировании РАО 3-го класса опасности провоцирует образование активных продуктов деления, которые обычно оказываются вне сферы внимания при рассмотрении проблем фракционирования в частности и кондиционирования РАО в целом. К таким продуктам деления относятся в первую очередь  $^{151}\text{Sm}$  и  $^{99}\text{Tc}$ .

**Таблица 7. Минимально допустимые объемы высокоактивного боросиликатного стекла для глубинного захоронения**

Фракция нуклидов для отверждения	Категория РАО	Тип матрицы	Время вне-реакторной выдержки, лет	Объем отвержденных РАО, см <sup>3</sup> /кг ОЯТ при выгорании	
				50 ГВт-сут/т	70 ГВт-сут/т
Остатки U+Pu			несущественно	0,2	0,2
Минорные актиниды	ВАО, 1-й класс	БСС	7	0,4	0,6
			37	0,8	1,0
			67	0,8	1,1
ПД			7	570	770
			37	280	370
			67	140	180
Итого (без учета объема упаковки)			7	570	771
			37	281	371
			67	141	181

Последствия варианта фракционирования, предусматривающего экстракцию из ВАО от переработки ОЯТ ВВЭР-1000 фракции минорных актинидов со степенью извлечения не менее 10<sup>5</sup> и возвратом МА в топливный цикл, при остекловывании РАО в матрицу 1-го класса опасности с предварительной выдержкой или без таковой рассмотрены в табл. 7. Очевидно, что с точки зрения объемов РАО для захоронения это наиболее компактный вариант по сравнению со всеми, рассмотренными ранее.

При рассмотрении предпосылок для формирования стратегии фракционирования ВАО от переработки ОЯТ следует учесть и «изотопно-сырьевой» аспект проблемы. В ряде литературных источников [10] рассматривается идея использования ВАО как существенного источника полезных для промышленности активных и неактивных изотопов.

К сожалению, следует констатировать, что <sup>137</sup>Cs, выделенный из высоковыгоревшего ОЯТ, для производства востребованных на рынке источников ионизирующего излучения, как правило, не подходит вследствие высокого загрязнения другим изотопом цезия с жестким гамма-излучением — <sup>134</sup>Cs. <sup>241</sup>Am из ВАО для производства источников непригоден в принципе, поскольку находится в смеси с <sup>243</sup>Am. <sup>147</sup>Pm, выделенный из высоковыгоревшего ОЯТ, для источников не используется из-за сильного загрязнения <sup>146</sup>Pm. Следовательно, из радиоактивных изотопов, находящихся в ВАО от переработки высоковыгоревшего ОЯТ энергетических реакторов,

потенциальный интерес могут представлять только <sup>90</sup>Sr и <sup>144</sup>Ce, пригодные для изготовления радиоизотопных источников тепла. Однако сейчас их производство в России полностью прекращено. Экономическая эффективность извлечения из ВАО нерадиоактивных элементов, даже таких редких и дорогостоящих, как, например, родий или рутений, в обозримом будущем на фоне существующего спроса и предложения пока не просматривается. Таким образом, при разработке стратегии фракционирования интересы производства изотопов в настоящее время можно не учитывать.

### Принципиальные варианты стратегии фракционирования ВАО и оценка возможности их реализации

С учетом обсужденных выше аспектов, в литературе на сегодняшний день сформулированы следующие принципиально возможные варианты стратегии обращения с ВАО от переработки ОЯТ [11] (три из них включают фракционирование):

- без фракционирования — все нуклиды отверждаются в единую матрицу;
- проект «Прорыв» — извлечение из исходного раствора ОЯТ и РАО (как в ходе PUREX-процесса, так и на этапе фракционирования) актинидов на 99,9—99,99% (U, Pu, Np, Am, и Cm) и отверждение всех остальных ПД в боросиликатное стекло (тепловыделяющие ВАО);
- оптимизированный «Прорыв+» — подход «Прорыв» дополнен остекловыванием ПД в две стадии: изначально в стеклоподобный гранулят с превышением норм на содержание β-, γ-излучателей (то есть предела по радиационной стойкости) с его последующей переплавкой (восстановлением структуры стекла) в монолитную матрицу после 55—60 лет хранения (за это время 3/4 дозы от Cs, Sr и короткоживущих ПД будут поглощены, таким образом пределы радиационной стойкости в обновленной матрице будут выдержаны);
- фракционирование МА+ПД — извлечение из исходного раствора ОЯТ и РАО всех актинидов (целевые продукты и МА) на 99,9—99,99% (U, Pu, Np, Am, Cm), выделение фракции Cs—Sr для отверждения в матрицу как РАО 3-го класса (через 300 лет после переработки) и остекловывание всех остальных ПД с остатками МА как РАО 1-го класса.

Расчеты свидетельствуют, что стоимость захоронения ВАО, например, от переработки высоковыгоревшего смешанного нитридного топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 в варианте с

фракционированием только МА в 1,5–2 раза ниже, чем в варианте без фракционирования, а варианты глубокого фракционирования (МА и Cs–Sr) практически на порядок дешевле варианта без фракционирования. Минимальную стоимость захоронения предполагает вариант фракционирования МА и ПД (короткоживущая фракция) с приповерхностным захоронением компаунда последних после распада большей части активности (табл. 8).

**Таблица 8. Сравнительные характеристики вариантов переработки и кондиционирования РАО от переработки ОЯТ БРЕСТ-ОД-300 (12% выгорания и 2 года выдержки)**

Вариант	Объем отвержденных фракций РАО, см <sup>3</sup> /кг ОЯТ		Расчетная стоимость захоронения в ценах 2021 г. (тыс. руб./кг ОЯТ)
	Активны-ды	Продукты деления	
Без фракционирования	1,1·10 <sup>3</sup> (1 класс)	1,3·10 <sup>3</sup> (1 класс)	3,6
Прорыв	2,0 (1 класс)	1,3·10 <sup>3</sup> (1 класс)	2,0
Прорыв+	2,0 (1 класс)	284,0 (1 класс)	0,44
Фракционирование МА и ПД (ЩМ и ЩЗМ)	2,0 (1 класс)	120,0 (1 класс) + 8,3·10 <sup>3</sup> (3 класс Cs+Sr)	0,34
Отказ от фракционирования и глубинного захоронения	7,4·10 <sup>8</sup> (3 класс)	1,4·10 <sup>7</sup> (3 класс)	1,2·10 <sup>5</sup>
Выделение МА и отказ от глубинного захоронения	8,4·10 <sup>5</sup> (3 класс)	1,4·10 <sup>7</sup> (3 класс)	2,4·10 <sup>3</sup>

Необходимо отметить, что в приведенных в табл. 8 данных не учтены затраты на 60 лет хранения остеклованных ВАО и повторную переработку стекла в варианте «Прорыв+», а также затраты на 300 лет контролируемого хранения компаунда короткоживущей фракции (до распада цезия и стронция для последующего приповерхностного захоронения) в варианте «Фракционирование МА+ПД». С учетом этих обстоятельств окончательные оценки могут несколько измениться.

Тем не менее очевидно, что варианты с отказом от глубинного захоронения, даже с предварительным выделением актинидов, технологически (объем компаунда) и экономически абсолютно неприемлемы.

Перекрестный анализ всех рассмотренных аспектов проблемы позволяет сформулировать следующие постулаты применительно к стратегии фракционирования сегодняшнего дня:

- длительное внереакторное хранение ОЯТ без переработки в лучшем случае нецелесообразно. Сроки хранения до переработки, включая фракционирование, должны быть минимизированы;
- фракционирование ВАО от переработки ОЯТ с выделением фракции минорных актинидов представляется целесообразным со всех точек зрения. На первом этапе, когда вопрос с дожиганием минорных актинидов не решен, приемлемым может оказаться совместное выделение МА с редкоземельными элементами (РЗЭ) с промежуточным хранением объединенной фракции;
- фракционирование ВАО от переработки ОЯТ с выделением цезий-стронциевой (теплогенерирующей) фракции представляется экономически эффективным;
- вариант с отверждением цезий-стронциевой (теплогенерирующей) фракции после распада нуклидов в матрицу 3-го класса, по первичным оценкам, является наиболее экономичным, однако неучтенные факторы (погрешность оценки) не позволяют однозначно предложить его для переработки отечественного ОЯТ. В то же время данный вариант может оказаться целесообразным для зарубежных заказчиков в случае возврата в страну — поставщика ОЯТ только компаунда с короткоживущей фракцией (в эквиваленте к интегральной активности ОЯТ). При этом очистка цезий-стронциевой фракции от минорных актинидов должна быть весьма высокой.

Что касается технологического инструментария для реализации представленной стратегии, то сокращение срока внереакторного хранения ОЯТ до переработки, помимо очевидно необходимого создания соответствующих для этого мощностей, может быть достигнуто, например, за счет высокотемпературной обработки (ВТО) ОЯТ во главе репроцессинга. На рис. 2 представлена диаграмма возможностей действующего завода РТ-1 (ПО «Маяк») и предполагаемого к пуску в ближайшие годы опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) по приему на переработку ОЯТ с тем или иным тепловыделением [7]. Технологии, принятые на РТ-1, позволяют перерабатывать топливо с тепловыделением чуть менее 4 кВт/т. На ОДЦ по базовой схеме предполагается работать с высококонцентрированными растворами ЯМ. В этой связи предельное тепловыделение ОЯТ, которое можно принять на переработку, почти вдвое ниже, чем на «Маяке».

Данные, представленные на диаграмме, свидетельствуют, что после высокотемпературной

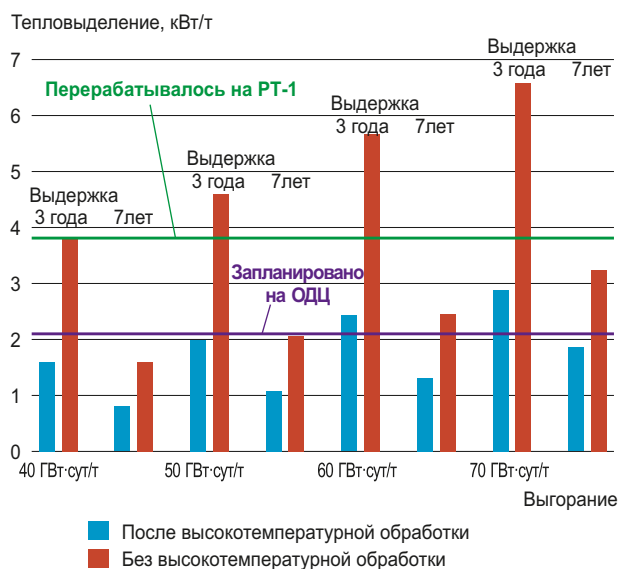


Рис. 2. Влияние высокотемпературной обработки (>1200 °C) на тепловыделение ОЯТ ВВЭР-1000 при различном выгорании и времени выдержки

обработки с точки зрения приемлемости тепловыделения на РТ-1 можно перерабатывать ОЯТ с выгоранием до 70 ГВт·сут/т и выдержкой всего 3 года или даже менее. С семилетней выдержкой топливо с таким выгоранием подходит и для переработки на ОДЦ. Без высокотемпературной обработки «трехлетнее» топливо используется для РТ-1 с выгоранием не более 40 ГВт·сут/т, для ОДЦ «трехлетнее» ОЯТ неприемлемо вообще, а «семилетнее» — до выгорания не более 50 ГВт·сут/т.

Подобное влияние понятно, если учесть, что отгонка трития, углерода, криптона и йода в ходе ВТО потенциально может достигать 100%, цезия и рутения — более 95%, технеция — более 90%, родия — более 80%. В то же время, если варьировать газовую среду, в которой происходит ВТО ОЯТ, можно добиться существенной отгонки молибдена, бария, церия, стронция, селена и теллура, то есть тех элементов, короткоживущие изотопы которых определяют тепловыделение ОЯТ в первые послереакторные годы. Таким образом, ВТО можно рассматривать не только как инструмент для сокращения срока выдержки ОЯТ до переработки, но и как перспективную головную пирохимическую стадию фракционирования.

К сожалению, возможность промышленной реализации ВТО пока не подтверждена. Ни на РТ-1, где осуществляется классическая гидрометаллургическая переработка ОЯТ, ни на готовящемся к пуску ОДЦ высокотемпературная обработка топлива в технологии не предусмотрена. Вместе с тем в проекте ОДЦ присутствует

передел низкотемпературной волоксидации для удаления и локализации трития. Успешное освоение соответствующей технологии и оборудования специалистами ГХК будет являться серьезным аргументом в пользу перспективной интеграции отдельных элементов пирохимической переработки, в том числе ВТО, в классические схемы.

Анализ отечественных разработок в области гидрометаллургических технологий фракционирования позволяет сделать вывод, что для совместного выделения РЗЭ и трансплутониевых элементов (ТПЭ) на сегодняшний день наиболее исследована и готова к внедрению экстракционная технология на основе фосфиноксида разнорадикального (ФОР) [12].

Для выделения индивидуальной фракции ТПЭ наиболее проработанной представляется экстракционная технология на основе тетраоктилдиамида дигликолевой кислоты (ТОДГА) [13].

Наконец, фракция цезия—стронция может быть выделена с применением экстракционной технологии на основе хлорированного дикарболлида кобальта (успешно реализовано в опытно-промышленном варианте на ФГУП «ПО «Маяк» в период 1996—2003 гг. [14]), либо краун-эфиров (проверенно в стендовых масштабах [15] как на имитационных, так и на реальных растворах).

### Заключение

На современном этапе развития ядерной энергетики фракционирование становится ключевым звеном ЯТЦ, способным обеспечить экологически приемлемое и экономически эффективное обращение с высокоактивными отходами от переработки ОЯТ.

Для снижения объема РАО, подлежащих глубинному геологическому захоронению, и минимизации затрат целесообразно:

- снизить (технологически обосновано) время хранения ОЯТ до переработки;
- обеспечить выделение фракции МА как минимум на 99,9% для их последующего дожигания в составе ядерного топлива БР или ЖСР (продолжительное контролируемое хранение фракции МА, т. е. выделение на склад, представляется контрпродуктивным);
- технологически обеспечить выделение фракции Cs—Sr, с глубокой очисткой от актинидов (99,9%);
- изучить возможность длительного контролируемого хранения РАО (фракция Cs—Sr) 1-го класса с восстановлением структуры стеклоподобной матрицы через 55—60 лет;

- проработать вариант и подтвердить безопасность приповерхностного захоронения фракции Cs—Sr;
- обосновать методику расчетно-экспериментального подтверждения устойчивости стеклоподобных матриц при достижении за 10 тысяч лет поглощенной дозы  $10^9$  Гр и более;
- продолжить работы в направлении экспериментального обоснования повышения допустимых пределов радиационной нагрузки на матрицы.

Для практической реализации может быть рассмотрена модель фракционирования, предусматривающая первичное извлечение из ВАО актинидов, а затем критичных ПД, и обратная модель без предварительного извлечения МА.

Отечественные технологии извлечения отдельных фракций элементов опробованы как минимум в стендовых масштабах, заложены в перспективных проектах российских предприятий и позволяют в обозримой перспективе предложить переработку ОЯТ с фракционированием ВАО.

## Литература

1. Spent Fuel Reprocessing Options. IAEA-TECDOC-1587. IAEA, Vienna, 2008. 144 p.
2. Status of Developments in the Back End of the Fast Reactor Fuel Cycle. IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-4.2. IAEA, Vienna, 2011. 91 p.
3. *Макеева И. Р., Файрушина Л. Р., Кащеев В. А. и др.* Оптимизация затрат на замыкающую стадию ЯТЦ // Сборник аннотаций докладов отраслевой конференции «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах». — Сочи, 1–2 октября 2020 г. С. 58.
4. Приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору № 299 от 13.09.2021.
5. Изменения в федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности». НП-019-15 // Ядерная и радиационная безопасность. 2016. № 3 (81). С. 102–103.
6. *Алой А. С., Ковалев Н. В., Прокошин А. М. и др.* Исследование радиационной устойчивости боросиликатного стекла к бета- и гамма-облучению с помощью ускоренных протонов // Радиоактивные отходы. 2021. № 1 (14). С. 8–18. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-1-8-18.
7. *Шадрин А. Ю.* Варианты фракционирования радионуклидов при переработке ОЯТ //

Материалы отраслевого семинара «Результаты работ по компонентам продуктового направления «Сбалансированный ЯТЦ» и возможности их использования в технологии обращения с ОЯТ отечественного парка реакторов». — Москва, 18–19 октября 2021 г.

8. *Кащеев В. А., Шадрин А. Ю., Рыкованов Г. Н. и др.* Объем радиоактивных отходов от переработки облученного ядерного топлива ВВЭР-1000 и варианты фракционирования // Атомная энергия. 2019. Т. 127. № 2. С. 82–87. DOI: 10.1007/s10512-019-00591-5.

9. *Алой А. С., Блохин А. И., Блохин П. А., Ковалев Н. В.* Радиационные характеристики боросиликатного стекла, содержащего высокоактивные отходы // Радиоактивные отходы. 2020. № 3 (12). С. 93–100. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-3-93-100.

10. *Баторшин Г. Ш., Кириллов С. Н., Смирнов И. В. и др.* Комплексное выделение ценных компонентов из техногенных радиоактивных отходов как вариант создания рентабельного ЗЯТЦ // Вопросы радиационной безопасности. 2015. № 3. С. 30–36.

11. *Kascheev V. A., Shadrin A. Yu., Dmitriev S. A.* Optimization of RW volumes from reprocessing of SNF from fast reactors. Fractionation options // Journal of Physics: Conf. Series. 2020. 1475. 012023. DOI: 10.1088/1742-6596/1475/1/012023.

12. *Логунов М. В., Ворошилов Ю. А., Бабаин В. А.* Разработка технологий фракционирования ВАО в экстракционных системах на основе фосфиноксида разнорадикального в тяжелых разбавителях на ФГУП «ПО «Маяк» // Радиохимия. 2022. (В печати).

13. *Хасанов Р. Н., Широков А. И., Ворошилов Ю. А., Логунов М. В.* Динамические испытания экстракционной технологии фракционирования ВАО с использованием экстрагента TODGA в Ф-3 // Седьмая российская молодежная школа по радиохимии и ядерным технологиям. Тезисы докладов. Озерск, 12–16 сентября 2016 г. — Озерск: РИЦ ВРБ ФГУП «ПО «Маяк», 2016. С. 125–127.

14. *Логунов М. В., Ворошилов Ю. А., Бабаин В. А., Скобцов А. С.* Опыт освоения, промышленной эксплуатации и оптимизации комплексной экстракционно-осадительной технологии фракционирования жидких высокоактивных отходов на ПО «Маяк» // Радиохимия. 2020. Т. 62. № 6. С. 463–484.

15. *Ворошилов Ю. А., Логунов М. В., Смольянихин К. В., Яковлев Н. Г.* Стендовые испытания технологии совместного извлечения радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  из жидких высокоактивных отходов экстрагентом на основе краун-эфиров // Вопросы радиационной безопасности. 2013. № 2 (70). С. 23–33.



### Информация об авторах

*Кащеев Владимир Александрович*, кандидат физико-математических наук, директор отделения, АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А. А. Бочвара» (123098, Москва, ул. Рогова, д. 5а), e-mail: kanna17@mail.ru.

*Логунов Михаил Васильевич*, кандидат технических наук, ведущий научный сотрудник, АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А. А. Бочвара» (123098, Москва, ул. Рогова, д. 5а); советник генерального директора, ФГУП «ПО «Маяк» (456784, Челябинская область, Озерск, пр-т Ленина, д. 31), e-mail: MVLogunov@bochvar.ru.

*Шадрин Андрей Юрьевич*, доктор химических наук, ведущий эксперт, АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А. А. Бочвара» (123098, Москва, ул. Рогова, д. 5а), e-mail: AYShadrin@bochvar.ru.

*Рыкунова Анастасия Анатольевна*, старший научный сотрудник, АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А. А. Бочвара» (123098, Москва, ул. Рогова, д. 5а), e-mail: AARykunova@bochvar.ru.

*Шмидт Ольга Витальевна*, кандидат химических наук, ведущий эксперт, АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А. А. Бочвара» (123098, Москва, ул. Рогова, д. 5а), e-mail: OVShmidt@bochvar.ru.

### Библиографическое описание статьи

*Кащеев В. А., Логунов М. В., Шадрин А. Ю., Рыкунова А. А., Шмидт О. В.* Стратегия фракционирования ВАО от переработки ОЯТ // Радиоактивные отходы. 2022. № 2 (19). С. 6–16. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-2-6-16.

---

## STRATEGY FOR THE FRACTIONATION OF HLW FROM SNF REPROCESSING

**Kashcheev V. A.<sup>1</sup>, Logunov M. V.<sup>1,2</sup>, Shadrin A. Yu.<sup>1</sup>, Rykunova A. A.<sup>1</sup>, Schmidt O. V.<sup>1</sup>**

<sup>1</sup>JSC “Advanced Research Institute of Inorganic Materials named after Academician A. A. Bochvar”, Moscow, Russia

<sup>2</sup>FSUE Mayak PA, Ozyorsk, Chelyabinsk Region, Russia

Article received on April 12, 2022

*The paper considers the main prerequisites of the fractionation strategy for HLW from SNF reprocessing. It analyses the composition of HLW resulting from SNF reprocessing taking into account the requirements for the quality of the glass compound and the criteria forming the basis of the classification system for solidified radioactive waste. The paper evaluates the opportunities for renouncing the idea of deep HLW disposal. It proposes basic HLW fractionation options with an assessment of their feasibility considering the engineering tools available. For the proposed strategies, the paper evaluates the volumes of solidified RW fractions and the RW disposal cost. Based on the calculations performed, it also presents the postulates of the fractionation strategy.*

**Keywords:** spent nuclear fuel, reprocessing, high-level waste, fractionation, minor actinides, radioactive waste.

### References

1. Spent Fuel Reprocessing Options. IAEA-TECDOC-1587. IAEA, Vienna, 2008. 144 p.
2. Status of Developments in the Back End of the Fast Reactor Fuel Cycle. IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-4.2. IAEA, Vienna, 2011. 91 p.

3. Makeyeva I. R., Fayrushina L. R., Kashcheyev V. A. et al. Optimizatsiya zatrat na zamykayushchuyu stadiyu YATTS [Cost Optimization for the Closing Stage of Nuclear Fuel Cycle]. *Sbornik annotatsiy dokladov otraslevoy konferentsii “Zamykaniye toplivnogo tsikla yadernoy energetiki na baze reaktorov na bystrykh neytronakh”* [Proceedings of Industrial Conference

Nuclear Fuel Cycle Closure Based on Fast Neutron Reactors]. Sochi, October 1–2, 2020. P. 58.

4. Order of the Federal Service for Ecological, Technological and Nuclear Supervision No. 299 of September 13, 2021.

5. *Izmeneniya v federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii "Sbor, pererabotka, khraneniye i konditsionirovaniye zhidkikh radioaktivnykh otkhodov. Trebovaniya bezopasnosti"*. NP-019-15 [Amendments to the federal norms and rules in the field of atomic energy use Collection, Processing, Storage and Conditioning of Liquid Radioactive Waste. Safety Requirements. NP-019-15]. *Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost' — Nuclear and Radiation Safety*, 2016, vol. 81, no. 3, pp. 102–103.

6. Aloy A. S., Kovalev N. V., Prokoshin A. M. et al. Issledovaniye radiatsionnoy ustoychivosti borosilikatnogo stekla k beta- i gamma-oblucheniyu s pomoshch'yu uskorennykh protonov [Radiation Resistance of Borosilicate Glass to Beta and Gamma Radiation Evaluated Using the Accelerated Proton Method]. *Radioaktivnyye otkhody — Radioactive Waste*, 2021, no. 1 (14), pp. 8–18. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-1-8-18.

7. Shadrin A. Yu. Varianty fraktsionirovaniya radionuklidov pri pererabotke OYAT [Options for Radionuclide Fractionation During SNF Reprocessing]. *Materialy otraslevogo seminara "Rezultaty rabot po komponentam produktovogo napravleniya Sbalansirovanny YATTS" i vozmozhnosti ikh ispol'zovaniya v tekhnologii obrashcheniya s OYAT otechestvennogo parka reaktorov* [Proceedings of an Industrial Workshop — Components of a Balanced Nuclear Fuel Cycle Product Line: Progress Made and their Potential Application in the Management of Spent Nuclear Fuel from Russian Reactor Fleet]. Moscow, October 18–19, 2021.

8. Kashcheev V. A., Shadrin A. Yu., Rykovanov G. N. et al. Ob'yem radioaktivnykh otkhodov ot pererabotki obluchennogo yadernogo topliva VVER-1000 i varianty fraktsionirovaniya [Radwaste Volume from VVER-1000 Spent Fuel Reprocessing and Fractionation Variants]. *Atomnaya Energiya — Atomic Energy*, 2019, vol. 127, no. 2, pp. 93–98. DOI: 10.1007/s10512-019-00591-5.

9. Aloy A. S., Blokhin A. I., Blokhin P. A., Kovalev N. V. Radiatsionnyye kharakteristiki borosilikatnogo stekla, soderzhashchego vysokoaktivnyye otkhody [Radiation Characteristics of Borosilicate Glass Containing High-Level Waste]. *Radioaktivnyye otkhody — Radioactive Waste*, 2020, no. 3 (12), pp. 93–100. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-3-93-100.

10. Batorshin G. Sh., Kirillov S. N., Smirnov I. V. et al. Kompleksnoye vydeleniye tsennykh komponentov

iz tekhnogennykh radioaktivnykh otkhodov kak variant sozdaniya rentabel'nogo ZYATTS [Complex Extraction of Valuable Components from Anthropogenic Radioactive Waste as an Option of Establishing Cost-Effective Closed Nuclear Fuel Cycle]. *Voprosy radiatsionnoy bezopasnosti — Issues of Radiation Safety*, 2015, no. 3, pp. 30–36.

11. Kascheev V. A., Shadrin A. Yu., Dmitriev S. A. Optimization of RW volumes from reprocessing of SNF from fast reactors. Fractionation options. *Journal of Physics: Conf. Series*, 2020, 1475, 012023. DOI: 10.1088/1742-6596/1475/1/012023.

12. Logunov M. V., Voroshilov Yu. A., Babain V. A. Razrabotka tekhnologii fraktsionirovaniya VAO v ekstraktsionnykh sistemakh na osnove fosfinoksida raznoradikal'nogo v tyazhelykh razbavitelyakh na FGUP "PO "Mayak" [Development of HLW Fractionation Technologies for the Extraction Systems Based on Heteroradical Phosphine Oxide in Heavy Diluents at FSUE PA Mayak]. *Radiokhimiya — Radiochemistry*, 2022. (In press).

13. Khasanov R. N., Shirokov A. I., Voroshilov Yu. A., Logunov M. V. Dinamicheskiye ispytaniya ekstraktsionnoy tekhnologii fraktsionirovaniya VAO s ispol'zovaniyem ekstragenta TODGA v F-3 [Dynamic Testing of Extraction Technology for HLW Fractionation Using TODGA Extractant in F-3]. *Sed'maya rossiyskaya molodezhnaya shkola po radiokhimii i yadernym tekhnologiyam. Tezisy dokladov* [Seventh Russian Youth School on Radiochemistry and Nuclear Technologies. Collection of Abstracts]. Ozersk, September 12–16, 2016. — Ozersk, RIC VRB FSUE PA Mayak Publ., 2016. Pp. 125–127.

14. Logunov M. V., Voroshilov Yu. A., Babain V. A., Skobtsov A. S. Opyt osvoyeniya, promyshlennoy ekspluatatsii i optimizatsii kompleksnoy ekstraktsionno-osaditel'noy tekhnologii fraktsionirovaniya zhidkikh vysokoaktivnykh otkhodov na PO "Mayak" [Experience of Mastering, Industrial Exploitation, and Optimization of the Integrated Extraction–Precipitation Technology for Fractionation of Liquid High-Activity Wastes at Mayak Production Association]. *Radiokhimiya — Radiochemistry*, 2020, vol. 62, no. 6, pp. 700–722. DOI: 10.1134/S1066362220060028.

15. Voroshilov Yu. A., Logunov M. V., Smolyanin K. V., Yakovlev N. G. Stendovyye ispytaniya tekhnologii sovmestnogo izvlecheniya radionuklidov <sup>137</sup>Cs i <sup>90</sup>Sr iz zhidkikh vysokoaktivnykh otkhodov ekstragentom na osnove kraun-efirov [Benchmark Tests of <sup>137</sup>Cs and <sup>90</sup>Sr Co-Extraction From Liquid HLW with Extractant Based on Crown-Ethers]. *Voprosy radiatsionnoy bezopasnosti — Issues of Radiation Safety*, 2013, no. 2 (70), pp. 23–33.

### Information about the authors

*Kascheev Vladimir Alexandrovich*, PhD, Director of Department, JSC “Advanced Research Institute of Inorganic Materials named after Academician A. A. Bochvar” (5a, Rogova St., Moscow, 123098, Russia), e-mail: kanna17@mail.ru.

*Logunov Michail Vasilevich*, PhD, leading researcher, JSC “Advanced Research Institute of Inorganic Materials named after Academician A. A. Bochvar” (5a, Rogova St., Moscow, 123098, Russia); Advisor to the General Director, FSUE Mayak PA (31, Lenin Ave., Ozersk, Chelyabinsk Region, 456784, Russia), e-mail: MVLogunov@bochvar.ru.

*Shadrin Andrey Yurevich*, Doctor of Chemical Sciences, leading expert, JSC “Advanced Research Institute of Inorganic Materials named after Academician A. A. Bochvar” (5a, Rogova St., Moscow, 123098, Russia), e-mail: AYShadrin@bochvar.ru.

*Rykunova Anastasiia Anatolievna*, senior researcher, JSC “Advanced Research Institute of Inorganic Materials named after Academician A. A. Bochvar” (5a, Rogova St., Moscow, 123098, Russia), e-mail: AARykunova@bochvar.ru.

*Shmidt Olga Vitalievna*, PhD, leading expert, JSC “Advanced Research Institute of Inorganic Materials named after Academician A. A. Bochvar” (5a, Rogova St., Moscow, 123098, Russia), e-mail: OVShmidt@bochvar.ru.

### Bibliographic description

Kashcheev V. A., Logunov M. V., Shadrin A. Yu., Rykunova A. A., Schmidt O. V. Strategy for the fractionation of HLW from SNF reprocessing. *Radioactive Waste*, 2022, no. 2 (19), pp. 6–16. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-2-6-16. (In Russian).