

АЛГОРИТМ РАСЧЕТА ОБЪЕМА ОСТЕКЛОВАННЫХ РАО

А. А. Рыкунова¹, О. В. Шмидт¹, В. А. Кашеев¹, А. Ю. Шадрин²,
Л. Р. Файрушина³, И. Р. Макеева³

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

²ЧУ «Наука и Инновации», Москва

³ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск, Челябинская область

Статья поступила в редакцию 7 августа 2023 г.

В работе представлены алгоритмы оценки минимально допустимого объема остеклованных высокоактивных отходов (ВАО) в соответствии с существующими в РФ нормативными требованиями к стеклоподобным матрицам. Приведены результаты его расчетов при переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) БР-1200, БРЕСТ-300, ВВЭР-1000, проведенных с использованием программного комплекса «Виртуальный ЗАвод Радиохимических Технологий» (ПК ВИЗАРТ). Разработанный алгоритм можно применять для вычисления объема конечных форм отвержденных радиоактивных отходов (РАО) с использованием различных матриц (боросиликатное и алюмофосфатное стекло, цемент, керамика), при необходимости адаптируя его под требования к качеству выбранной матрицы.

Ключевые слова: отверждение РАО, высокоактивные отходы (ВАО), радиоактивные отходы.

Введение

Стеклоподобные матрицы благодаря своим физико-химическим свойствам (долговременная механическая прочность, низкая скорость выхода примесных элементов, высокая устойчивость к воздействию ионизирующих излучений) рассматриваются в качестве наиболее перспективных для включения ВАО с целью их окончательного захоронения. При этом существуют ограничения по содержанию в них различных групп радионуклидов, которые определены на основе анализа широкого круга экспериментальных данных и сформулированы в нормативном документе НП-019-15 с дополнениями, введенными в действие 01.01.2024 [1], [2] (табл. 1 [2]).

Таблица 1. Основные показатели качества стеклоподобного компаунда

Параметр	Значение
Массовая доля α -излучателей	Не более 0,2 %
Устойчивость по β - и γ -излучению	Не менее 10^8 Гр (за 10 000 лет)
Устойчивость по α -излучению	Не менее 10^{18} α -распадов/см ³ (за 10 000 лет)

Для определения минимально допустимого объема стеклоподобной матрицы, необходимого для утилизации ВАО от единицы массы ОЯТ, предложен алгоритм, с помощью которого оценивается количество стекла с учетом

допустимых коэффициентов включения для различных групп изотопов, представленных в ОЯТ, и с учетом радиационной стойкости выбранного состава стекломатрицы по α -, β - и γ -излучению [1]. Кроме того, алгоритм легко может быть адаптирован для анализа объемов стекла при условии максимально допустимого включения в матрицу разных компонентов ОЯТ, например, если есть информация по предельно допустимому внесению радиоактивных благородных металлов (РБМ), Мо, Zr, оксидов редкоземельных элементов (РЗЭ) и других веществ.

Алгоритм вычисления минимально допустимых объемов стекла для отверждения ВАО

Учет включений компонентов

Для учета допустимого включения различных компонентов в разработанном алгоритме производится оценка минимального объема стеклоподобной матрицы для иммобилизации ВАО.

Например, для расчета объема стекла с максимально допустимым содержанием α -излучателей используется следующая формула:

$$V_{\alpha} = \frac{m_{\alpha}}{\rho_{\text{матрицы}} \cdot K_{\alpha}} \cdot 100\%, \quad (1)$$

где m_{α} — содержание α -излучателей в 1 кг ОЯТ, кг; K_{α} — допустимая массовая доля α -излучателей в матрице, %;

$\rho_{\text{матрицы}}$ — плотность формируемой стекломатрицы, кг/м³.

Аналогичным образом вычисляются объемы по максимально допустимому содержанию различных компонентов, например РЗЭ, Мо, Zr, РБМ.

Вычисление радиационной нагрузки на стеклоподобную матрицу

Как было сказано выше, по нормативным требованиям отвержденные ВАО должны выдерживать радиационную нагрузку по α -, β - и γ -излучению, которое создается включенными в матрицу радионуклидами. Тогда минимально допустимый объем матрицы по радиационной стойкости определяется суммой минимально допустимых объемов по α -, β - и γ -излучению:

$$V_{\text{рад. стойкость}} = V_{\alpha\text{-излучение}} + V_{\beta, \gamma\text{-излучение}}, \quad (2)$$

где $V_{\alpha\text{-излучение}}$ и $V_{\beta, \gamma\text{-излучение}}$ — минимально допустимые объемы матрицы по α -, β - и γ -излучению соответственно.

Минимально допустимый объем матрицы по α -излучению, ($V_{\alpha\text{-излучение}}$ (2)) определяется количеством α -распадов за время 10 000, 1 000, 100 лет, что соответствует 1, 2 или 3-му классам

отвержденных РАО, для всех α -активных изотопов в 1 кг перерабатываемого ОЯТ:

$$N = \sum_{i=1}^n A_i \cdot N_0^i (1 - e^{-\lambda_i t}), \quad (3)$$

где N_0^i — количество атомов i -го изотопа в 1 кг ОЯТ на момент переработки (остекловывания); A_i — количество α -распадов при распаде i -го изотопа (в случае наличия цепочки распада — суммарное количество α -распадов по всей цепочке); λ_i — постоянная распада i -го изотопа, 1/год; t — время, 10 000, 1 000, 100 лет для 1, 2 или 3-го класса образующихся РАО соответственно.

Количество атомов каждого изотопа определяется по формуле:

$$N_0 = \frac{m_{\text{iso}} \cdot N_A}{\mu_{\text{iso}}}, \quad (4)$$

где m_{iso} — масса изотопа в 1 кг ОЯТ, кг;

N_A — постоянная Авогадро, 1/моль;

μ_{iso} — молярная масса изотопа, кг/моль.

Тогда минимально допустимый объем матрицы по α -излучению:

$$V_{\alpha\text{-излучение}} = \frac{N}{N_{\text{max}}}, \quad (5)$$

где N_{max} — радиационная стойкость стекла к α -излучению — максимально допустимое количество α -распадов в единице объема стекла за определенное время (зависит от состава стекла).

Минимально допустимый объем стекла по β - и γ -излучению, ($V_{\beta, \gamma\text{-излучение}}$) — определяется энергией β - и γ -излучения от 1 кг ОЯТ, выделившейся (и поглощенной) в матрице за 10 000 лет, если это отходы 1-го класса, 1 000 лет — 2-го класса или 100 лет — 3-го класса РАО. Для упрощения оценок используется допущение о поглощении энергии излучения в точке генерации:

$$V_{\beta, \gamma\text{-излучение}} = \frac{E_{\beta, \gamma}}{\rho_{\text{матрицы}} \cdot D_{\text{max}}}, \quad (6)$$

где $E_{\beta, \gamma}$ — энергия β - и γ -излучения от 1 кг ОЯТ, поглощенная матрицей за 10 000, 1 000, 100 лет, Дж; D_{max} — предельное значение β -, γ -излучения — радиационная стойкость стекла по β - и γ -излучению (зависит от состава стекла), Гр = Дж/кг.

Количество выделившейся энергии за рассматриваемое время, Дж, определяется по формуле (суммирование ведется по всем β - и γ -активным радионуклидам):

$$E = \sum_{i=1}^n N_0^i (P_i^{\beta} + P_i^{\gamma}) (1 - e^{-\lambda_i t}), \quad (7)$$

где $P_i^{\beta} + P_i^{\gamma}$ — суммарная энергия, выделяющаяся (и поглощающаяся) матрицей при одном β - или

γ -распаде (если существует цепочка распадов, то β - и γ -энергия суммируется по всей цепочке), Дж.

Учет тепловой нагрузки

Минимально допустимый объем отвержденных ВАО, определяемый по тепловой нагрузке, которая ограничена согласно НП-093-14 [3], вычисляется с использованием библиотеки ядерных констант ENDF/B-VII.1 [4] по формуле:

$$V_{\text{тепло}} = \frac{E_{\text{продукт}}}{\max \text{Heat}}, \quad (8)$$

где $E_{\text{продукт}}$ — энергосодержание в единицу времени 1 кг перерабатываемого ОЯТ, Вт; $\max \text{Heat}$ — максимально допустимое удельное тепловыделение матричного материала, определяемое условиями последующих операций с образующимися РАО (контролируемого хранения перед окончательным захоронением и/или окончательного захоронения, Вт/м³).

Величина $E_{\text{продукт}}$ складывается из энергосодержания каждого изотопа, который входит в состав ЖРО от переработки ОЯТ:

$$E_{\text{продукт}}(\tau) = \sum_{i=1}^n E_{\text{компонент}}^i(\tau) = \sum_{i=1}^n N_0^i \cdot \lambda_i \cdot \varepsilon_1^i \cdot e^{-\lambda_i \tau}, \quad (9)$$

где $E_{\text{компонент}}^i$ — энергосодержание указанной массы i -го химического компонента, Вт; ε_1^i — энергосодержание при единичном акте распада i -го изотопа, Дж; τ — время выдержки сформированных РАО с момента переработки ОЯТ до захоронения.

Результаты тестового расчета

Описанный выше алгоритм был использован для расчета объемов конечных форм ВАО в ПК ВИЗАРТ [5]. В качестве исходных данных пользователь задает:

- вариант фракционирования при переработке ОЯТ (без фракционирования, извлечение в отдельный поток фракции минорных актинидов (МА), извлечение фракции Cs-Sr), который определяет изотопный состав формирующихся ВАО;
- вариант обращения с ВАО после формирования матрицы (переварка стекла через N лет, промежуточное хранение матрицы перед захоронением т. д.);
- класс формируемых ВАО.

Фрагмент интерфейса программного модуля с панелью ввода параметров представлен на рис. 1. С использованием созданного модуля проведены расчеты объемов конечных форм ВАО. В качестве исходных данных взяты составы ОЯТ, которые планируется перерабатывать

на создаваемых в РФ предприятиях: Опытном-демонстрационном центре (ОДЦ) на площадке ФГУП «ГХК», Опытном-демонстрационном энергокомплексе (ОДЭК) на площадке АО «СХК», Промышленном энергокомплексе (ПЭК) (площадка создания на настоящий момент не определена) [6], [7], соответственно, от:

- реакторной установки БР-1200 (ПЭК) с выгоранием 20% т. а. (тяжелых атомов) и послереакторной выдержкой в течение 1,5 лет;
- БРЕСТ-300 (ОДЭК), выгорание — 8% т.а., послереакторная выдержка — 3 года;
- ВВЭР-1000 (ОДЦ), выгорание — 50 ГВт-сут/т, послереакторная выдержка — 7 лет.

Параметры	
Предел по α -излучению, α -распадов/см ³	5E+18
Предел по β -, γ -излучению, Гр/кг	1E+9
Степень извлечения Cs-Sr, %	99.9
Степень извлечения МА, %	99.9
Степень извлечения Pu, %	99.975
Степень извлечения U, %	99.9997
Плотность стекла с ВАО, кг/м ³	2700
Извлечение Cs-Sr	<input type="checkbox"/>
Извлечение МА	<input checked="" type="checkbox"/>
Процент включения альфа-излучателей в массу стекла, %	0.2
Процент включения ТУЭ в массу стекла, %	0.2
Период времени для оценки дозы, накапливаемой в БСС с ВАО, лет	10000
Максимально допустимое тепловыделение стекла для хранения, Вт/л	25
Максимально допустимое тепловыделение стекла для окончательного захоронения, Вт/л	1.5
Дополнительное время хранения ОЯТ до переработки, лет	0
Отверждение ВАО в 3 класс	<input type="checkbox"/>
Время контролируемого хранения тепловыделяющих ВАО до захоронения, лет	60
Двустадийное остекловывание ПД	<input type="checkbox"/>

Рис. 1. Фрагмент интерфейса расчетного модуля в ПК ВИЗАРТ: ввод параметров при вычислении объемов матрицы ВАО

Учет дозовой нагрузки на матрицу

С использованием разработанного алгоритма проведен расчет объемов ВАО, сформированных разными группами радионуклидов, в случае выделения из ОЯТ только целевых компонентов — урана и плутония (эффективность выделения урана и плутония принята 99,9997% и 99,975% соответственно, согласно работе [8]). В качестве матричного материала для иммобилизации ВАО рассмотрено боросиликатное стекло (БСС), допустимая дозовая нагрузка для которого принята: по α -излучению — $5 \cdot 10^{18}$ α -распадов/см³ за 10000 лет, по β - и γ -излучению — 10^9 Гр за 10000 лет (также принятые в работе [8] и удовлетворяющие доказанным радиационным нагрузкам, допустимым для БСС [9]). В качестве исходных данных в расчетах использованы составы ОЯТ, которые планируется перерабатывать на заводах ОДЦ, ОДЭК, ПЭК [6], [7]. Результаты расчета приведены на рис. 2. Из полученных данных следует, что основной вклад в объем образующихся ВАО вносят МА и фракция Cs-Sr.

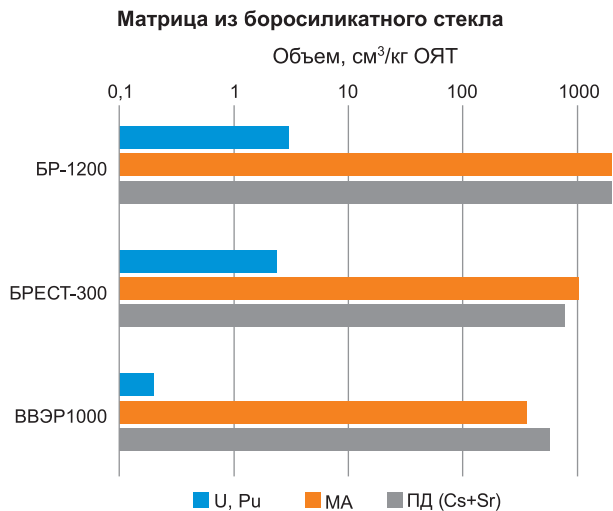
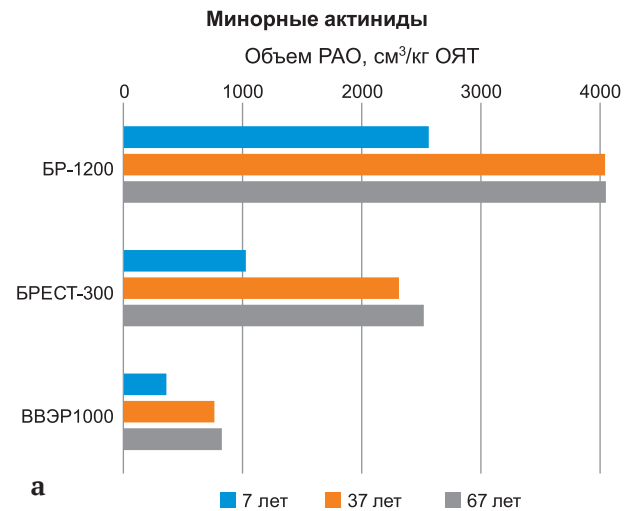


Рис. 2. Вклад отдельных фракций в объем РАО

Если рассмотреть изменение изотопного состава ОЯТ при его промежуточном хранении до переработки в течение 30–40 лет (табл. 2), можно отметить, что влияние на объем остеклованных ВАО изотопов фракции Cs-Sr перестает быть доминирующим (снижение значения дозы от β- и γ-излучения) и происходит его заметное увеличение из-за вклада МА, что является следствием возрастания содержания ²⁴¹Am (продукт распада ²⁴¹Pu) в составе ОЯТ при его хранении (рис. 3). За 30 лет масса ²⁴¹Am в нем увеличивается в 2,5 раза.

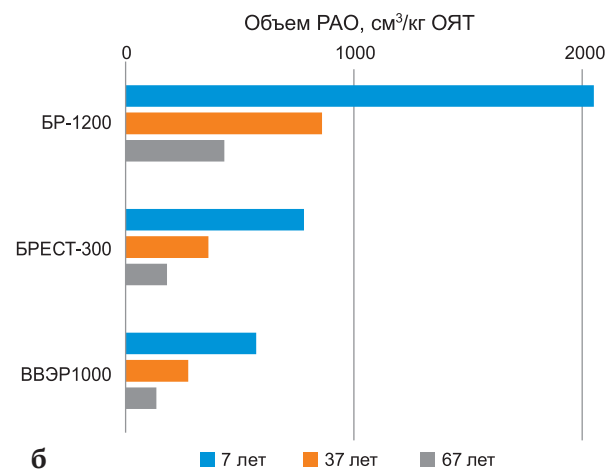
Таблица 2. Объемы ВАО в зависимости от времени хранения ОЯТ до переработки

Фракция нуклидов для отверждения	Промежуточное хранение, лет	Объем ВАО, см³/кг ОЯТ		
		БР-1200, выгорание – 20 % т. а., выдержка – 1,5 года	БРЕСТ-300, выгорание – 8 % т. а., выдержка – 3 года	ВВЭР-1000, выгорание – 50 ГВт-сут/т ОЯТ, выдержка – 7 лет
Остатки целевых продуктов	несущественно	3	2	0,2
	7	2560	1025	359
	37	4045	2314	765
Минорные актиниды	67	4213	2520	828
	7	2106	781	574
	37	860	364	276
Продукты деления (фракция Cs-Sr)	67	430	182	137
	7	4669	1808	933
	37	4908	2680	1040
Итого (без учета объема упаковки)	67	4646	2704	965



а

Продукты деления (фракция Cs-Sr)



б

Рис. 3. Изменение вклада фракций радионуклидов в объем ВАО при различных временах выдержки ОЯТ до переработки: а) минорные актиниды, б) продукты деления

Учет включения α-излучателей и трансурановых элементов в матрицу

Как было показано в табл. 1, кроме нормативных требований радиационной стойкости стекла к различным типам излучения существует критерий, ограничивающий включение в него α-излучателей. Согласно действующей редакции нормативных документов оно не должно превышать 0,2% по массе [2]. Проанализируем влияние этого ограничения на объем БСС для ВАО от переработки ОЯТ различных рассмотренных выше реакторных установок.

В табл. 3 сопоставлены результаты расчета минимально допустимого объема БСС по двум критериям: ограничение на массу α-содержащих продуктов и лимитирование на количество распадов α-нуклидов в единице объема БСС (требования к радиационной стойкости [1]) в случае, когда при переработке ОЯТ используется

фракционирование, при котором извлекаются 99,9% МА, не поступающих в ВАО (полное попадание МА в ВАО рассмотрено в работе [10]).

Таблица 3. Допустимые объемы БСС в зависимости от ограничений на включение в матрицу α -содержащих радионуклидов

Группа изотопов	Условие	Объем БСС, см ³ /кг ОЯТ		
		БР-1200, выгорание – 20 % т. а., выдержка – 1,5 года	БРЕСТ-300, выгорание – 8 % т. а., выдержка – 3 года	ВВЭР-1000, выгорание – 50 ГВт-сут/т ОЯТ, выдержка – 7 лет
Все α -излучатели, оставшиеся после фракционного выделения 99,9 % МА	не более 0,2 % по массе матрицы ВАО	1075	472	437
	$5 \cdot 10^{18}$ α -расп./см ³ в течение 10 тыс. лет	16	8	2
Долгоживущие α -излучатели (период полураспада более 10^{10} лет)	не более 0,2 % по массе матрицы ВАО	1073	470	436
	$5 \cdot 10^{18}$ α -расп./см ³ в течение 10 тыс. лет	0,0003	0,0002	0,0001

Из приведенных в табл. 3 результатов следует, что критерий, ограничивающий массовую долю α -содержащих нуклидов в стекле, значительно увеличивает допустимый объем остеклованных ВАО. Проанализируем состав α -изотопов в ОЯТ. Особое внимание обратим на массовую долю α -активных нуклидов с периодом полураспада более 10^{10} лет. В табл. 4 и 5 приведено

Таблица 4. Массовая доля α -активных изотопов ОЯТ различных реакторных установок (с учетом попадания в ВАО 0,1 % МА)

Изотоп	Время полураспада, лет	Содержание изотопа среди других α -излучателей, %		
		БР-1200, выгорание – 20 % т. а., выдержка – 1,5 года	БРЕСТ-300, выгорание – 8 % т. а., выдержка – 3 года	ВВЭР-1000, выгорание – 50 ГВт-сут/т ОЯТ, выдержка – 7 лет
¹⁴⁸ Sm	$7,00 \cdot 10^{15}$	10,0	6,9	12,8
¹⁴⁴ Nd	$2,29 \cdot 10^{15}$	70,4	68,2	75,8
¹⁴⁷ Sm	$1,06 \cdot 10^{11}$	19,4	24,7	11,3
Остальные	$< 10^{10}$	$< 0,2$	$< 0,2$	$< 0,1$
Общая масса α -излучателей в ОЯТ, г/кг ОЯТ		5,80	2,55	2,36

Таблица 5. Массовая доля α -активных изотопов ОЯТ различных реакторных установок (с учетом попадания в ВАО 100% МА)

Изотоп	Время полураспада, лет	Содержание изотопа среди других α -излучателей, %		
		БР-1200, выгорание – 20 % т. а., выдержка – 1,5 года	БРЕСТ-300, выгорание – 8 % т. а., выдержка – 3 года	ВВЭР-1000, выгорание – 50 ГВт-сут/т ОЯТ, выдержка – 7 лет
¹⁴⁸ Sm	$7,00 \cdot 10^{15}$	4,4	3,5	8,0
¹⁴⁴ Nd	$2,29 \cdot 10^{15}$	30,0	34,7	47,5
¹⁴⁷ Sm	$1,06 \cdot 10^{11}$	7,5	12,6	7,1
²³⁷ Np	$2,14 \cdot 10^6$	17,4	5,6	16,9
²⁴⁵ Cm	$8,5 \cdot 10^3$	1,6	0,2	0,2
²⁴³ Am	$7,37 \cdot 10^3$	11,2	12,3	4,8
²⁴¹ Am	432,2	18,8	28,7	13,9
²⁴⁴ Cm	18,1	8,9	2,3	1,7
Остальные	$< 10^{10}$	$< 0,2$	$< 0,1$	$< 0,1$
Общая масса α -излучателей в ОЯТ, г/кг ОЯТ		13,4	5,0	3,7

содержание α -излучающих изотопов в ВАО от переработки ОЯТ разных типов с учетом удаления при этом 99,9% МА и попадания всех МА в ВАО соответственно.

Очевидно, что α -излучатели с периодом полураспада более 10^{10} лет вносят основной вклад в ограничение присутствия радионуклидов в стекле по массе. С другой стороны, понятно, что они не влияют ни на прочностные качества стеклокомпанда, ни на скорость выщелачивания радионуклидов, ни на радиационную стойкость стекла. По этой причине можно констатировать, что нормативное требование по ограничению массы всех α -активных радионуклидов в стекле избыточно и приводит к неоправданному завышению объемов остеклованных ВАО, что сказывается на экономике предприятий, занимающихся этим процессом. Целесообразно указанное требование пересмотреть и принять решение либо о полном его исключении, либо об ограничении его действия только на радионуклиды с периодом полураспада меньшим 10^{10} лет.

Закключение

Представленный в работе алгоритм расчета объемов отвержденных ВАО применим к оценке допустимого количества РАО для различных технологий переработки ОЯТ:

- при выделении отдельных видов радионуклидов в обособленные потоки (фракционирование);

- при использовании различных механизмов отверждения отходов (включение их в стеклоподобные матрицы, в цемент и др.).

Анализ допустимого объема отвержденных ВАО, проведенный с применением изложенного в статье алгоритма расчета для матриц РАО, показал, что действующая нормативная документация по их включению в стекло содержит избыточное требование, ограничивающее количество α -активных нуклидов, что существенно увеличивает конечный объем остеклованных ВАО и приводит к неоправданному росту затрат на их захоронение.

Литература

1. НП-019-2015. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. — М. : Госатомнадзор России, 2015. 21 с.
2. Приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору № 299 от 13.09.2021.
3. НП-093-14. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения. — М. : Ростехнадзор, 2014.
4. URL: <http://www-nds.iaea.org/public/download-ndf/ENDF-B-VII.1> (дата обращения: 20.05.2023).
5. Шмидт О. В., Третьякова С. Г., Евсюкова Ю. А. и др. Программный комплекс ВИЗАРТ для

балансовых расчетов материальных потоков технологий замкнутого ядерного топливного цикла // Атомная энергия. 2017. Т. 122. № 2. С. 88—92.

6. Масленников И. А., Федоров Ю. С., Зильберман Б. Я. и др. Переработка облученного топлива: новые требования и инновационные подходы // Безопасность жизнедеятельности. Охрана труда и окружающей среды. 2010. № 1. С. 90—94.

7. Шадрин А. Ю., Двоглазов К. Н., Масленников А. Г. и др. РН-процесс — технология переработки смешанного уран-плутониевого топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 // Радиохимия. 2016. Т. 58. № 3. С. 234—241.

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.

9. Алой А. С., Ковалев Н. В., Прокошин А. М., Карпович Н. Ф., Кольцова Т. И., Горшков Н. Г., Калинин В. А., Блохин А. И., Блохин П. А., Дорофеев А. Н. Исследование радиационной устойчивости боросиликатного стекла к бета- и гамма-излучению с помощью ускоренных протонов // Радиоактивные отходы. 2021. № 1 (14). С. 8—18. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-1-8-18.

10. 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.

Информация об авторах

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.

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.

Шадрин Андрей Юрьевич, доктор химических наук, заместитель директора — директор направления радиохимии, ЧУ «Наука и Инновации» (119017, Москва, ул. Большая Ордынка, д. 24), e-mail: AnYShadrin@rosatom.ru.

Файрушина Ляйсан Римовна, младший научный сотрудник, ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина (456770, Челябинская обл., Снежинск, ул. Васильева, д. 13), e-mail: fayrushinalr@vniitf.ru.

Макеева Инга Равильевна, кандидат физико-математических наук, начальник отдела, ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина (456770, Челябинская обл., Снежинск, ул. Васильева, д. 13), e-mail: i.r.makeyeva@vniitf.ru.

Библиографическое описание статьи

Рыкунова А. А., Шмидт О. В., Кащеев В. А., Шадрин А. Ю., Файрушина Л. Р., Макеева И. Р. Алгоритм расчета объема остеклованных РАО // Радиоактивные отходы. 2024. № 2 (27). С. 18–25. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-2-18-25.

HLW VOLUME CALCULATION ALGORITHM

Rykunova A. A.¹, Schmidt O. V.¹, Kashcheev V. A.¹,
Shadrin A. Yu.², Fayrushina L. R.³, Makeeva I. R.³

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

²PI Nauka i Innovatsii, Moscow, Russia

³FSUE Russian Federal Nuclear Center – All-Russian Scientific Research Institute Of Technical Physics, Snezhinsk, Chelyabinsk region, Russia

Article received on August 7, 2023

The paper presents the algorithms introduced to calculate the minimum allowable volume of vitrified high-level radioactive waste (HLW) in accordance with the current Russian regulations for glass-like matrix materials. This study presents the volumes of vitrified RW generated from the reprocessing of different spent nuclear fuel types (BR-1200, BREST-300, VVER-1000) calculated in the Vizart software package. The developed algorithm can be used to calculate the volume of immobilized waste forms assuming the use of different matrix materials such as borosilicate glass, aluminophosphate glass, cement and ceramics. If necessary, the algorithm can be adjusted with an account taken of the requirements for the matrix material quality.

Keywords: radioactive waste solidification, high-level waste (HLW), radioactive waste.

References

1. NP-019-15. *Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii. Sbor, pererabotka, khraneniye i konditsionirovaniye zhidkikh radioaktivnykh otkhodov. Trebovaniya bezopasnosti* [Federal Norms and Rules in the Field of Atomic Energy Use Collection, Processing, Storage and Conditioning of Liquid Radioactive Waste. Safety Requirements]. Moscow, Gosatomnadzor of Russia Publ., 2015. 21 p.
2. Order of the Federal Service for Environmental, Technological and Nuclear Supervision No. 299 of September 13, 2021.
3. NP-093-14. *Kriterii priyemlemosti radioaktivnykh otkhodov dlya zakhoroneniya* [Radioactive waste acceptance criteria for disposal]. Moscow, Rostekhnadzor Publ., 2014.
4. URL: <http://www-nds.iaea.org/public/download-endf/ENDF-B-VII.1> (accessed on 20.05.2023).

5. Shmidt O. V., Tret'yakova S. G., Evsyukova Yu. A. et al. Programmnyy kompleks VIZART dlya balansovykh raschetov material'nykh potokov tekhnologiy zamknutogo yadernogo toplivnogo tsikla [Vizart Software for Balance Calculations of Material Flows in Closed Nuclear Fuel Cycle Technologies]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy*, 2017, vol. 122, no. 2, pp. 88–92.
6. Maslennikov I. A., Fedorov Yu. S., Zilberman B. Ya. et al. Pererabotka obluchonnogo topliva: novyye trebovaniya i innovatsionnyye podkhody. [Reprocessing of irradiated fuel: new requirements and innovative approaches]. *Bezopasnost' zhiznedeyatel'nosti. Okhrana truda i okruzhayushchey sredy — Life safety. Occupational and environmental protection*, 2010, no. 1, pp. 90–94.
7. Shadrin A. Yu., Dvoeglazov K. N., Maslennikov A. G. et al. RN-protsess — tekhnologiya pererabotki smeshannogo uran-plutoniyevego topliva

реактора BREST-OD-300 [RN process as a technology for reprocessing mixed uranium–plutonium fuel from BREST-OD-300 reactor]. *Radiokhimiya — Radiochemistry*, 2016, vol. 58, no. 3, pp. 271–279. DOI: 10.1134/S1066362216030085.

8. Kashcheev V. A., Shadrin A. Yu., Rykovanov G. N. et al. Ob'yem radioaktivnykh otkhodov ot pererabotki oblučennogo 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., Kovalev N. V., Prokoshin A. M., Karpovich N. F., Koltsova T. I., Gorshkov N. G., Kalinin V. A.,

Blokhin A. I., Blokhin P. A., Dorofeev A. N. Issledovanie radiatsionnoi ustoichivosti borosilikatnogo stekla k beta-i gamma-izlucheniyu s pomoshch'yu uskorenykh protonov [Radiation resistance of borosilicate glass to beta and gamma radiation evaluated using the accelerated proton method]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2021, no. 1 (14), pp. 8–18. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-1-8-18.

10. Kashcheev V. A., Logunov M. V., Shadrin A. Yu., Rykunova A. A., Schmidt O. V. Strategiya fraktsionirovaniya VAO ot pererabotki OYAT [Strategy for the fractionation of HLW from SNF reprocessing]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2022, no. 2 (19), pp. 6–16. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-2-6-16.

Information about the authors

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, JSC “Advanced Research Institute of Inorganic Materials named after Academician A. A. Bochvar” (5a, Rogova st., Moscow, 123098, Russia), e-mail: OVShmidt@bochvar.ru.

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.

Shadrin Andrey Yurevich, Doctor of Sciences, Deputy Director, PI “Nauka i Innovatsii” (24, Bolshaya Ordynka st., Moscow, 119017, Russia), e-mail: AnYShadrin@rosatom.ru.

Fayrushina Lyaisan Rimovna, junior researcher, FSUE Russian Federal Nuclear Center — All-Russian Scientific Research Institute Of Technical Physics (13, Vasilieva st., Snezhinsk, Chelyabinsk region, 456770, Russia), e-mail: fayrushinalr@vniitf.ru.

Makeyeva Inga Ravilievna, PhD, Director of Department, FSUE Russian Federal Nuclear Center — All-Russian Scientific Research Institute Of Technical Physics (13, Vasilieva st., Snezhinsk, Chelyabinsk region, 456770, Russia), e-mail: i.r.makeyeva@vniitf.ru.

Bibliographic description

Rykunova A. A., Schmidt O. V., Kashcheev V. A., Shadrin A. Yu., Fayrushina L. R., Makeyeva I. R. HLW Volume Calculation Algorithm. *Radioactive Waste*, 2024, no. 2 (27), pp. 18–25. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-2-18-25. (In Russian).