

## РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ БОРОСИЛИКАТНОГО СТЕКЛА, СОДЕРЖАЩЕГО ВЫСОКОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

А. С. Алой<sup>2</sup>, А. И. Блохин<sup>1</sup>, П. А. Блохин<sup>1</sup>, Н. В. Ковалев<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

<sup>2</sup>АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина», Санкт-Петербург

Статья поступила в редакцию 21 июня 2020 г.

*В статье представлены материалы расчетно-аналитических исследований радиационных характеристик остеклованных с применением боросиликатного стекла (БСС) жидких высокоактивных отходов. Для подтверждения качества стекла в масштабе времени до  $10^4$  лет и более проводятся расчетно-экспериментальные исследования, которые должны определить величины дозовых нагрузок на БСС от всех типов излучений. В работе приведены результаты расчетных исследований радионуклидного состава и радиационных характеристик БСС, образовавшегося при переработке отработавшего ядерного топлива реакторов типа ВВЭР-1000 в соответствии с созданной в АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина» технологией.*

**Ключевые слова:** радиоактивные отходы, боросиликатное стекло, отработавшее ядерное топливо, математические модели, энерговыделение, радиационные повреждения.

### Введение

Остеклованные жидкие высокоактивные отходы содержат радиоактивные изотопы, при распаде которых ионизирующее излучение воздействует на матрицу, вызывая ее возможные структурные изменения. Влияние этих изменений на базовые свойства стекла должно быть изучено для использования в целях оценки долговременной устойчивости стекломатриц. В зарубежной научно-технической литературе имеется большой объем информации по данной проблематике, которая в основном подтверждает высокую радиационную устойчивость структуры стекла, образованной с помощью сильных ионно-ковалентных связей через кислородные мостики.

Главными источниками ионизирующих излучений в остеклованных ВАО, влияющих на

радиационно-химическую устойчивость матрицы стекла, являются: бета-распад продуктов деления, прежде всего  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ , и альфа-распад актиноидных элементов — урана, нептуния, плутония, америция и кюрия [1]. Внутреннее самооблучение от радионуклидов, включенных в матрицу РАО, может в долгосрочной перспективе оказывать влияние на ее микроструктурные изменения, стабильность фаз, термодинамические свойства и, как следствие, на надежность изоляции ВАО от биосферы. Бета-распад нуклидов сопровождается выделением частиц (энергия около 0,5 МэВ), низкоэнергетических ядер отдачи и гамма-излучения. Альфа-распад приводит к образованию частиц с энергией от 4,5 до 5,5 МэВ, энергетических ядер отдачи с энергией от 70 до 100 кэВ и некоторого количества

гамма-излучения. Высвобождающиеся частицы и гамма-излучение взаимодействуют с электронными оболочками атомов матрицы путем передачи энергии электронам, главным образом через процессы ионизации, производя пары электрон-дырка, или с атомным ядром путем упругих столкновений, смещая их в матрице стекла из первоначальных положений. Кроме этого, может происходить трансмутация ядер отдачи, и новые ядра, в свою очередь, будут подвержены радиоактивному распаду. По различным данным, влияние бета-распада продуктов деления доминирует в диапазоне от 300 до 600 лет [2, 3], вызывая высокую радиоактивность и самонагрев стекол при хранении. Влияние альфа-распада преобладает в последующие годы.

В России на заводе РТ-1 (ФГУП «ПО «Маяк») в качестве материала для иммобилизации жидких ВАО применяется алюмофосфатное стекло (АФС), на основе которого подготовлены к глубинному захоронению большие объемы остеклованных высокоактивных радиоактивных отходов (ОВАО) от переработки ОЯТ ВВЭР-440, БН-600, исследовательских реакторов, транспортно-судовых установок и др. [4].

Более широкое применение в мировой практике получили боросиликатные стекла за счет ряда преимуществ по сравнению с АФС, например, у БСС расстекловывание за счет кристаллизации ниже чем у АФС. Поэтому при проектировании опытно-демонстрационного центра по переработке ОЯТ на ФГУП «ГХК» (далее — ОДЦ) в качестве материала для иммобилизации жидких ВАО от переработки ОЯТ реакторов типа ВВЭР-1000 выбрано боросиликатное стекло.

Учитывая появление в технологии новой стекломатрицы, необходимо провести расчетно-экспериментальные исследования радиационных характеристик ОВАО на примере разработанного для ОДЦ боросиликатного стекла [5].

Основой для планирования и разработки методических подходов к проведению экспериментальных работ по воздействию бета-, гамма- и альфа-облучения модельных БСС с использованием ускорительной техники и допирования матриц соответствующими радионуклидами должны стать предварительные расчетные исследования.

В данной работе выполнены расчетные исследования радионуклидного состава и радиационных характеристик боросиликатного стекла, получаемого при переработке ОЯТ по базовой технологии, принятой на ОДЦ. Для таких исследований применяются расчетные коды, которые при заданных условиях облучения топлива в реакторе позволяют моделировать, с учетом разной степени выгорания, основные

радиационные характеристики ОЯТ, влияющие на стадии его переработки, остекловывания ВАО и на радиационно-химические параметры БСС.

Целью работы является определение радиационных характеристик ОВАО на основе БСС (активности, поглощенной дозы, энерговыделения, выходов и энергетической зависимости источников гамма- и нейтронного излучения) для различных времен выдержки. Для расчета изменения нуклидного состава и радиационных характеристик топлива как при облучении, так и в процессе выдержки использован расчетный код TRACT [6–9]. При верификации расчетов ОЯТ частично использованы справочные данные, представленные в [10, 11].

### Радиационные характеристики остеклованных высокоактивных отходов

В соответствии с базовой технологией в работе рассмотрены ВАО, образующиеся после переработки ОЯТ реактора ВВЭР-1000. Исходное топливо — двуокись урана  $UO_2$  с обогащением 4,35 % по  $^{235}U$ . Расчет состава топлива проводился в приближении стационарного режима работы реактора при номинальном уровне мощности, одна кампания состояла из трех микрокампаний продолжительностью 305,9 суток с остановками на 48 суток между ними. Расчет нуклидного состава ОЯТ выполнен в приближении равномерного распределения нейтронного потока по высоте ТВС и соответствует выгоранию топлива 50 ГВт·сут/т U за кампанию.

По технологии ОДЦ отработавшее ядерное топливо выдерживается в течение 7 лет и затем перерабатывается с извлечением изотопов урана и плутония. В образующихся РАО может содержаться до 0,01 % урана и 0,025 % плутония от начального содержания в ОЯТ. Отметим, что в базовую технологию переработки ОЯТ на ОДЦ заложены предельные параметры топлива (по выгоранию и времени выдержки), переработка которого приведет к достаточно высоким значениям тепловыделения БСС и дозовым нагрузкам на стекломатрицу. В настоящее же время в хранилищах ФГУП «ГХК» накоплено ~6500 т ТМ ОЯТ ВВЭР-1000 [12] с различным выгоранием (от 8 до 50 и более ГВт·сут/т U) и временем выдержки (от 10 до 30 и более лет), которое также должно быть переработано. В рамках научной работы [13] показано, что с целью многократного снижения тепловыделения БСС, на ОДЦ возможно в течение десятка и более лет перерабатывать совместно накопленное и «свежее» ОЯТ, соответственно, при реализации такого сценария и дозовые нагрузки на стекло будут существенно ниже.

В соответствии с исходными данными, при базовой технологии переработки ОЯТ жидкие ВАО содержат как продукты деления и актиниды, так и продукты коррозии нержавеющей стали (Fe, Cr, Ni) и натрия, который попадает в поток в результате промывки и регенерации экстрагента. Присутствие весомых количеств натрия в жидких ВАО учитывается при разработке состава стеклофритты. Учитывая специфику таких ВАО со стабильными компонентами в отходах, суммарное расчетное включение всех оксидов элементов составляет примерно 20 масс.%. По расчетам, такое высокое включение отходов позволяет получить примерно 100–110 дм<sup>3</sup> высокоактивного стекла с плотностью 2,76 г/см<sup>3</sup> при переработке 1 т ОЯТ.

Расчетный состав остеклованных РАО класса 1 с использованием разрабатываемого в АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина» боросиликатного стекла [5] приведен в табл. 1.

Таблица 1. Расчетный химический состав боросиликатной матрицы РАО

Компонент	Содержание в стекломассе, %
SiO <sub>2</sub>	45,60±10
Na <sub>2</sub> O	13,35±10
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	14,40±10
Li <sub>2</sub> O	2,80±10
CaO	2,40±10
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	2,40±10
MnO <sub>2</sub>	2,40±10
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,25±10
NiO	0,12±10
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,72±10
Оксиды радиоактивных элементов	15,56±10

Для рассмотренного состава остеклованных РАО выполнены расчеты изменения их активности (рис. 1) и остаточного энерговыделения (рис. 2). Данные приведены на 1 м<sup>3</sup> остеклованных РАО и представлены для времен выдержки до 10<sup>4</sup> лет. На рис. 2 энерговыделение представлено для трех компонент: за счет процессов альфа- и бета-распадов, а также за счет гамма-излучения. В период от 0 до ~100 лет выдержки основной вклад в энерговыделение вносят бета- и гамма-излучения, и лишь при больших временах — в 120 лет и более лет — основным источником энерговыделения становится альфа-излучение.

Нейтроны в ОЯТ и РАО образуются в результате спонтанного деления актинидов и реакций

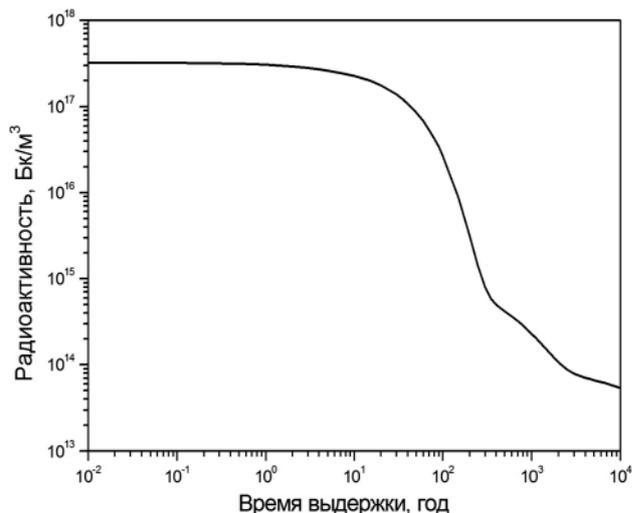


Рис. 1. Удельная активность остеклованных РАО

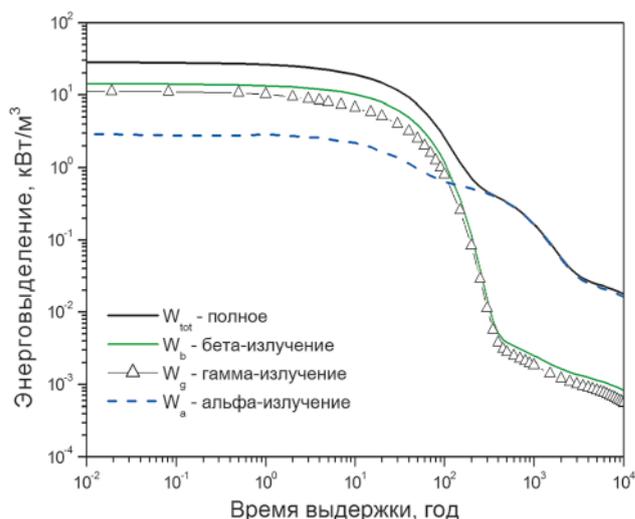


Рис. 2. Энерговыделение остеклованных РАО

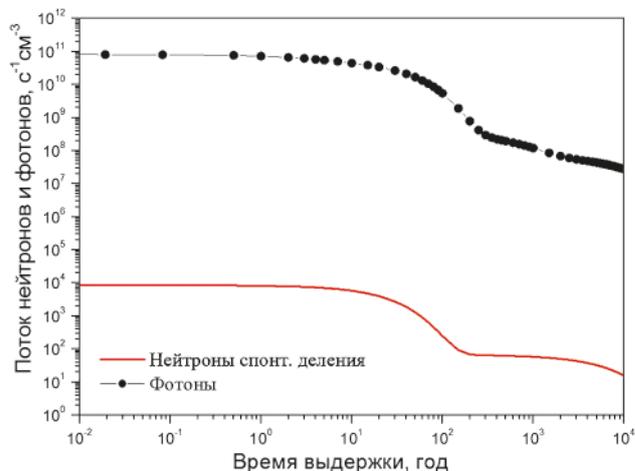


Рис. 3. Изменение потоков нейтронов и фотонов в единице объема БСС со временем выдержки

( $\alpha$ ,  $n$ ) на легких ядрах. На рис. 3 приведены данные по выходу фотонов и нейтронов для остеклованного РАО при временах выдержки до

$10^4$  лет. Интенсивность нейтронного источника на несколько порядков меньше интенсивности источника гамма-квантов.

На рис. 4 представлен энергетический спектр источника фотонов для различных времен выдержки. На момент создания БСС основное количество фотонов сосредоточено в областях энергий 0,6–1,0 МэВ и 20–40 кэВ (сплошная линия на рис. 4). С увеличением времени выдержки спектр фотонов смещается в область энергий от 10 до 100 кэВ. Это необходимо принять во внимание при оценке энерговыделения от источника гамма-излучения с учетом утечки.

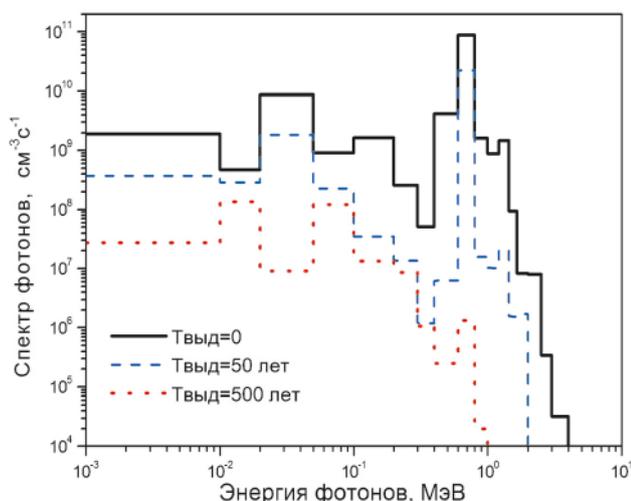


Рис. 4. Энергетический спектр объемного источника фотонов для различных времен выдержки остеклованного РАО

Отметим, что роль нейтронного излучения в формировании радиационной обстановки вокруг РАО пренебрежимо мала по сравнению с излучением гамма-квантов. Однако быстрые нейтроны более опасны для человека, чем гамма-кванты, так как имеют большую проникающую способность во многих веществах. Увеличение глубины выгорания топлива приводит к большому накоплению изотопов америция и кюрия. Например, концентрация изотопа  $^{244}\text{Cm}$  увеличивается пропорционально глубине выгорания в четвертой степени. При увеличении времени выдержки короткоживущие продукты деления распадаются, а роль актиноидов в характеристиках ОЯТ и РАО повышается.

Основной вклад в нейтронное излучение при временах выдержки до 100 лет вносят изотопы кюрия —  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ . При этом определяющим является вклад изотопа  $^{244}\text{Cm}$ , который при времени выдержки 3 года составляет более 90%. При времени выдержки более 100 лет повышается роль более долгоживущих изотопов минорных актиноидов.

На рис. 5 приведен полный нейтронный спектр для остеклованных РАО на начальный период и его основные компоненты — спектр нейтронов спонтанного деления и спектр нейтронов за счет реакции  $(\alpha, n)$ . Видно, что количество нейтронов реакции  $(\alpha, n)$  в области энергий нейтронов 2,5–5 МэВ превышает число нейтронов спонтанного деления. Аналогичные данные приведены на рис. 6 и 7 для полного спектра нейтронов остеклованных РАО и его основных компонент — спектров нейтронов спонтанного деления и спектров нейтронов за счет реакции  $(\alpha, n)$  при временах выдержки 50 и 500 лет соответственно.

Результаты расчета удельной нейтронной активности за счет процессов спонтанного

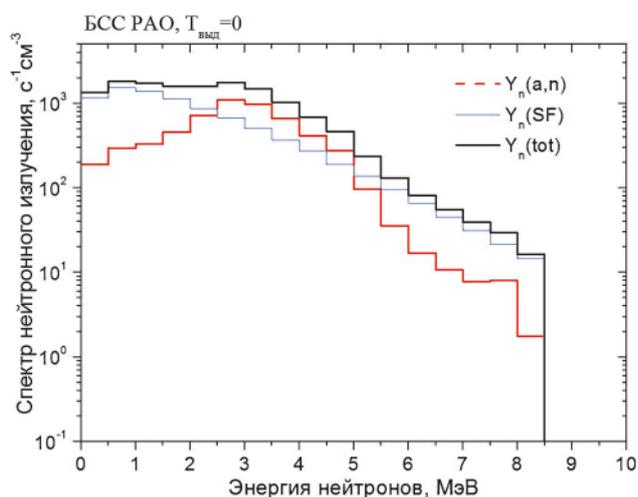


Рис. 5. Энергетический спектр нейтронов остеклованных РАО и его составные компоненты за счет спонтанного деления и реакции  $(\alpha, n)$  для времени выдержки  $T_{\text{выд}}=0$  лет

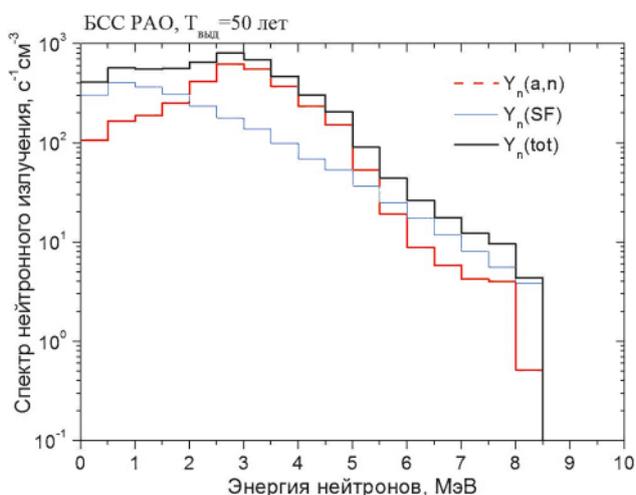


Рис. 6. Энергетический спектр нейтронов остеклованных РАО и его составные компоненты за счет спонтанного деления и реакции  $(\alpha, n)$  для времени выдержки  $T_{\text{выд}}=50$  лет

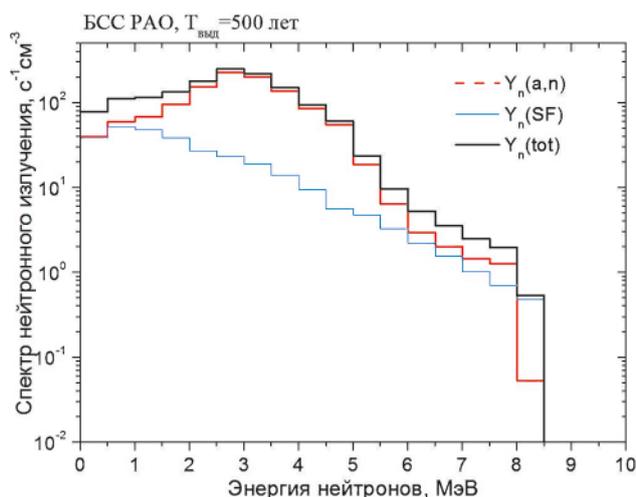


Рис. 7. Энергетический спектр нейтронов остеклованных РАО и его составные компоненты за счет спонтанного деления и реакции  $(\alpha, n)$  для времени выдержки  $T_{\text{выд}} = 500$  лет

деления и реакции  $(\alpha, n)$  для остеклованных РАО представлены в табл. 2. Видно, что с увеличением времени выдержки вклад нейтронов за счет реакции  $(\alpha, n)$  увеличивается в сравнении со вкладом нейтронов спонтанного деления.

Таблица 2. Выходы нейтронов по реакции  $(\alpha, n)$  и спонтанного деления для различных времен выдержки остеклованных РАО

Время выдержки, лет	Относительный выход нейтронов по реакции $(\alpha, n)$ , %	Относительный выход нейтронов спонтанного деления, %
0	39,7	60,3
10	39,6	60,4
20	42,7	57,3
50	58,3	41,7
100	79,7	20,3
500	79,9	20,1
1000	66,6	33,4
10000	76,8	23,2

### Расчет дозовых нагрузок на боросиликатное стекло

Скорость набора поглощенной дозы за счет внутреннего облучения БСС, вызванного излучением нейтронов, альфа-частиц, бета-частиц и гамма-квантов, образующихся в результате распадов содержащихся в нем радионуклидов, определяется как отношение поглощенной энергии в образце к его массе:  $P = W/m$ . Единица измерения  $P$  — Гр/с при  $W$  — Дж/с и  $m$  — кг.

Отметим, что энергии альфа-частиц не превышают значение 6,5 МэВ, а бета- частиц — не более

1 МэВ. Максимальный пробег в БСС для альфа- и бета-частиц с такими энергиями составляет не более 30 мкм и ~ 2 мм соответственно, поэтому для альфа- и бета-частиц вполне справедливо приближение точечного поглощения энергии. Для нейтронов и гамма-квантов необходимо учитывать процессы переноса энергии в среде БСС, т. е. учитывать процесс выхода нейтронов и гамма-квантов из объема образца. В данной работе рассмотрено приближение, в котором предполагается, что гамма-излучение, средняя энергия которого менее 1 МэВ, практически полностью поглощается средой БСС для заданных размеров первичной упаковки объемом 100 л и массой примерно 280 кг. На рис. 8 и 9 представлены оценки мощности поглощенной дозы и интегральной набранной дозы в зависимости от времени выдержки БСС.

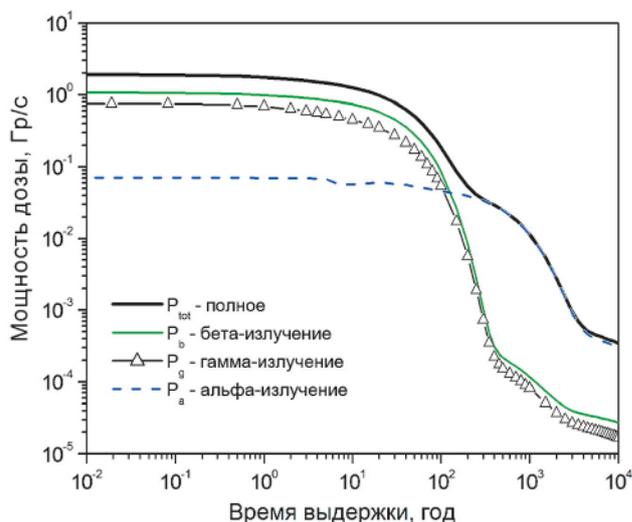


Рис. 8. Зависимость мощности поглощенной дозы от времени выдержки для БСС

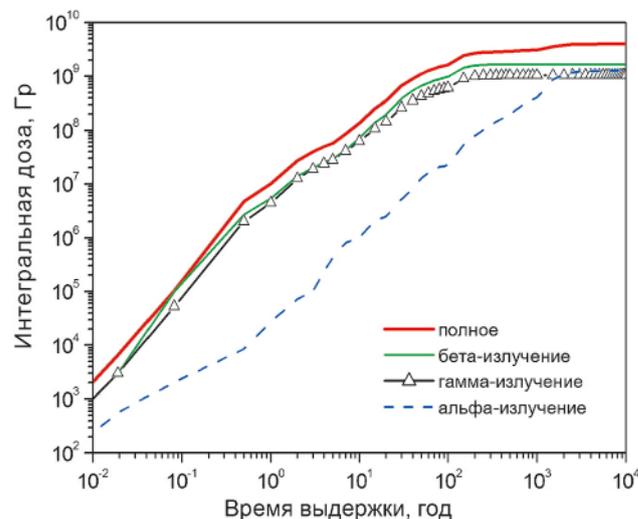


Рис. 9. Зависимость кумулятивной радиационной дозы от времени выдержки для БСС

Анализ полученных данных показывает:

- основное дозовое воздействие материал матрицы РАО получает за первые ~200 лет выдержки от бета- и гамма-излучений;
- после этого периода основной вклад в мощность дозы вносит альфа-излучение, но общая интегральная доза изменяется незначительно.

Из рис. 9 видно, что интегральная радиационная доза на период  $10^4$  лет составляет величину порядка  $(3-5) \cdot 10^9$  Гр. Учет геометрии расположения бидонов БСС при хранении позволит более точно оценить вклад от гамма-излучения и скорректировать приведенные оценки.

Приведенные в табл. 2 и на рис. 1–9 результаты расчетных исследований дают полное представление об изменении радиационных характеристик БСС и возможных дозовых нагрузок на матрицу стекла до времени выдержки порядка  $10^4$  лет. Сформированные характеристики нейтронных и фотонных источников излучения, содержащихся в остеклованных РАО, могут служить основой для дальнейшего анализа влияния различных типов излучения на свойства матрицы остеклованных РАО.

### Заключение

В работе приведены результаты интегральных и дифференциальных оценок дозовых нагрузок на боросиликатное стекло, содержащее высокоактивные отходы, в течение времени выдержки до  $10^4$  лет. Подготовлены энергетические спектры нейтронного и фотонного излучений остеклованных РАО при различных временах выдержки вплоть до  $10^4$  лет.

Полученные данные будут использоваться для оценки ожидаемых эффектов при проведении экспериментальных исследований характеристик БСС.

### Литература

1. Gin S., Jollivet P., Tribet M., Peugeot S., Schuller S. Radionuclides containment in nuclear glasses: an overview // *Radiochimica Acta*. 2017. Vol. 105. Pp. 927–959.
2. Ожован М. И., Полуэктов П. П. Стекла для иммобилизации ядерных отходов // *Природа*. 2010. № 3. С. 3–11.
3. Peugeot S., Cachia J. N., Jegou C. et al. Irradiation Stability of R7/T7- type Borosilicate Glass // *Journal of Nucl. Materials*. 2006. Vol. 354. Pp. 1–13.
4. Глаголенко Ю. В., Дзекун Е. Г., Ровный С. И. и др. Переработка отработавшего ядерного топлива на

комплексе РТ-1: история, проблемы, перспективы // *Вопросы радиационной безопасности*. 1997. № 2. С. 3–12.

5. Алой А. С., Трофименко А. В., Кольцова Т. И., Никандрова М. В. Физико-химические характеристики остеклованных модельных ВАО ОДЦ ГХК // *Радиоактивные отходы*. 2018. № 4 (5). С. 67–75.

6. Блохин А. И., Блохин П. А., Сипачёв И. В. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеризации радионуклидного состава РАО и ОЯТ // *Радиоактивные отходы*. 2018. № 2 (3). С. 95–104.

7. Блохин П. А., Блохин А. И., Сипачёв И. В. Разработка и верификация кода нуклидной кинетики TRACT // *Сборник статей по материалам международной научно-практической конференции «Экологическая, промышленная и энергетическая безопасность — 2018»*. Под ред. Л. И. Лукиной, Н. А. Бежина, Н. В. Ляминой. 2018. С. 189–193.

8. Блохин А. И., Блохин П. А., Сипачёв И. В. Программа для оценки радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО (TRACT). Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ RU 2020613540, 18.03.2020.

9. Блохин А. И., Сипачёв И. В., Блохин П. А. Программа для расчета энерговыделения в процессе радиоактивного распада. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ RU 2018616382, 30.05.2018.

10. Колобашкин В. М. и др. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. М., Энергоатомиздат, 1983. 384 с.

11. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных» (РБ-093-20). Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, Москва, 2020.

12. Шереметьев А. В. Современные возможности и перспективы развития радиохимического производства ФГУП «ПО «Маяк». Материалы 5-й Международной школы по обращению с ОЯТ, Санкт-Петербург, 2017.

13. Блохин П. А., Дорофеев А. Н., Линге И. И., Меркулов И. А., Сеелев И. Н., Тихомиров Д. В., Уткин С. С., Ханперская А. В. О возможностях управления характеристиками боросиликатного стекла при переработке ОЯТ ВВЭР-1000 на ОДЦ «ГХК» // *Радиоактивные отходы*. 2019. № 2 (7). С. 49–57. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-49-57.

## Информация об авторах

Алой Альберт Семенович, доктор технических наук, главный научный сотрудник, АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина» (194021, Санкт-Петербург, 2-й Муринский пр., д. 28), e-mail: aloy@khlopin.ru.

Блохин Анатолий Иванович, кандидат физико-математических наук, ведущий научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Россия, Москва, Б. Тульская ул., д. 52), e-mail: bai@ibrae.ac.ru.

Блохин Павел Анатольевич, кандидат технических наук, научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Россия, Москва, Б. Тульская ул., д. 52), e-mail: blokhin@ibrae.ac.ru.

Ковалев Никита Владимирович, научный сотрудник, АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина» (194021, Санкт-Петербург, 2-й Муринский пр., д. 28), e-mail: kovalev@khlopin.ru.

## Библиографическое описание статьи

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.

---

## RADIATION CHARACTERISTICS OF BOROSILICATE GLASS CONTAINING HIGH-LEVEL WASTE

Aloy A. S.<sup>2</sup>, Blokhin A. I.<sup>1</sup>, Blokhin P. A.<sup>1</sup>, Kovalev N. V.<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia

<sup>2</sup>V. G. Khlopin Radium Institute, St. Petersburg, Russia

Article received on June 21, 2020

*The article presents computational and analytical studies dealing with radiation characteristics of liquid high-level waste vitrified using borosilicate glass (BSS). To confirm the quality of glass on a time scale of up to 10<sup>4</sup> years and more, computational and experimental studies are performed to identify the dose loads on the BSS from all types of radiation. The paper presents the results of computational studies focused on radionuclide composition and radiation characteristics of a BSS produced during the reprocessing of spent nuclear fuel from VVER-1000 reactors based on a method developed by JSC Radium Institute named after V.G. Khlopin.*

**Keywords:** radioactive waste, borosilicate glass, spent nuclear fuel, mathematical models, energy release, radiation damage.

## References

1. Gin S., Jollivet P., Tribet M., Peugeot S., Schuller S. Radionuclides containment in nuclear glasses: an overview. *Radiochimica Acta*, 2017, vol. 105, pp. 927–959.
2. Ozhovan M. I., Poluektov P. P. Stekla dlya immobilizatsii yadernykh otkhodov [Glasses for Immobilization of Nuclear Waste]. *Priroda – Nature*, 2010, no. 3, pp. 3–11.
3. Peugeot S., Cachia J. N., Jegou C. et al. Irradiation Stability of R7/T7- type Borosilicate Glass. *Journal of Nuclear Materials*, 2006, vol. 354, pp. 1–13.
4. Glagolenko Yu. V., Dzekun E. G., Rovny S. I. et al. Pererabotka otrabotavshego yadernogo topliva na komplekse RT-1: istoriya, problemy, perspektivy [Reprocessing of spent nuclear fuel at the RT-1 complex: history, problems, prospects]. *Voprosy*

*radiatsionnoy bezopasnosti – Issues of radiation*, 1997, vol. 2, pp. 3–12.

5. Aloy A. S., Trofimenko A. V., Koltsova T. I., Nikandrova M. V. Fiziko-khimicheskie kharakteristiki osteklovannykh modelnykh VAO ODTS GKHK [Physico-Chemical Characteristics of the Vitrified Simulated HLW at EDC MCC]. *Radioaktivnye otkhody – Radioactive Waste*, 2018, no. 4 (5), pp. 67–75.

6. Blokhin A. I., Blokhin P. A., Sipachev I. V. Vozmozhnosti raschetnogo koda TRACT dlya resheniya zadach kharakterisatsii sostava RAO i OYAT [Capabilities code TRACT to solve problems of characterization radioactive waste and spent fuel]. *Radioaktivnye otkhody – Radioactive Waste*, 2018, no. 2 (3), pp. 95–104.

7. Blokhin P. A., Blokhin A. I., Sipachev I. V. Razrabotka i verifikatsiya koda nuklidnoy kinetiki TRACT [Development and Verification of the TRACT Nuclide Kinetics Code]. Sbornik statey po materialam mezhdunarodnoy nauchno-prakticheskoy konferentsii “Ekologicheskaya, promyshlennaya i energeticheskaya bezopasnost’ – 2018” [Collection of Articles Based on the Materials of the International Scientific and Practical Conference Environmental, Industrial and Energy Safety – 2018]. Ed. L. I. Lukina, N. A. Bezhina, N. V. Lyamina, 2018. pp 189-193.

8. Blokhin A. I., Blokhin P. A., Sipachev I. V. Programma dlya ozenki radionuklidnykh sostavov i radiazionnykh kharakteristik OyaT i RAO (TRACT) [Software Tool Designed to Evaluate Radionuclide Compositions and Radiation Characteristics of Spent Nuclear Fuel and Radioactive waste (TRACT)]. Software registration certificate RU 2020613540 of March 18, 2020.

9. Blokhin A. I., Sipachev I. V., Blokhin P. A. Programma dlya rascheta energovydeleniya v protsesse

radiativnogo raspada [Software Tool Designed to Calculate the Energy Release during the Radioactive Decay]. Software registration certificate RU 2018616382, of May 30, 2018.

10. Kolobashkin V. M. et al. Radiazionnye kharakteristiki obluchennogo yadernogo topliva [Radiation Characteristics of Irradiated Nuclear Fuel]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1983. 384 p.

11. Rukovodstvo po besopasnosti pri ispol’sovanii atomnoy energii “Radiazionnye i teplofisischeskie kharakteristiki otrabotavshego yadernogo topliva vodo-vodyanyh energeticheskikh reaktorov i reaktorov bol’shoi moshchnosti kanal’nykh” (RB-093-20) [Safety Guidelines in Atomic Energy Use. Radiation and Thermophysical Characteristics of Spent Nuclear Fuel of Water-Moderated Power Reactors and High-Power Channel Reactors (RB-093-20). Federal Service for Environmental, Technological and Nuclear Supervision] Moscow, 2020.

12. Sheremetev A. V. Sovremennye vozmozhnosti i perspektivi razvitiya radiohimicheskogo proizvodstva FGUP “PO “Mayak” [Modern Opportunities and Prospects for the Development of Radiochemical Production at FSUE PA Mayak]. Materials of the 5th International School on SNF Management. Sankt-Petersburg, 2017.

13. Blokhin P. A., Dorofeev A. N., Linge I. I., Merkulov I. A., Seelev I. N., Tikhomirov D. V., Utkin S. S., Khaperskaya A. V. O vozmozhnosti upravleniya kharakteristikami borosilikatnogo stekla pri pererabotke OYAT VVER-1000 na ODZ “GKH” [Opportunities for Controlling Borosilicate Glass Parameters During VVER-1000 SNF Reprocessing at PDC MCC]. *Radioaktivnye otkhody – Radioactive Waste*, 2019, no. 2 (7), pp. 49–57. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-49-57.

---

### Information about the authors

*Aloy Albert Semenovich*, Doctor of Sciences, chief researcher, V. G. Khlopin Radium Institute (28, 2nd Murinsky Ave., St. Petersburg, 194021, Russia), e-mail: aloy@khlopin.ru.

*Blokhin Anatoly Ivanovich*, Ph.D., leading researcher, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tuskaya st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: bai@ibrae.ac.ru.

*Blokhin Pavel Anatolievich*, Ph.D., researcher, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tuskaya st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: blokhin@ibrae.ac.ru.

*Kovalev Nikita Vladimirovich*, researcher, V. G. Khlopin Radium Institute (28, 2nd Murinsky Ave., St. Petersburg, 194021, Russia), e-mail: kovalev@khlopin.ru.

### Bibliographic description

Aloy A. S., Blokhin A. I., Blokhin P. A., Kovalev N. V. Radiation Characteristics of Borosilicate Glass Containing High-Level Waste. *Radioactive Waste*, 2020, no.3 (12), pp. 93–100. (In Russian). DOI: 10.25283/2587-9707-2020-3-93-100.