

КОНСЕРВАТИВНАЯ ОЦЕНКА ДОЛГОВРЕМЕННОЙ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПУНКТА ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

П. А. Кизуб¹, Е. С. Кулиш¹, П. А. Блохин¹, П. В. Козлов²

¹Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

²ЦЗЛ ФГУП «ПО «Маяк», Озерск, Челябинская область

Статья поступила в редакцию 6 сентября 2024 г.

В состав остеклованных высокоактивных отходов (ОВАО) входят трансурановые элементы с большим периодом полураспада, что может в долгосрочной перспективе привести к нарушению условий ядерной безопасности в связи с увеличением концентраций делящихся материалов. На примере трех кампаний по остекловыванию высокоактивных отходов на ФГУП «ПО «Маяк» с использованием программы нуклидной кинетики TRACT получены расчетные составы ОВАО через большие времена после момента их предполагаемой изоляции в пункте захоронения. С полученными составами ОВАО разработаны консервативные модели различных концепций пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО), и с использованием программы TDMCC проведены вариантные расчеты на критичность. Результаты расчетов показали, что рассмотренные концепции ПГЗРО остаются безопасными с точки зрения ядерной безопасности на длительный период.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, остеклованные высокоактивные отходы, трансурановые нуклиды, ядерная безопасность, расчеты на критичность, длительный период.

Введение

В результате переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ) образуются жидкие высокоактивные отходы (ВАО), в которых остается некоторое количество урана и плутония. Долгое время удельную активность радионуклидов в ОВАО оценивали на основе данных по ОЯТ реакторов ВВЭР-440. На рубеже 2017–2018 гг. после получения лицензий на размещение и сооружение подземной исследовательской лаборатории вопросу содержания в ОВАО значимых для обоснования долговременной безопасности радионуклидов стали уделять гораздо более пристальное внимание. Так, в публикациях [1]–[4] были

предприняты попытки учета наличия других видов перерабатываемого ОЯТ, изменения степени извлечения целевых делящихся материалов (ДМ) (остаточное количество может составлять от 0,01 % до 0,1 % урана и от 0,025 % до 0,5 % плутония) и иных значимых изотопов (например, периодически осуществлялось извлечение нептуния), перераспределения радионуклидов по технологическим потокам.

Кроме того, оставшиеся в ВАО трансурановые элементы (^{243}Am , ^{245}Cm и ^{239}Pu) за счет радиоактивного распада через большие времена приводят к увеличению концентраций ДМ.



Рис. 1. Схема оценки долговременной ядерной безопасности ПГЗРО

В долгосрочной перспективе это может привести к изменениям параметров ядерной безопасности пунктов окончательной изоляции ОВАО (в частности, ПГЗРО) [5].

В данной работе с учетом всех современных представлений по радионуклидным характеристикам ОВАО проведена модельная оценка долговременной ядерной безопасности ПГЗРО для двух возможных концепций захоронения (различные геометрии подгорной части массива и структура инженерных барьеров безопасности).

Для этого смоделированы составы ОВАО с максимальным содержанием ДМ и проведены расчеты на критичность консервативных моделей ПГЗРО.

На рис. 1 представлена схема проведенных расчетных исследований.

Моделирование состава ОВАО

На начальном этапе проведения оценок расчетным методом с применением кода нуклидной кинетики TRACT [6], предназначенного для моделирования радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО, получен состав ОЯТ, образовавшегося в результате эксплуатации РУ ВВЭР-440. Рассмотрена трехлетняя кампания для ТВС с начальным обогащением топлива 3,6% по ^{235}U и временем выдержки 7 лет [7], глубина выгорания принята равной 60 ГВт-сут/тУ для большей консервативности.

Согласно [2], [4], [5], из 1 т загружаемого в реактор урана в ходе его работы образуется 1,14 т ОЯТ, при переработке 1 т различных смесей ОЯТ образуется от 1,5 до 1,8 т ОВАО в виде алюмофосфатного стекла (АФС). Для расчетов примем, что из 1 т ОЯТ получено 1,68 т ОВАО в виде АФС ($0,64 \text{ м}^3$).

По результатам расчетов массы урана и плутония на 1,14 т ОЯТ составили 923,4 и 15 кг соответственно.

Оценка максимальных коэффициентов остаточного содержания ДМ в ОВАО

С целью определения возможных максимальных значений коэффициентов содержания урана и плутония в ОВАО была изучена база данных

остеклованных ВАО ФГУП «ПО Маяк» [8], [9] (далее — БД) и выбраны три кампании переработки ВАО, которые характеризовались высоким содержанием ДМ в полученных ОВАО (табл. 1).

Таблица 1. Характеристики кампаний переработки ВАО

№	Характеристика кампании	Содержание ДМ в ОВАО, г/л	
		U	Pu
1	Содержания U и Pu в 3–4 раза выше среднего по кампаниям	5,7	0,046
2	Максимальное содержание U по всем кампаниям	9,1	0,022
3	Максимальное содержание Pu по всем кампаниям	0,365	0,084

Коэффициенты остаточного содержания урана ($a_{\text{БД}}$) и плутония ($b_{\text{БД}}$) в ОВАО для приведенных выше кампаний можно определить, приняв что их массы в ОЯТ до переработки ($M_{\text{U(Pu)}}$) одни и те же для всех кампаний.

Тогда искомые коэффициенты остаточного содержания урана и плутония $a(b)_{\text{БД}}$ для выбранных кампаний можно вычислить из соотношения (1):

$$\frac{C_{\text{БД}}^{\text{U(Pu)}}}{a(b)_{\text{БД}}} = M_{\text{U(Pu)}}, \quad (1)$$

где $M_{\text{U(Pu)}}$ — содержание урана и плутония в ОЯТ до переработки, (г/л);

$C_{\text{БД}}^{\text{U(Pu)}}$ — содержания урана и плутония в ОВАО после их выделения;

Полученные из (1) величины коэффициентов остаточных содержаний урана и плутония в ОВАО для выбранных кампаний переработки представлены в табл. 2.

Таблица 2. Коэффициенты остаточных содержаний урана и плутония в ОВАО

№ кампании	Коэффициент остаточного содержания, %	
	U	Pu
1	0,48	0,23
2	0,76	0,11
3	0,03	0,42

Моделирование ОВАО с максимальным содержанием ДМ

В целях оценки наиболее опасного с точки зрения ядерной безопасности сценария необходимо определить время, прошедшее после захоронения ОВАО, при котором концентрация ДМ в нем будет максимальна. Для этого с использованием кода TRACT смоделированы составы ОВАО с концентрациями урана и плутония, исходя из определенных выше коэффициентов их остаточного содержания в зависимости от времени. В частности, были проведены варианты расчеты составов ОВАО для периода времени до 1 млн лет после размещения в ПГЗРО.

Для оценок составов использовалось понятие эквивалента делящегося материала по ^{239}Pu — ЭДМ (^{239}Pu) [10], т.е. массы изотопа ^{239}Pu (в граммах), обладающей той же реактивностью, что и иной делящийся нуклид при оптимальной форме, замедлителе и отражателе. ЭДМ рассчитывается следующим образом:

- масса в граммах каждого делящегося изотопа для получения ЭДМ умножается на конвертирующий множитель (табл. 3);
- суммарный ЭДМ рассчитывается как сумма ЭДМ каждого нуклида. Таким образом, получены зависимости концентрации ДМ (в эквиваленте) от времени, прошедшего после захоронения.

Таблица 3. Коэффициенты пересчета масс ДМ в ЭДМ

Радионуклид	Коэффициент пересчета массы в ЭДМ (^{239}Pu)
^{233}U	1
^{235}U	0,643
^{237}Np	0,015
^{239}Pu	1
^{240}Pu	0,0225
^{241}Pu	2,25
^{242}Pu	0,0075
^{241}Am	0,0188
^{243}Am	0,0129
^{245}Cm	15
^{247}Cm	0,5

В качестве примера на рис. 2 приведена зависимость массы ЭДМ в 1,92 т ОВАО от времени выдержки, полученные для кампании № 2. Как видно из представленного графика, для данной кампании максимальное содержание ДМ ожидается через 600 тыс. лет после захоронения.

Аналогично были определены времена, при которых масса ДМ станет максимальной для кампаний № 1 и № 3. Они также составили 600 тыс. лет.

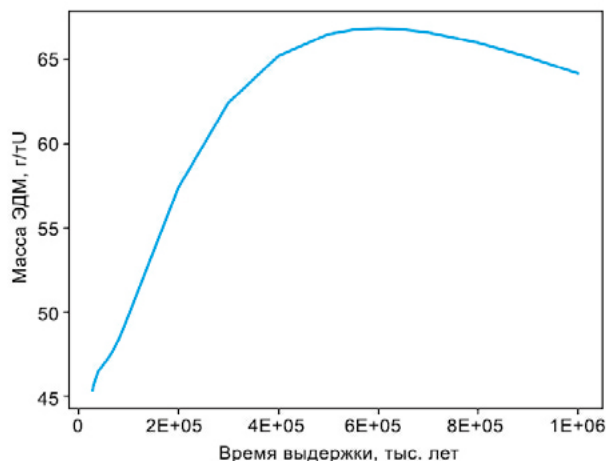


Рис. 2. Определение времени выдержки, при котором масса ДМ в 1,92 т ОВАО будет максимальной для кампании № 2

Расчеты на критичность с использованием консервативных моделей ПГЗРО

Моделируемые сценарии

Рассматриваются две концепции ПГЗРО: 1) скважинная, заключающаяся в размещении трех пеналов в скважине (рис. 3а), и 2) траншейная, предполагающая траншею с 80 ячейками, в каждой из которых размещен один пенал (рис. 3б). В обоих вариантах в каждом пенале по 3 бидона с ОВАО в виде АФС. Вместительность таких бидонов — 160 л (80% от всего объема). Принципиальные схемы размещения пеналов в ячейках ПГЗРО представлены на рис. 3.

Предполагается, что через времена порядка 600 тыс. лет все защитные оболочки ОВАО (металлические стенки бидонов, пеналов и чехлов) будут разрушены. Тогда наихудший сценарий состоит в том, что ОВАО из всех бидонов соберутся в одном месте, представив собой единый

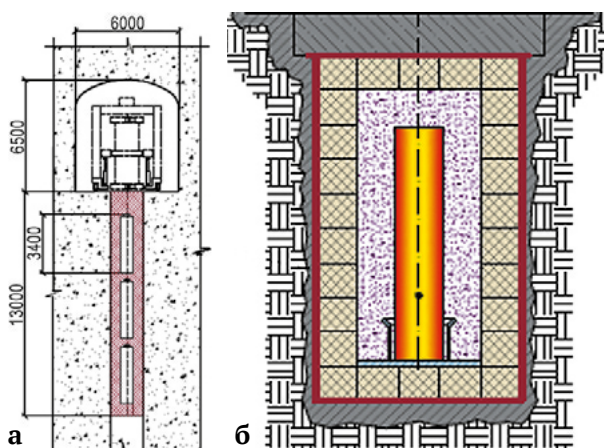


Рис. 3. Принципиальные схемы расположения пеналов в ПГЗРО; а – скважинное и б – траншейное

объем без изменения плотности. При этом для рассмотрения модели самого консервативного сценария площадь поверхности данного объема должна быть наименьшей, поскольку потеря нейтронов будет минимальна, что приведет к росту эффективного коэффициента размножения нейтронов ($K_{эф}$). Минимальную площадь поверхности для заданного объема имеет шар, но этот случай крайне маловероятен, поэтому в модельных расчетах ОВАО представляет собой цилиндр, размещенный на дне скважины или ячейки траншеи, который в дальнейшем будем называть критическим. Для траншейной концепции формирование ОВАО в единый объем исследовалось в рамках одной ячейки, разрушение барьеров между ячейками не рассматривалось.

Расчетные модели

В скважине захоронения изначально находятся 9 бидонов (три пенала по три бидона) с ОВАО, которые представляют собой цилиндры радиусом 28 см и высотой 79 см. Для цилиндра, имеющего наименьшую площадь поверхности при фиксированном объеме, выполняется условие равенства высоты и диаметра. Это условие выводится путем минимизации площади поверхности как функции от высоты и диаметра. С учетом вышесказанного, вычислен объем ОВАО в 9 бидонах и установлено, что для критического цилиндра с наименьшей площадью для скважинной концепции диаметр и высота будут равны 132 см (рис. 4а). Аналогично критический цилиндр для траншейной концепции, образованный из трех бидонов с ОВАО, будет иметь диаметр и высоту 92 см (рис. 4б).

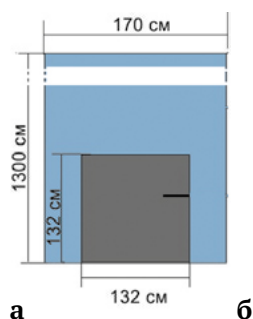


Рис. 4. Схематические изображения консервативных моделей скважинной (а) и траншейной (б) концепций

Принято, что пространство внутри скважины заполнено бентонитовой глиной с насыпной плотностью 1 г/см^3 , при этом пористость буферной бентонитовой засыпки составляет 20%

(80% — засыпка, 20% — воздух). Моделируются два сценария: 1) хранилище осталось герметичным (состав буфера не поменялся), 2) хранилище было затоплено (буфер заполнен водой на 20%, плотность смеси воды и глины внутри буфера — $1,25 \text{ г/см}^3$).

Результаты расчетов на критичность

С использованием принятых моделей ПГЗРО и программы TDMCC [11] проведены варианты расчетов на критичность.

Результаты расчетов показали, что при реализации консервативного сценария значение $K_{эф}$ составляет $\sim 0,003$ для всех рассчитанных вариантов. Это свидетельствует о том, что системы остаются глубоко подкритичными, причем затопление хранилища при сохранении буферной засыпки и матрицы АФС не приводит к существенным изменениям. Таким образом, можно сделать вывод, что ПГЗРО остается ядерно безопасным объектом.

Заключение

В работе выполнена консервативная оценка долговременной ядерной безопасности ПГЗРО скважинной и траншейной концепций.

Для этого методом Монте-Карло проведены варианты модельных расчетов на критичность скважины/траншеи ПГЗРО с ОВАО в виде АФС. В моделях:

- металлические упаковки (бидоны, чехлы и пеналы) принимались разрушенными;
- весь объем АФС представлял собой цилиндр с минимально возможной площадью поверхности;
- состав АФС был определен по результатам рассмотрения 1) кампаний переработки ОЯТ, характеризующихся наименьшими коэффициентами очистки топлива от урана и плутония и 2) временных интервалов после изоляции ОВАО в пункте захоронения, характеризующихся наибольшими содержаниями в них делящихся материалов.

Анализ результатов расчетов показал глубокую подкритичность систем, что свидетельствует о долговременной ядерной безопасности проектируемых концепций ПГЗРО.

В продолжение данной работы запланированы исследования ядерной безопасности ПГЗРО с учетом 1) сценариев разрушения (или вымывания) буферного бентонита и матрицы АФС; 2) возможных перераспределений делящихся материалов, вызванных различными химическими процессами в ОВАО.

Литература

1. Блохин А. И., Блохин П. А., Казиева С. Т. Применение расчетного кода TRACT для оценок радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО класса 1 // Радиоактивные отходы. 2020. № 4 (13). С. 99–111. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-4-99-111.
2. Богатов С. А., Блохин П. А., Уткин С. С., Дорофеев А. Н., Киселёв А. И., Козлов П. В., Лукин С. А., Ремизов М. Б., Семёнов М. А. Усредненные оценки удельной активности и тепловыделения остеклованных высокоактивных отходов, накопленных на ФГУП «ПО «Маяк» // Вопросы радиационной безопасности. 2021. № 3 (103). С. 3–12.
3. Богатов С. А., Блохин П. А., Козлов П. В., Ремизов М. Б. Оценочный расчет активности некоторых долгоживущих радионуклидов в составе РАО класса 1 — остеклованных ВАО, образующихся при переработке ОЯТ реакторов ВВЭР // Вопросы радиационной безопасности. 2019. № 2 (94). С. 39–46.
4. Ремизов М. Б., Козлов П. В., Борисенко В. П., Дементьева И. И., Блохин П. А., Самойлов А. А. Разработка алгоритма оценки радионуклидного состава остеклованных ВАО ФГУП «ПО «Маяк» для цели их безопасного захоронения // Радиоактивные отходы. 2018. № 3 (4). С. 102–110.
5. Барышев А. В., Красильников В. Я., Мырзин А. Ф., Сыросев А. А. Эволюция ядерно опасных делящихся нуклидов в остеклованных высокоактивных отходах ФГУП «ПО «Маяк» // Радиоактивные отходы. 2024. № 2 (27). С. 102–107. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-2-102-107.
6. Блохин А. И., Блохин П. А., Супачев И. В. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеризации радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. 2018. № 2 (3). С. 95–104.
7. Колобашкин В. М., Рубцов П. М., Ружанский П. А., Сидоренко В. Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник — М. : Энергоатомиздат, 1983. 382 с.
8. Свительман В. С., Савельева Е. А., Бутов Р. А. и др. Информационная платформа исследовательской программы ПГЗРО // Радиоактивные отходы. 2018. № 2 (3). С. 79–87.
9. Елагина Л. Г., Ремизов М. Б., Козлов П. В., Дементьева И. И. Разработка автоматизированной базы данных для создания методических основ системы характеризации остеклованных ВАО, накопленных на ФГУП // Вопросы радиационной безопасности. 2023. № 4. С. 20–27.
10. Подготовка проектной документации по строительству объектов окончательной изоляции радиоактивных отходов (Красноярский край, Нижне-Канский массив), раздел 12. Подраздел 1 «Радиационная безопасность». Книга 8 «Анализ возможностей возникновения и оценка последствий аварии, вызванной достижением критичности на ПГЗРО» 110-1421-РБ8 Том 12.1.8.
11. Житник А. К., Рослов В. И., Семенова Т. В. и др. Программа TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code). Свидетельство о государственной регистрации № 2010614412. ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ».

Информация об авторах

Кизуб Полина Александровна, научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: kizub@ibrae.ac.ru.

Кулиш Елизавета Сергеевна, техник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: kulish-kev@ibrae.ac.ru.

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

Козлов Павел Васильевич, кандидат технических наук, доцент кафедры Химии и химической технологии ОТИ НИЯУ МИФИ, начальник исследовательской лаборатории по обращению и кондиционированию РАО, ЦЗЛ ФГУП «ПО «Маяк» (456780, Челябинская обл., Озерск, ул. Ермолаева, д. 18), e-mail: kozlov_pavel@inbox.ru.

Библиографическое описание статьи

Кизуб П. А., Кулиш Е. С., Блохин П. А., Козлов П. В. Консервативная оценка долговременной ядерной безопасности пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. 2024. № 4 (29) С. 88–94. DOI: 10 25283/2587-9707-2024-4-88-94.

CONSERVATIVE LONG-TERM NUCLEAR SAFETY ASSESSMENT OF A DEEP RADIOACTIVE WASTE DISPOSAL FACILITY

Kizub P. A.¹, Kulish E. S.¹, Blokhin P. A.¹, Kozlov P. V.²

¹Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia

²TSL FSUE "PA "Mayak", Ozersk, Chelyabinsk region, Russia

Article received on September 6, 2024

The distinctive characteristic of vitrified high-level waste (VHLW) is its high concentration of transuranic elements with long half-lives. This can lead to a potential violation of nuclear safety standards in the long run due to increased concentrations of fissile nuclei that are considered nuclear-hazardous. For three vitrification campaigns of HLW conducted at FSUE "PA "Mayak", the compositions of the HLW were determined long after their expected time of isolation at the disposal site were calculated using the TRACT nuclide kinetics program. Based on these VHLW compositions, conservative models of a well-designed disposal site were created and variant criticality calculations were performed using the TDMCC Monte Carlo program. The calculation results indicate that the system remained nuclear safe in the long-term.

Keywords: radioactive waste, vitrified high-level waste, transuranic nuclides, nuclear safety, criticality calculations, long-term period.

References

1. Blokhin A. I., Blokhin P. A., Kazieva S. T. Primenenie raschetnogo koda TRACT dlya otsenok radionuklidnykh sostavov i radiatsionnykh kharakteristik OYAT i RAO klassa 1 [TRACT Computer Code Application in the Assessment of SNF and RW Class 1 Radionuclide Compositions and Radiation Characteristics]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2020, no. 4 (13), pp. 99–111. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-4-99-111.
2. Bogatov S. A., Blokhin P. A., Utkin S. S., Dorofeyev A. N., Kiselyov A. I., Kozlov P. V., Lukin S. A., Remizov M. B., Semyonov M. A. Usrednennyye otsenki udel'noy aktivnosti i teplovydeleniya osteklovannykh vysokoaktivnykh otkhodov, nakoplenykh na FGUP «PO «Mayak» [Averaged estimated specific activity and heat release of vitrified high-level waste accumulated at the Mayak PA]. *Voprosy` radiacionnoy bezopasnosti — Radiation Safety Issues*, 2021, no. 3 (103), pp. 3–12.
3. Bogatov S. A., Blokhin P. A., Kozlov P. V., Remizov M. B. Otsenochnyy raschyot aktivnosti nekotorykh dolgozhivushchih radionuklidov v sostave RAO klassa 1 — osteklovannykh VAO, obrazuyushchihsiya pri pererabotke OYAT reaktorov VVER [Evaluation of activities of some long-lived radionuclides in radioactive waste of Class 1, i. e. vitrified HLW generated in the course of reprocessing of SNF from VVERS] — *Voprosy` radiacionnoy bezopasnosti — Radiation Safety Issues*, 2019, no. 2 (94), pp. 39–46.
4. Remizov M. B., Kozlov P. V., Borisenko V. P., Dementeva I. I., Blokhin P. A., Samoylov A. A. Razrabotka algoritma otsenki radionuklidnogo sostava osteklovannykh VAO FGUP "PO "Mayak" dlya tseli ih bezopasnogo zahoroneniya [Development of an Algorithm for Estimating the Radionuclide Composition of Vitrified HLW of FSUE PA Mayak for the Purpose of Their Safe Disposal]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2018, no. 3 (4), pp. 102–110.
5. Baryshev A. V., Krasilnikov V. Ya., Myrzin A. F., Syrosev A. A. Evolyutsiya yaderno opasnykh delyashchikhsiya nuklidov v osteklovannykh vysokoaktivnykh otkhodakh FGUP "PO "Mayak" [Evolution of Nuclear-Hazardous Fissile Nuclides in Vitrified High-Level Waste from PA Mayak]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2024, no. 2 (27), pp. 102–107. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-2-102-107.
6. Blokhin A. I., Blokhin P. A., Sipachev I. V. 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. Kolobashkin V. M., Rubtsov P. M., Ruzhanskij P. A., Sidorenko V. D. *Radiatsionnye harakteristiki obluchennogo yadernogo topliva: Spravochnik* [Radiation characteristics of irradiated nuclear fuel: Guide]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1983. 382 p.
8. Svitelman V. S., Saveleva E. A., Butov R. A., Linge In. I., Dorofeev A. N., Tikhonovsky V. L. Informatsionnaya platforma issledovatel'skoi programmy PGZRO [Informational and Software Environment of the Russian Deep Geological Repository Research Program]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2018, no. 2 (3), pp. 79–87.

9. Yelagina L. G., Remizov M. B., Kozlov P. V., Dementyeva I. I. Razrabotka avtomatizirovannoy bazy danykh dlya sozdaniya metodicheskikh osnov sistemy kharakterizatsii osteklovannykh VAO, nakoplennykh na FGUP [Development of an automated database supporting the establishment of a characterization system and relevant methodological basis for vitrified high-level waste accumulated at Federal State Unitary Enterprises]. *Voprosy radiatsionnoy bezopasnosti — Radiation Safety Issues*, 2023, no. 4, pp. 20–27.

10. *Podgotovka proyektnoy dokumentatsii po stroitel'stvu ob'yektov okonchatel'noy izolyatsii radioaktivnykh otkhodov (Krasnoyarskiy kray, Nizhnekanskiy massiv), razdel 12. Podrazdel 1 "Radiatsionnaya bezopasnost'". Kniga 8 "Analiz vozmozhnostey*

vozniknoveniya i otsenka posledstviy avarii, vyzvannoy dostizheniyem kritichnosti na PGZRO" [Preparation of design documentation supporting the development of final disposal facilities (Krasnoyarsk Territory, Nizhnekanskiy rock mass), section 12. Subsection 1 Radiation Safety. Book 8 Evaluating the Possibility and the Consequences of an Accident Caused by Criticality in the DGR] 110-1421-RB8 Vol. 12.1.8.

11. Zhitnik A. K., Roslov V. I., Semenova T. V. et al. TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code). Svidetel'stvo o gosudarstvennoy registratsii No. 2010614412. FGUP "RFYATS VNIIEF" [State registration certificate No. 2010614412. FSUE RFNC VNIIEF].

Information about the authors

Kizub Polina Alexandrovna, research associate, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulsкая st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: kizub@ibrae.ac.ru.

Kulish Elizaveta Sergeevna, technician, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulsкая st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: kulish-kev@ibrae.ac.ru.

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

Kozlov Pavel Vasilyevich, Ph.D., Associate Professor of the Department of Chemistry and Chemical Technology OTI National Research Nuclear University MEPhI, Head of the Research Laboratory for Radioactive Waste Management and Conditioning, TSL FSUE "PA "Mayak" (18, Ermolaeva st., Ozersk, Chelyabinsk region, 456780, Russia), e-mail: kozlov_pavel@inbox.ru.

Bibliographic description

Kizub P. A., Kulish E. S., Blokhin P. A., Kozlov P. V. Conservative long-term nuclear safety assessment of a deep radioactive waste disposal facility. *Radioactive Waste*, 2024, no. 4 (29), pp. 88–94. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-4-88-94. (In Russian).