

ЭВОЛЮЦИЯ ЯДЕРНО ОПАСНЫХ ДЕЛЯЩИХСЯ НУКЛИДОВ В ОСТЕКЛОВАННЫХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДАХ ФГУП «ПО «МАЯК»

А. В. Барышев¹, В. Я. Красильников¹, А. Ф. Мырзин¹, А. А. Сыросев²

¹ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами», Москва

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

Статья поступила в редакцию 17 августа 2023 г.

Выполнена оценка содержания масс ^{239}Pu и ^{235}U в пеналах с остеклованными высокоактивными отходами (ВАО) в зависимости от глубины выгорания отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) для периодов $1,7 \cdot 10^4$ и 10^5 лет с учетом распада ^{243}Am , ^{245}Cm и ^{239}Pu . За $1,7 \cdot 10^4$ лет и при глубине выгорания ОЯТ 58 ГВт-сут/тU масса ^{239}Pu в пенале за счет распада ^{243}Am и ^{245}Cm (в эквиваленте ^{239}Pu) увеличилась в 5,5 раз, а при 39, 34 и 24 ГВт-сут/тU – в 2,4, 2,0 и 2,0 раза соответственно. Масса ^{235}U в пеналах через 10^5 лет при глубине выгорания ОЯТ 58, 39, 34, 24 и 9 ГВт-сут/тU увеличилась в 1,3–4,4 раза по сравнению с первоначальной.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, трансурановые нуклиды, эволюция ядерных делящихся нуклидов, остеклованные высокоактивные отходы.

Введение

В федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии [1] установлено требование о проведении прогнозного анализа долговременной безопасности при захоронении радиоактивных отходов. Для остеклованных ВАО, образовавшихся на ФГУП «ПО «Маяк», необходим анализ изменения содержания ядерно опасных делящихся нуклидов (ЯОДН) в долговременной перспективе вследствие распада трансурановых изотопов с большим периодом полураспада.

ВАО от переработки ОЯТ, поступающие на установку остекловывания на заводе РТ-1, кроме ^{239}Pu и ^{235}U , наличие которых обусловлено технологическими потерями, содержат ^{243}Am и ^{245}Cm . Америций с четным количеством нейтронов не делится на тепловых нейтронах, но

при распаде по схеме $^{243}\text{Am} \rightarrow ^{239}\text{Np} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ за $1,7 \cdot 10^4$ лет повышает количество ^{239}Pu в пенале с остеклованными ВАО. ^{239}Pu при распаде за период 10^5 лет образует ^{235}U , что приводит к увеличению его объема. Таким образом, в долговременной перспективе масса ЯОДН в пенале для захоронения может возрастать по сравнению с первоначальной. Это обстоятельство необходимо учитывать при установлении безопасной массы ЯОДН при захоронении остеклованных ВАО.

Характеристики ОЯТ реактора ВВЭР-440, переработанного на заводе РТ-1

В паспортах на отработавшие сборки исходное обогащение по ^{235}U составляло 1,6–4,4%, а глубина выгорания ОЯТ – 10–58 ГВт-сут/тU.

Зависимость содержания ^{243}Am и ^{245}Cm в ОЯТ от глубины выгорания экспоненциальная. При указанном выше диапазоне ее изменения удельное содержание ^{243}Am в ОЯТ изменяется более чем на два порядка, а ^{245}Cm — более чем на три [2]. На ФГУП «ПО «МАЯК» в 2022 году разработана и аттестована производственная инструкция по определению массы ^{243}Am и ^{245}Cm в пеналах с остеклованными ВАО с использованием РБ-093-20 и удельной активности ^{137}Cs для определения глубины выгорания ОЯТ. В период с 1987 по 2021 гг. данный показатель не контролировался.

Расчеты масс ЯОДН в пенале с остеклованными ВАО в долговременном периоде

Расчеты выполнены для временных диапазонов $1,7 \cdot 10^4$ и 10^5 лет по следующим соображениям: за $1,7 \cdot 10^4$ лет происходит максимальное накопление ^{239}Pu от распада ^{243}Am , а за период 10^5 лет достигает максимального значения масса ^{235}U , образующегося в результате распада ^{239}Pu .

Способ расчета накопления ^{239}Pu за период $1,7 \cdot 10^4$ лет

Количество атомов ^{239}Pu в момент времени t определяется по формуле:

$$N_{2(t)} = N_{10} \cdot \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} [\exp(-\lambda_1 \cdot t) - \exp(-\lambda_2 \cdot t)] + N_{20} \cdot \exp(-\lambda_2 \cdot t), \quad (1)$$

где $N_{2(t)}$ — количество атомов ^{239}Pu в момент времени t ;

N_{10} — количество атомов ^{243}Am в пенале с остеклованными ВАО после их переработки;

N_{20} — количество атомов ^{239}Pu в пенале с остеклованными ВАО после их переработки (во всех пеналах присутствует ^{239}Pu вследствие технологических потерь [3]);

λ_1 — постоянная распада ^{243}Am ;

λ_2 — постоянная распада ^{239}Pu .

Находим t_{\max} , при котором $N_{2(t)}$ максимально:

$$0 = \frac{dN_{2(t)}}{dt} = N_{10} \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} [-\lambda_1 \exp(-\lambda_1 t) + \lambda_2 \exp(-\lambda_2 t)] - N_{20} \lambda_2 \exp(-\lambda_2 t), \quad (2)$$

тогда

$$t_{\max} = \frac{\ln(B/A)}{\lambda_2 - \lambda_1} \lambda_2, \quad (3)$$

$$\text{где } \frac{B}{A} = \frac{\lambda_2}{\lambda_1} + \frac{N_{20}}{N_{10}} \cdot \frac{\lambda_2(\lambda_1 - \lambda_2)}{\lambda_1}.$$

Для получения массы $m_2(t_{\max})$ учтем, что

$$m_i = N_i \times \frac{M_i}{N_A},$$

где M_i — молярная масса; N_A — число Авогадро.

Следовательно:

$$m_2(t) = m_{10} \cdot \frac{M_2}{M_1} \cdot \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} [\exp(-\lambda_1 t) - \exp(-\lambda_2 t)] + m_{20} \cdot \exp(-\lambda_2 t), \quad (4)$$

где $m_{2(t)}$ — масса ^{239}Pu в момент времени t , m_{10} и m_{20} — массы нуклидов ^{243}Am , ^{239}Pu при $t=0$.

На основании формул 3 и 4 построены графики: зависимость отношения масс $^{239}\text{Pu}(\max)/^{239}\text{Pu}(0)$ от отношения масс $^{243}\text{Am}(0)/^{239}\text{Pu}(0)$ (рис. 1); зависимость t_{\max} от отношения масс $^{243}\text{Am}(0)/^{239}\text{Pu}(0)$ (рис. 2).

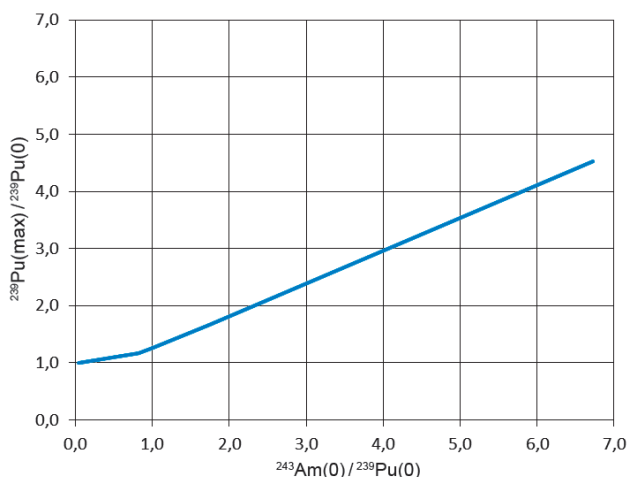


Рис. 1. Зависимость отношений масс $^{239}\text{Pu}(\max)/^{239}\text{Pu}(0)$ и $^{243}\text{Am}(0)/^{239}\text{Pu}(0)$

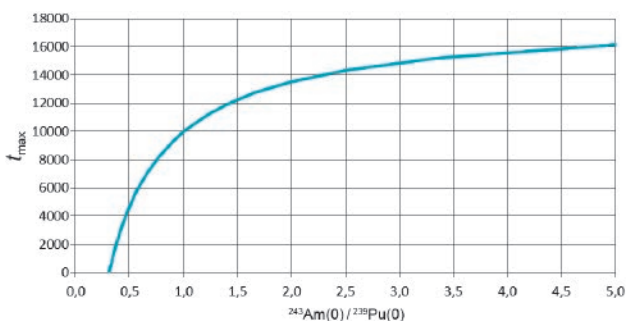


Рис. 2. Зависимость t_{\max} от отношения масс $^{243}\text{Am}(0)/^{239}\text{Pu}(0)$

Для определения массы $^{239}\text{Pu}(\max)$ от распада ^{243}Am находим отношение массы ^{243}Am к массе

$^{239}\text{Pu}(0)$ при $t=0$, т. е. после загрузки стекла в пенал. На графике по оси ординат получаем число, на которое надо умножить массу $^{239}\text{Pu}(0)$ при загрузке.

Расчеты по определению массы ^{239}Pu в пенале за период $1,7 \cdot 10^4$ лет выполнены при следующих исходных данных:

- глубина выгорания ОЯТ, от которого получены ВАО, составляет 58, 39, 32, 24 и 9 ГВт-сут/тУ;
- для указанных значений по глубине выгорания использованы фактические массы ^{239}Pu в пеналах с остеклованными ВАО [3] (значения масс ^{239}Pu приведены в табл. 1).

Масса ^{245}Cm получена в эквиваленте делящегося материала ^{239}Pu (ЭДМ ^{239}Pu), т. е. с учетом конвертирующего коэффициента 15 (равного отношению критических масс ^{239}Pu и ^{245}Cm) с поправкой на распад при $t=1,7 \cdot 10^4$ лет.

Результаты расчетов представлены в табл. 1.

Таблица 1. Массы ^{239}Pu , ^{243}Am и ^{239}Pu с учетом распада ^{243}Am и ^{245}Cm в пеналах с различной глубиной выгорания ОЯТ. При определении суммарной массы ^{239}Pu учитывался распад $^{239}\text{Pu}(0)$

№ кампании	W, ГВт-сут/тУ	Масса $^{239}\text{Pu}(0)$ в пенале после загрузки стекла, г	Масса ^{243}Am в пенале после загрузки стекла, г	Масса ^{239}Pu с учетом распада ^{243}Am за период $1,7 \cdot 10^4$ лет, г	Масса ^{245}Cm через $1,7 \cdot 10^4$ лет (в ЭДМ ^{239}Pu), г	Суммарная масса ^{239}Pu за период $1,7 \cdot 10^4$ лет, г
1	58	54	363	244	42	319
2	39	72	125	117	6	123
3	32	71	71	84	3	87
4	24	28	23	30	<0,3	30
5	9	64	3	41	<0,1	41

Из табл. 1 следует, что при глубине выгорания ОЯТ 58 ГВт-сут/тУ в кампании 1 масса ^{239}Pu в пенале за счет распада ^{243}Am и ^{245}Cm (в эквиваленте ^{239}Pu) выросла в 5,5 раз. В кампаниях 2, 3 и 4 при глубине выгорания 39, 34 и 24 ГВт-сут/тУ увеличение массы ^{239}Pu за счет распада ^{243}Am и ^{245}Cm составило 2,4, 2,0 и 2,0 раза соответственно. В кампании 5 при переработке ОЯТ с низкой глубиной выгорания значимого повышения массы ^{239}Pu от распада ^{243}Am и ^{245}Cm нет, а масса $^{239}\text{Pu}(0)$ снижается за счет распада в 1,6 раз.

Расчет накопления ^{235}U за период 10^5 лет

Увеличение массы ^{235}U за 10^5 лет происходит от распада ^{243}Am по цепочке $^{243}\text{Am} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow ^{235}\text{U}$ и от первоначального $^{239}\text{Pu}(0)$. Расчеты выполнены исходя из условия сохранения герметичности упаковки.

Количество атомов ^{235}U от распада $^{239}\text{Pu}(0)$ с первоначальной массой определим по формуле:

$$N_{2(t)} = N_{10} \cdot \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} [\exp(-\lambda_1 \cdot t) - \exp(-\lambda_2 \cdot t)], \quad (5)$$

где $N_{2(t)}$ — количество атомов ^{235}U в момент времени t ;

N_{10} — количество атомов $^{239}\text{Pu}(0)$ в пенале остеклованных ВАО после их переработки;

λ_1 — постоянная распада ^{239}Pu ;

λ_2 — постоянная распада ^{235}U .

$$N_{10} = ^{239}\text{A} / \lambda_1, \quad (6)$$

где ^{239}A — активность ^{239}Pu в пенале при загрузке стекла.

Переход от количества атомов $N_{2(t)}$ к массе ^{235}U в пенале рассчитывается по формуле:

$$m = N_2 \cdot \lambda_2 / A, \quad (7)$$

где m — масса ^{235}U в г;

A — активность 1 г ^{235}U в Ки.

Количество атомов ^{235}U , образующихся при распаде ^{243}Am в момент времени t , определим по формуле, представленной в [4]:

$$N_{3(t)} = N_{10} \cdot \lambda_1 \lambda_2 \left[\frac{\exp(-\lambda_1 \cdot t)}{(\lambda_2 - \lambda_1)(\lambda_3 - \lambda_1)} + \frac{\exp(-\lambda_2 \cdot t)}{(\lambda_1 - \lambda_2)(\lambda_3 - \lambda_2)} + \frac{\exp(-\lambda_3 \cdot t)}{(\lambda_1 - \lambda_3)(\lambda_2 - \lambda_3)} \right], \quad (8)$$

$N_{3(t)}$ — количество атомов ^{235}U в момент времени t ;

N_{10} — количество атомов ^{243}Am в пенале остеклованных ВАО после их переработки;

λ_1 — постоянная распада ^{243}Am ;

λ_2 — постоянная распада ^{239}Pu ;

λ_3 — постоянная распада ^{235}U ;

$$N_{10} = ^{243}\text{A} / \lambda_1, \quad (9)$$

где ^{243}A — активность ^{243}Am в пенале остеклованных ВАО после их переработки;

$$N_{3(t)} = ^{235}\text{A} / \lambda_3, \quad (10)$$

где ^{235}A — активность ^{235}U в момент времени t .

Расчеты по определению массы ^{235}U в пенале за 10^5 лет выполнены при следующих исходных данных:

- глубина выгорания ОЯТ, от которого получены ВАО, составляет 58, 39, 32, 24 и 9 ГВт-сут/тУ;
- для указанных значений по глубине выгорания использованы фактические массы ^{239}Pu и ^{235}U в пеналах с остеклованными ВАО [3].

Результаты расчетов представлены в табл. 2.

Таблица 2. Массы ^{235}U в упаковках через 10^5 лет для остеклованных ВАО с различной глубиной выгорания ОЯТ

№ кампании	W, ГВт-сут/тU	Масса ^{235}U в упаковке после загрузки стекла, г	Масса ^{235}U в упаковке через 10^5 лет от распада ^{239}Pu при загрузке стекла, г	Масса ^{235}U в упаковке через 10^5 лет от распада ^{243}Am , г	Отношение суммарной массы ^{235}U через 10^5 лет к массе ^{235}U при загрузке стекла
1	58	181	50	322	3,1
2	39	53	67	111	4,4
3	32	102	65	63	2,3
4	24	119	26	20	1,4
5	9	196	59	3	1,3

Из табл. 2 следует, что через 10^5 лет масса ^{235}U увеличивается в 1,3–4,4 раза по сравнению с первоначальной в пенале.

В пункте 73 НП-055-14 записано, что, если упаковка содержит ЯОДН, должно быть введено ограничение по массе с целью исключения возникновения самоподдерживающейся цепной реакции деления, а также учитываться возможность концентрации ЯОДН при миграции радионуклидов. Как показано выше, распад ^{243}Am приводит к увеличению массы ^{239}Pu , а ^{239}Pu — к увеличению ^{235}U . В ФГУП «НО РАО» разработана концепция горизонтального размещения упаковок класса 1 в пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов [5]. АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» подготовил заключение по ядерной безопасности пункта глубинного захоронения ВАО класса 1 ФГУП «ПО «Маяк» [6]. Безопасная масса ^{239}Pu , рассчитанная с учетом возрастания объема ЯОДН в долгосрочном периоде, для горизонтального размещения упаковок составила 540 г. Это выше массы, представленной в табл. 1, и таким образом ядерная безопасность захоронения ВАО класса 1 обеспечивается.

Заключение

В остеклованных ВАО ФГУП «ПО «Маяк» вследствие технологических потерь содержатся ^{239}Pu и ^{235}U , а также ^{243}Am и ^{245}Cm , полностью

переходящие в матрицу стекла. В результате радиоактивного распада ^{243}Am образуется ^{239}Pu , что приводит к увеличению его первоначальной массы. При выгорании 58 ГВт-сут/тU ОЯТ за период времени $1,7 \cdot 10^4$ лет первоначальная масса ^{239}Pu возрастает в 5,5 раз, при 39, 32 и 24 ГВт-сут/тU — в 2,4, 2,0, 2,0 раза соответственно, а при 9 ГВт-сут/тU рост массы ^{239}Pu в ВАО отсутствует.

За 10^5 лет в результате распада ^{239}Pu и ^{243}Am первоначальная масса ^{235}U увеличивается в 1,3–4,4 раза.

Согласно п. 74 НП-055-14 безопасная масса ЯОДН при захоронении остеклованных ВАО должна устанавливаться с учетом ее возрастания в долговременном периоде.

Благодарность

Авторы выражают благодарность начальнику лаборатории ФГУП «ВНИИА» В. Ф. Батяеву за ценные замечания по материалам статьи.

Литература

1. НП-055-14. Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования.
2. РБ-093-20. Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных.
3. Ремезов М. Б., Карезин К. И., Старовойтов Н. П., Цевелев М. П., Галузин М. Д., Козлов П. В., Антушевский А. С., Борисенко В. П., Елагина Л. Г., Беланова Е. А., Дементьева И. И., Казаков В. А., Кайзер О. В. Создание методических основ системы характеристики и автоматизированной базы данных остеклованных высокоактивных отходов ФГУП «ПО «Маяк»: Отчет о НИР. 2017. С. 44–46.
4. Справочник по радиационной безопасности / Козлов В. Ф. — 5-е изд., перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1999. 514 с.
5. Бейгул В. П. О вариантах технических решений по обращению с радиоактивными отходами класса 1 при создании и эксплуатации ПГЗРО // Радиоактивные отходы. 2023. № 3 (24). С. 92–101. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-3-92-102.
6. Заключение № 20-115 по ядерной безопасности пункта глубинного захоронения высокоактивных отходов класса 1 ФГУП «ПО «Маяк», 2020.

Информация об авторах

Барышев Александр Владимирович, заместитель генерального директора по эксплуатации, ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» (119017, Москва, Пятницкая ул., д. 49А, к. 2), e-mail: AVBaryshev@nora.ru.

Красильников Виктор Яковлевич, кандидат технических наук, директор Департамента инновационного развития и технологий, ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» (119017, Москва, Пятницкая ул., д. 49А, к. 2), e-mail: vykrasilnikov@nora.o.ru.

Мырзин Анатолий Федорович, кандидат технических наук, эксперт Департамента инновационного развития и технологий, ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» (119017, Москва, Пятницкая ул., д. 49А, к. 2), e-mail: Myrzina45@mail.ru.

Сыросев Алексей Александрович, заместитель главного инженера завода 235, ФГУП «ПО «Маяк» (456780, Челябинская обл., Озерск, пр. Ленина, д. 31), e-mail: Zd235@po-mayak.ru.

Библиографическое описание статьи

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.

EVOLUTION OF NUCLEAR-HAZARDOUS FISSILE NUCLIDES IN VITRIFIED HIGH-LEVEL WASTE FROM PA MAYAK

Baryshev A. V.¹, Krasilnikov V. Ya.¹, Myrzin A. F.¹, Syrosev A. A.²

¹National Operator for Radioactive Waste management FSUE, Moscow, Russia

²FSUE “PA “Mayak”, Ozersk, Chelyabinsk region, Russia

Article received on August 17, 2023

The paper estimates the mass content of ^{239}Pu and ^{235}U in canisters with vitrified high-level waste for the time periods of $1.7 \cdot 10^4$ and 10^5 years depending on the SNF burn-ups and considering the decay of ^{243}Am , ^{245}Cm and ^{239}Pu . Within a time period of $1.7 \cdot 10^4$ years and at a SNF burn-up level of 58 GW-day/tU, the mass content of ^{239}Pu in the canisters is expected to grow 5.5 times due to the decay of ^{243}Am and ^{245}Cm (in equivalent to ^{239}Pu), whereas the one provided the burn-ups of 39, 34 and 24 GW-day/tU would see a 2.4, 2.0 and 2.0-fold growth accordingly. In 10^5 years, the mass of ^{235}U in canisters considering the SNF burn-ups of 58, 39, 34, 24 and 9 GW-day/tU is expected to grow 1.3–4.4 times compared with its initial mass in the canisters.

Keywords: radioactive waste, transuranic nuclides, evolution of nuclear fissile nuclides in vitrified high-level waste.

Acknowledgments

The authors would like to acknowledge V. F. Bartyaev heading a laboratory at the Federal State Unitary Enterprise VNIIA for his valuable comments on the article.

References

1. NP-055-14. *Zakhoroneniye radioaktivnykh otkhodov. Printsipy, kriterii i osnovnyye trebovaniya* [Radioactive Waste Disposal. Principles, criteria and basic requirements].

2. RB-093-20. *Radiatsionnyye i teplofizicheskiye kharakteristiki otrabotavshogo yadernogo topliva vodo- vodyanykh energeticheskikh reaktorov i reaktorov bol'shoy moshchnosti kanal'nykh* [Radioactive and thermophysical characteristics of SNF in water-water power reactors and high-capacity channel reactors].
3. Remezov M. B., Karezin K. I., Starovoitov N. P., Tsevelev M. P., Galuzin M. D., Kozlov P. V., Antuchevskii A. S., Borisenko V. P., Elagina L. G., Belanova E. A., Dementieva I. I., Kazakov V. A., Kaizer O. V. Otchet o nauchno-issledovatel'skoy rabote. Sozdaniye metodicheskikh osnov sistemy kharakterizatsii i avtomatizirovannoy bazy dannykh osteklovannykh vysokoaktivnykh otkhodov FGUP "PO "Mayak" [Research report. Establishing methodological foundations for a characterization system and an automated database on vitrified high-level waste at PA Mayak], 2017. Pp. 44–46.
4. Kozlov V. F. *Spravochnik po radiatsionnoy bezopasnosti* [Nuclear safety guide]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1999. 514 p.
5. Beygul V. P. O variantah tekhnicheskikh reshenij po obrashcheniyu s radioaktivnymi otkhodami klassa 1 pri sozdanii i ehkspluatatsii PGZRO [On Design Options Providing the Management of Radioactive Waste Class 1 during DGR Establishment and Operation]. *Radioaktivnye otkhody – Radioactive Waste*, 2023, no. 3 (24), pp. 92–102. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-3-92-102.
6. Zaklyuchenie No. 20-115 po yadernoj bezopasnosti punkta glubinnogo zakhoroneniya vysokoaktivnykh otkhodov klassa 1 FGUP "PO "Mayak" [Conclusion No. 20-115 on the nuclear safety of the deep disposal site for high-level waste of class 1 of the PA Mayak], 2020.

Information about the authors

Baryshev Aleksandr Vladimirovich, Deputy General Director for Operations, National Operator for Radioactive Waste management FSUE (49A, bld. 2, Pyatnitskaya st., Moscow, 119017, Russia), e-mail: AVBaryshev@norao.ru.

Krasilnikov Viktor Yakovlevich, PhD, Director of the Department of innovative Development and Technology, National Operator for Radioactive Waste management FSUE (49A, bld. 2, Pyatnitskaya st., Moscow, 119017, Russia), e-mail: VYKrasilnikov@norao.ru.

Myrzin Anatoly Fedorovich, PhD, Expert of the Department of Innovative Development and Technology, National Operator for Radioactive Waste management FSUE (49A, bld. 2, Pyatnitskaya st., Moscow, 119017, Russia), e-mail: myrzina45@mail.ru.

Syrosev Aleksey Aleksandrovich, Deputy Chief Engineer of the plant 235, FSUE "PA "Mayak" (31, Lenin Ave., Ozersk, Chelyabinsk region, 456780, Russia), e-mail: Zd235@po-mayak.ru.

Bibliographic description

Baryshev A. V., Krasilnikov V. Ya., Myrzin A. F., Syrosev A. A. Evolution of Nuclear-Hazardous Fissile Nuclides in Vitrified High-Level Waste from PA Mayak. *Radioactive Waste*, 2024, no. 2 (27), pp. 102–107. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-2-102-107. (In Russian).