

УДК 621.039.73

DOI: 10.18799/24131830/2025/6/4774

Шифр специальности ВАК: 2.6.8

Научная статья

Физико-химические характеристики шлакощелочных цементных компаундов, содержащих растворную часть накопленных высокоактивных отходов

К.А. Феоктистов^{1✉}, Д.В. Маркова¹, С.М. Шайдуллин¹,
П.В. Козлов¹, Р.Я. Ахтямов², Р.М. Ахмедьянов²

¹ Производственное объединение «Маяк», Россия, г. Озерск

² ООО «УралНИИСтром», Россия, г. Челябинск

✉ feoktistov-ka@yandex.ru

Аннотация. Актуальность. В период с 1968 по 1986 гг. в результате применения осадительных технологий при переработке облученного топлива ядерных реакторов накоплено значительное количество высокоактивных отходов. Хранение данного вида отходов в жидком виде в долгосрочной перспективе не обеспечивает должного уровня безопасности. Перевод растворной части накопленных высокоактивных отходов Федерального государственного унитарного предприятия «Производственное объединение «Маяк» в устойчивую цементную форму позволит повысить уровень радиационной безопасности при их дальнейшем долговременном хранении и захоронении. **Цель.** Определение химической стойкости и физико-механических свойств цементных образцов с различной степенью включения солей. **Методы.** Длительное выщелачивание в дистиллированной воде, определение предела прочности при сжатии. **Результаты и выводы.** Проведено цементирование фильтрата после сорбционной очистки и концентрированной растворной части щелочных высокоактивных отходов в сухие смеси на основе доменного шлака с добавкой сорбционных материалов бентонита и вермикулита. Содержание доменного шлака в сухой смеси варьировалось от 87,5 до 96 %, бентонита – от 0 до 10 % и вермикулита – от 0 до 1,5 %. Степень включения компонентов растворной части щелочных высокоактивных отходов в сухие смеси составила 10,9 и 21 %. Выполнены исследования по определению химической устойчивости цементного компаунда. Определены скорость и степень выщелачивания радионуклида ¹³⁷Cs. Установлено, что скорость выщелачивания ¹³⁷Cs из цементного компаунда соответствует требованиям безопасности НП-019-15. Получены данные по механической прочности исходных образцов цементных компаундов и образцов после циклов замораживания–оттаивания. Определена механическая прочность цементного компаунда после длительного пребывания в воде. Испытания показали, что сухая смесь, содержащая 89,7 % доменного шлака и 10 % бентонита, позволяет прочно фиксировать радионуклид ¹³⁷Cs. Полученные компаунды соответствуют требованиям безопасности в части химической устойчивости и механической прочности.

Ключевые слова: цементирование, цезий, жидкие радиоактивные отходы, высокоактивные отходы, химическая устойчивость, механическая прочность, водостойкость

Благодарности: Исследование проведено в рамках договора от 04.04.2022 № Н.4д.241.20.22.1057 на выполнение государственного контракта «Разработка и обоснование вариантов переработки высокоактивных отходов сложного химического состава, включая опытно-конструкторские работы и опытно-промышленные испытания оборудования».

Для цитирования: Физико-химические характеристики шлакощелочных цементных компаундов, содержащих растворную часть накопленных высокоактивных отходов / К.А. Феоктистов, Д.В. Маркова, С.М. Шайдуллин, П.В. Козлов, Р.Я. Ахтямов, Р.М. Ахмедьянов // Известия Томского политехнического университета. Инжиниринг георесурсов. – 2025. – Т. 336. – № 6. – С. 174–184. DOI: 10.18799/24131830/2025/6/4774

UDC 621.039.73

DOI: 10.18799/24131830/2025/6/4774

Scientific paper

Physical-chemical characteristics of slag-lime cement compounds containing liquid phase of accumulated high-level waste

K.A. Feoktistov¹✉, D.V. Markova¹, S.M. Shaydullin¹,
P.V. Kozlov¹, R.Ya. Akhtyamov²,
R.M. Akhmedyanov²

¹ Production Association "Mayak", Ozersk, Russian Federation

² LLC UralNIIstrom, Chelyabinsk, Russian Federation

✉ feoktistov-ka@yandex.ru

Abstract. Relevance. In the period from 1968 to 1986, as a result of the application of precipitation technologies in processing irradiated nuclear reactor fuel, a significant amount of highly radioactive waste was accumulated. Storing this type of waste in liquid form does not provide an adequate level of safety in the long term. The transfer of the mortar part of the accumulated highly radioactive waste of the Federal State Unitary Enterprise "Mayak Production Association" into a stable cement form will increase the level of radiation safety during their further long-term storage and burial. **Aim.** To evaluate chemical durability and physical and mechanical properties of cement samples with various degree of salt incorporation. **Methods.** Continuous leaching in distilled water and evaluation of ultimate compressive strength. **Results and conclusions.** Filtered material after sorption purification and the concentrated liquid phase of alkaline high-level waste have been cement-solidified into dry mixtures based on blast furnace slag blended with bentonite and vermiculite sorption materials. The content of blast furnace slag in the dry mixture ranged from 87.5 to 96%, bentonite from 0 to 10% and vermiculite from 0 to 1.5%. The degree of inclusion of the components of the solution part of alkaline high-level waste in dry mixtures was 10.9 and 21%. The authors have analyzed chemical durability of cement compound and evaluated the rate and degree of ¹³⁷Cs leaching. The rate of ¹³⁷Cs leaching from the cement compound was found to comply with the Safety Requirements NP-019-15. Data on mechanical strength of initial cement compound samples and samples after freeze-thaw cycles were obtained. Mechanical strength of the cement compound after lengthy immersion into water was determined. The tests shown that among the studied dry mixtures, a composition containing 89.7% blast furnace slag and 10% bentonite allows for the solid fixation of ¹³⁷Cs radionuclide. The resulting compounds meet safety requirements in terms of chemical resistance and mechanical strength.

Keywords: cementation, cesium, liquid radioactive waste, high-level waste, chemical durability, mechanical strength, water resistance

Acknowledgements: The research was performed in the framework of Agreement H.4д.241.20.22.1057 dated 04.04.2022 for the implementation of government contract "Development and justification of options aimed at reprocessing of high-level waste with complex chemical composition including research and development activities and pilot-scale testing of the equipment".

For citation: Feoktistov K.A., Markova D.V., Shaydullin S.M., Kozlov P.V., Akhtyamov R.Ya., Akhmedyanov R.M. Physical-chemical characteristics of slag-lime cement compounds containing liquid phase of accumulated high-level waste. *Bulletin of the Tomsk Polytechnic University. Geo Assets Engineering*, 2025, vol. 336, no. 6, pp. 174–184. DOI: 10.18799/24131830/2025/6/4774

Введение

В период с 1968 по 1986 гг. в результате применения осадительных технологий при переработке облученного топлива ядерных реакторов накоплено значительное количество высокоактивных пульп (более 14,5 тыс. м³) [1].

При длительном хранении за счёт процессов естественного уплотнения суспензий произошло концентрирование активности в осадочной части отходов, что вызвало увеличение температуры

осадков в некоторых ёмкостях-хранилищах высокоактивных отходов (ВАО) до 130 °С. Для стабилизации теплофизического состояния ёмкостей-хранилищ в 1987–1992 гг. была проведена щелочная обработка отходов концентрированными растворами гидроксида натрия (6–10 моль/дм³) [2]. В результате щелочной обработки значительная часть осадков растворилась, толщина плотных отложений в ёмкостях-хранилищах снизилась, температура стабилизировалась до значений ниже 90 °С.

При этом за счёт перераспределения радионуклидов цезия объёмная активность растворов в ёмкостях выросла от двух до пяти раз [2].

Накопленные ВАО хранятся в 14 ёмкостях-хранилищах с полезным объёмом 1170 м³ каждая. Растворная часть, занимающая примерно половину от указанного объёма, представляет собой высокоминерализованную осветленную фазу с концентрацией гидроксида натрия до 120 г/дм³ (в зависимости от ёмкости-хранилища). Кроме того, химический состав представлен нитратом, нитритом, сульфатом, алюминатом и хроматом натрия. Активность растворной части более чем на 99 % определяется присутствием радионуклида ¹³⁷Cs.

В настоящее время на ФГУП «ПО «Маяк» проводятся исследования вариантов переработки щелочных ВАО, накопленных в результате работы предприятия с 1968 по 1986 гг. Хранение растворной части ВАО в долгосрочной перспективе не обеспечивает должного уровня безопасности. Обращение с накопленными ВАО предполагает раздельную переработку растворной части и плотного осадка [3], включающую раздельное их извлечение из ёмкостей-хранилищ, переработку и иммобилизацию ВАО в устойчивые матричные материалы [4, 5]. По критериям экономической и технологической доступности процесса наиболее целесообразным методом отверждения растворной части ВАО является ее цементирование с предварительным концентрированием и извлечением основных дозобразующих и альфа-излучающих радионуклидов. При этом полученный компаунд по удельной активности будет относиться к радиоактивным отходам (РАО) 3 класса, а упаковка РАО (невозвратный железобетонный защитный контейнер) будет соответствовать требованиям нормативных документов по мощности экспозиционной дозы (МЭД) на ее поверхности [6].

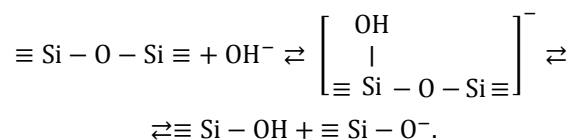
В качестве основного подхода к переработке растворной части накопленных ВАО на начальном этапе предусматривалась предварительная нейтрализация данных щелочных отходов с последующим разделением раствора и осадка фильтрационными методами. Нейтрализовать щелочные ВАО предполагалось при помощи HNO₃ [7] или методом карбонизации [8].

Лабораторные исследования и опытно-промышленные работы показали, что в ходе нейтрализации HNO₃ увеличивается объём ВАО, выделяется значительное количество газообразных оксидов азота. Техническая реализация такого процесса в условиях действующего радиохимического производства весьма проблематична вследствие узости диапазона значений pH (от 7 до 8), в котором устойчив образующийся осадок гидроксида алюминия [7]. В связи с этим было решено отка-

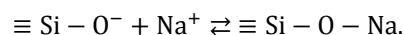
заться от нейтрализации отходов и работать напрямую с щелочными растворами.

Для отверждения щелочных жидких радиоактивных отходов (ЖРО) в качестве вяжущего материала целесообразно применять шлакощелочные вяжущие, при использовании которых щелочь идет на активацию процессов твердения, в то время как для портландцементных смесей наблюдается негативное влияние щелочи на свойства компаунда [9–16].

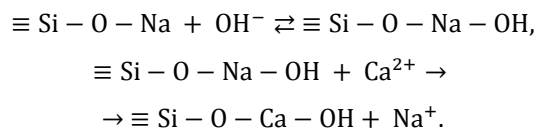
Взаимодействие сухих смесей на основе доменного шлака с щелочным раствором ВАО происходит в три стадии. На первой стадии при затворении смеси щелочным раствором протекает процесс диспергирования части шлака, который сводится к разрыву связей Si–O–Si, Al–O–Al, Me–O [17]. Разрыв ковалентной связи Si–O–Si можно представить следующим образом:



Ионы Na⁺, адсорбционно связываясь с раскрывающимися новыми поверхностями, изменяют химический состав и увеличивают объём твердой фазы:



Образующиеся щелочные силикаты могут вступать в катионообменные реакции с присутствующими в шлаке щелочноземельными ионами, например Ca²⁺:



Коллоидация поверхности шлака с образованием промежуточных аквакомплексов Si–O–Me–OH позволяет создать условия для возникновения транспортных структурных единиц, способных к реакциям избирательного синтеза, и интенсифицировать образование и развитие коагуляционной структуры.

Таким образом, в начальной стадии гидратации шлака (стадии диспергирования) щелочной катион выполняет роль катализатора, поддерживая необходимую для деструкции прочных ковалентных связей ионную силу среды затворения и участвуя в переводе продуктов деструкции в коллоидную фазу.

На второй стадии происходит образование и развитие конденсационной структуры, обусловленное возникновением в процессе диспергирования коллоидных фракций, которые, в свою очередь, возникают в результате резкого увеличения дисперсной фазы в единице объёма системы. Скорость этого процесса определяется состоянием дискрет-

ных ионов в золе и возникновением условий, приводящих к процессу гелеобразования – конденсации. Рассмотрим это на примере связи Si–O–Si.

Согласно [18] ортокремневая кислота $\text{Si}(\text{OH})_4$ в щелочных растворах может находиться как в виде отдельных мономерных молекул, так и в виде полимолекулярных форм, диссоциирующих в сильно щелочной среде на ионы различной сложности. Поликонденсация кремневой кислоты представляется как процесс образования силоксанных связей Si–O–Si в результате нуклеофильного замещения присутствующим в растворе ионом $(\text{HO})_3\text{Si}-\text{O}^-$ гидроксильной группы в молекуле $\text{Si}(\text{OH})_4$ [17]. Процесс поликонденсации в щелочной области катализируется ионами OH^- . Формирование связи Si–O–Si при этом сопровождается образованием нестабильного промежуточного соединения с пятикоординационным центральным атомом кремния [18].

Образующийся в результате полимеризации ортокремневой кислоты полигидросилоксан посредством водородных связей между силанольными группировками и адсорбированными молекулами воды может расти в различных направлениях, вплоть до образования частиц коллоидных размеров. По мере их роста количество твердой фазы увеличивается, способствуя развитию и усложнению коагуляционной структуры [18]. В действительности процесс золе- и гелеобразования протекает сложнее, что связано с большим количеством присутствующих в шлаке катионов металлов Al, Fe, Mg, Mn, Ca, гидроксиды которых значительно интенсифицируют процесс поликонденсации кремневой кислоты за счет сорбционных процессов [17].

На третьей стадии наличие зерен первичной твердой фазы, а также появление в результате развития конденсационной структуры микрочастиц в коллоидной области обуславливает выкристаллизовывание новообразований. Развитие этого процесса приводит к формированию кристаллической структуры цементного камня [17].

При разработке технологии цементирования жидких РАО руководствуются федеральными нормами и правилами [19], учитывающими такие параметры, как скорость перехода радионуклидов из компаунда при контакте с растворителем, свойства компаунда в процессе хранения, способность цементного компаунда выдерживать механические нагрузки и сохранять физические свойства при длительном контакте с водой и другие.

В 2023 г. специалистами ФГУП «ПО «Маяк» и ООО «УралНИИстром» разработан состав сухой смеси для цементирования концентрированной растворной части щелочных накопленных ВАО.

Исследования, проведенные на модельных растворах, позволили выявить основные закономерности влияния величины раствора-вяжущего отношения, дозировки суперпластификатора полипласт СП-1, введения различных типов вяжущего (доменного шлака, портландцемента, глиноземистого цемента, высокоглиноземистого цемента) и минеральных добавок (микрокремнезем, феррохромовый шлак) на характеристики цементных растворов [20]. По результатам работы выбраны оптимальные составы сухих смесей, максимально удовлетворяющие требованиям, предъявляемым к цементному раствору и цементному компаунду [19].

С целью определения химической стойкости и физико-механических свойств цементных образцов с различной степенью включения солей проведена лабораторная проверка технологии цементирования фильтрата растворной части накопленных ВАО, полученного после динамических испытаний сорбентов [21], а также концентрированной растворной части накопленных ВАО, отобранной из ёмкости-хранилища № 6, в сухие смеси на основе доменного шлака.

Материалы и методы исследования

При проведении работы использовали сухие смеси следующих составов:

- 10 % бентонита, 0,3 % суперпластификатора СП-1 и 89,7 % доменного шлака;
- 10 % бентонита, 2,5 % суперпластификатора СП-1 и 87,5 % доменного шлака;
- 1,5 % вермикулита М-150, 2,5 % суперпластификатора СП-1 и 96,0 % доменного шлака.

В качестве основных компонентов для сухих смесей для цементирования раствора применяли материалы, доступные в настоящее время на российском рынке:

- шлак доменный гранулированный молотый: добавка минеральная активная ECOFIL-480 ТУ 23.99.19-014-99126491-2020, ООО «Мечел-Материалы», г. Челябинск;
- бентонит ПБМБ: глинопорошок бентонитовый марка ПБМБ ТУ 39-0147001-105-93, ООО «Бентонит Кургана», г. Курган;
- вермикулит вспученный М-150 ГОСТ 12865–67, ООО «Уралвермикулит», Потанинское месторождение, г. Кыштым Челябинской области;
- суперпластификатор «Полипласт СП-1» ТУ 5870-005-58042865-05 (в форме порошка), ООО «Полипласт-УралСиб», г. Первоуральск Свердловской области.

Доменный шлак представляет собой тонкодисперсные шлаки металлургической промышленности. Состав используемого доменного шлака приведен в табл. 1.

Таблица 1. Состав доменного шлака

Table 1. Blast furnace slag composition

Массовое содержание/Mass fraction, %					
CaO	MgO	SiO ₂	Fe ₂ O ₃	Na ₂ O	K ₂ O
32,6	8	39,1	1,36	0,34	0,59

Бентониты – это полезные ископаемые, представляющие собой тонкодисперсные высокопластичные осадочные породы преимущественно смектитового состава и обладающие связующими, тиксотропными и сорбционными свойствами. Состав используемого бентонита приведен в табл. 2.

Таблица 2. Состав бентонита

Table 2. Bentonite composition

Массовое содержание/Mass fraction, %			
Al ₂ O ₃	SiO ₂	Na ₂ O	K ₂ O
30	60,3	2,33	0,55

Вермикулит – минерал из группы гидрослюд, продукт вторичного изменения (гидролиза и последующего выветривания) тёмных слюд биотита и флогопита. Химический состав вермикулита отвечает приблизительной формуле



Цементированию подвергали два типа растворов: фильтрат после сорбционной очистки растворной части накопленных ВАО [21] и упаренный раствор из ёмкости-хранилища № 6.

Раствор из ёмкости-хранилища № 6 перед цементированием фильтровали через бумажный фильтр «синяя лента». Затем отфильтрованный раствор ВАО подвергался упариванию на водяной бане до двукратного уменьшения объёма. Солеосодержание в таком растворе составило 660 г/дм³, плотность упаренного раствора – 1,316 г/см³.

Объёмная активность ¹³⁷Cs в фильтрате после сорбционной очистки растворной части накопленных ВАО составила 6,1·10⁸ Бк/дм³, в упаренном растворе накопленных ВАО – 6,4·10¹⁰ Бк/дм³. Суммарная объёмная активность альфа-излучающих радионуклидов в растворах составила 2,0·10⁶ Бк/дм³, объёмная активность ⁹⁰Sr+⁹⁰Y – 2,2·10⁷ Бк/дм³.

Растворы вводили в тщательно гомогенизированную сухую смесь и перемешивали до получения однородного теста. Время перемешивания цементного теста составляло от 5 до 10 минут. После перемешивания цементное тесто укладывали в формы с размером ячеек 2×2×2 см. Для удаления воздушных полостей компаунд виброуплотняли. Образцы набирали прочность в воздушно-влажных условиях в течение 28 суток. После окончания твердения образцы извлекали из форм, выдержива-

ли на воздухе в течение одних суток, определяли геометрические размеры, массу.

Для испытаний с фильтратом после сорбционной очистки было приготовлено по четыре образца цементного компаунда для каждого состава с удельной активностью ¹³⁷Cs в компаунде порядка 10⁵ Бк/г. Для испытаний с упаренным раствором было приготовлено по два образца цементного компаунда для каждого состава с удельной активностью ¹³⁷Cs в компаунде порядка 10⁷ Бк/г. При этом растворо-вяжущее отношение, определяемое как отношение объёма раствора к массе вяжущего при получении цементного раствора, составило от 0,52 до 0,54 см³/г.

Усредненные физические характеристики образцов исследуемых составов и их удельная активность приведены в табл. 3.

Таблица 3. Усредненные характеристики образцов

Table 3. Average characteristics of the samples

Состав Composition	Плотность, г/см ³ Density, g/cm ³	Степень включения компонентов ЖРО, мас. % Degree of inclusion of LRW components, wt %	Удельная активность ¹³⁷ Cs в образце, Бк/г Specific activity of ¹³⁷ Cs in the sample, Bq/g	Растворо-вяжущее отношение, см ³ /г Solution-binding ratio, cm ³ /g
№ 1	1,743	10,9	2,0·10 ⁵	0,533
№ 2	1,719	10,9	2,0·10 ⁵	0,533
№ 3	1,728	10,8	2,0·10 ⁵	0,525
№ 1 (упар.)	1,815	21,0	2,0·10 ⁷	0,545
№ 2 (упар.)	1,708	21,0	2,0·10 ⁷	0,545
№ 3 (упар.)	1,827	21,0	2,0·10 ⁷	0,545

После определения физических параметров образцы были подвергнуты испытанию на химическую стойкость согласно [22]. В качестве среды выщелачивания в испытаниях использовали дистиллированную воду объёмом 100 см³. Полная замена и отбор проб сред выщелачивания проводилась на каждые 1, 3, 7, 10, 14, 21, 28, 51 и 90 суток контакта с водой (с начала испытания). В среде выщелачивания контролировали активность радионуклида ¹³⁷Cs гамма-спектрометрическим методом на полупроводниковом спектрометре энергий гамма-излучения типа СЕГ-01 ППД. Поскольку активность других радионуклидов на фоне ¹³⁷Cs незначительна, их активность в средах выщелачивания не определяли.

Дифференциальную скорость выщелачивания радионуклидов (далее – скорость выщелачивания) из образцов ϑ , г/(см²·сут) вычисляли по формуле

$$\vartheta = \frac{A_{\Delta t}}{A_{0,\Delta t} \cdot S_{\text{уд}} \cdot \Delta t},$$

где $A_{\Delta t}$ – активность нуклида, вымытого с поверхности образца за промежуток времени Δt , Бк; $A_{0,\Delta t}$ –

начальная активность нуклида в образце для данного промежутка времени Δt , Бк; $S_{уд}$ – геометрическая поверхность образца, см^2 ; Δt – промежуток времени между сменами среды выщелачивания, сут.

Степень выщелачивания радионуклидов S_p , %, вычисляли по формуле

$$S_p = \frac{A_{\Sigma,n}}{A_0} \cdot 100\%,$$

где $A_{\Sigma,n}$ – суммарное количество радионуклида, вымытое с образца на n -е сутки, Бк; A_0 – начальная активность нуклида в образце, Бк.

По окончании 90 суток эксперимента образцы извлекали из среды выщелачивания, проводили их внешний осмотр, и затем образцы сушили на воздухе в течение 7 суток. После высыхания измеряли массу образцов и проводили внешний осмотр.

Помимо требования по скорости выщелачивания ^{137}Cs затвердевшие цементные компаунды должны обладать физико-механическими свойствами, обеспечивающими высокую стойкость к возможным внешним воздействиям. К таким требованиям относятся морозостойкость, водостойкость и прочность при сжатии цементного компаунда [19]. Нормативные показатели качества цементного компаунда приведены в табл. 4.

При исследовании физико-механических свойств образцов компаунда использовали модельный раствор, имитирующий упаренную растворную часть щелочных ВАО. Состав модельного раствора приведён в табл. 5.

Определение механической прочности исходных образцов цементного компаунда проводили по методикам, представленным в [23, 24] с использованием пресса гидравлического П-50 для испытания строительных материалов.

Определение морозостойкости образцов цементного компаунда проводили тридцатью циклами замораживания–оттаивания при температурах от (-40) до $(+40)$ °С в морозильной камере – низкотемпературной установке NZ 350/75.

Иммерсионные испытания (водостойкость) проводили в тех же условиях, что и выщелачивание, но без смены воды в соответствии с [25].

Таблица 5. Состав модельного раствора

Table 5. Model solution composition

Концентрация компонента в растворе, г/дм ³ Component concentration in solution, g/dm ³										Солеcодержание, г/дм ³ Salinity, g/dm ³	Плотность, г/см ³ Density, g/cm ³
NaOH	Na ⁺	NO ₃ ⁻	NO ₂ ⁻	AlO ₂ ⁻	SO ₄ ²⁻	CrO ₄ ²⁻	SiO ₃ ²⁻	K ⁺	CS ⁺		
200	202	220	70	26	3,0	1,8	1,0	1,2	0,1	670	1,295

Таблица 6. Результаты химического анализа растворной части ВАО

Table 6. Results of chemical analysis of the solution part of high-level radioactive waste

Концентрация компонента в растворе, г/дм ³ /Component concentration in solution, g/dm ³																
NaOH	Na	Al	Cs	Cr	Ni	Ca	Si	K	Mg	Pu	U	F ⁻	Cl ⁻	SO ₄ ²⁻	NO ₃ ⁻	NO ₂ ⁻
90	94	10	0,05	3	<0,1	0,3	0,8	0,6	<0,1	0,24·10 ⁻⁴	0,15	<0,1	0,28	0,73	118	35

Таблица 4. Показатели качества цементного компаунда

Table 4. Quality indicators of the cement compound

Показатель качества Quality indicator	Допустимые значения Acceptable values
Механическая прочность Mechanical strength	Не менее 5 МПа At least 5 MPa
Морозостойкость Resistance to thermal cycles	Снижение прочности относительно контрольного образца не более чем на 25 % и не менее 5 МПа после 30 циклов замораживания и оттаивания Reduction of strength relative to the control sample by no more than 25% and no less than 5 MPa after 30 cycles of freezing and thawing
Водостойкость Water resistance	Снижение прочности относительно контрольного образца не более чем на 25% и не менее 5 МПа после 90-дневного погружения в воду Decrease in strength relative to the control sample by no more than 25% and no less than 5 MPa after 90 days of immersion in water

Плотность реального высокоактивного раствора определяли как среднее арифметическое из трех значений массы аликвот раствора к их объёму с использованием весов лабораторных АВ АВ-310М-01С.

Плотность модельного раствора определяли с помощью ареометра АОН-З.

Определение концентрации химических компонентов в растворах осуществляли следующими методами: гидроксид натрия – титриметрическим методом; нитрат-ион, нитрит-ион, сульфат-ион и хлорид-ион – методом ионной хроматографии с использованием ионного хроматографа «Стайер»; плутоний, алюминий и другие катионы – методом атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно связанной плазмой с использованием масс-спектрометра Nexion 350S.

Результаты и их обсуждение

Данные химического анализа состава растворной части накопленных ВАО из ёмкостохранилища № 6 приведены в табл. 6.

При упаривании растворной части в два раза данные показатели компонентов увеличиваются в два раза соответственно. Очевидно, что по содержанию основных компонентов – NaOH, Na, NO_3^- , NO_2^- , Al, Cs – состав модельного раствора соответствует составу реального упаренного раствора.

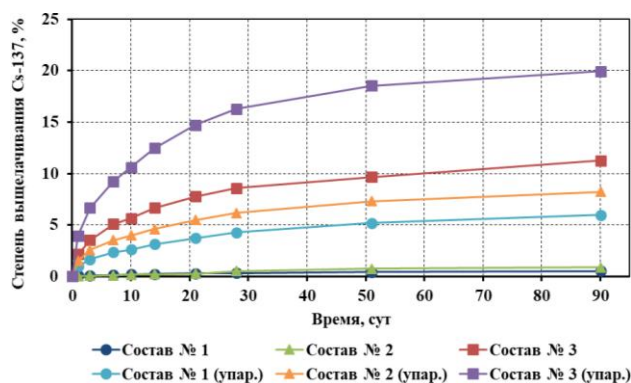


Рис. 1. Кинетические кривые степени выщелачивания ^{137}Cs из цементных компаундов

Fig 1. Kinetic curves of the degree of ^{137}Cs leaching from cement compounds

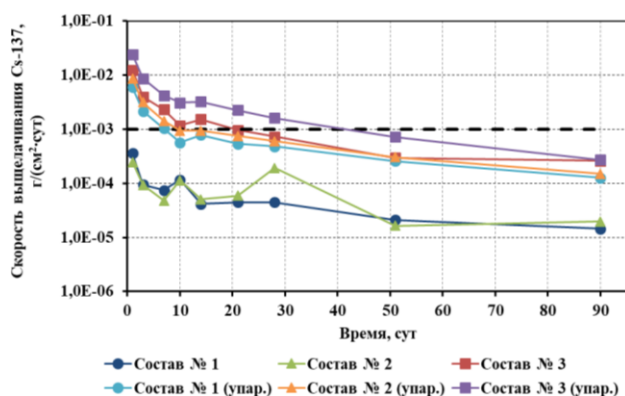


Рис. 2. Кинетические кривые скорости выщелачивания ^{137}Cs из цементных компаундов

Fig 2. Kinetic curves of the rate of ^{137}Cs leaching from cement compounds

По результатам анализа сред выщелачивания на объёмную активность ^{137}Cs были рассчитаны скорость и степень выщелачивания ^{137}Cs . Кинетические кривые степени выщелачивания ^{137}Cs представлены на рис. 1. Кинетические кривые скорости выщелачивания ^{137}Cs представлены на рис. 2. Пунктирной линией обозначено нормативное значение скорости выщелачивания.

Из графиков видно, что с увеличением соленаполнения закономерно сдвигаются в большую сторону показатели по выщелачиванию ^{137}Cs , сохраняя аналогичное взаиморасположение между разными составами сухой смеси.

Как показывают результаты эксперимента, для матриц, содержащих в качестве сорбционной добавки бентонит (составы № 1 и 2), характерны низкие степени выщелачивания радионуклида ^{137}Cs . Для образцов с отвержденным фильтратом степень выщелачивания составляет от 0,53 до 0,87 %, для образцов с упаренным раствором накопленных ВАО – от 6,0 до 8,2 % за весь период выщелачивания.

Составы № 1 и № 2 с отвержденным фильтратом, содержащие 10 % бентонита, обеспечили уже на первые сутки испытаний скорость выщелачивания ^{137}Cs на уровне $3 \cdot 10^{-4}$ г/(см²·сут), что меньше величины $1 \cdot 10^{-3}$ г/(см²·сут), требуемой по нормативной документации. Составы с отвержденным упаренным раствором обеспечили скорость выщелачивания ^{137}Cs на уровне 10^{-3} г/(см²·сут) на десятые сутки испытаний.

Степень выщелачивания радионуклида ^{137}Cs из образцов, содержащих вермикулит Потанинского месторождения (состав № 3), составила 11,2 и 19,9 % соответственно.

Состав № 3 с отвержденным фильтратом обеспечил необходимую скорость выщелачивания ^{137}Cs на 21 сутки испытаний. Состав с отвержденным упаренным раствором обеспечил скорость выщелачивания ниже нормативной только на 51 сутки испытаний.

Обобщенные результаты испытаний цементных образцов на химическую устойчивость приведены в табл. 7.

Таблица 7. Результаты испытаний на химическую устойчивость

Table 7. Chemical resistance test results

Состав Composition	Отвержденный раствор Cured solution	Степень выщелачивания ^{137}Cs , % Degree of ^{137}Cs leaching, %	Скорость выщелачивания ^{137}Cs по истечении 90 суток, г/(см ² ·сут) Rate of ^{137}Cs leaching after 90 days, g/(cm ² ·day)	Потеря массы, % Weight loss, %
№ 1	фильтрат раствора ВАО после сорбции	0,5	$1,5 \cdot 10^{-5}$	20,1
№ 2	filtrate of high-level radioactive waste solution	0,9	$1,9 \cdot 10^{-5}$	22,9
№ 3	after sorption	11,2	$2,6 \cdot 10^{-4}$	19,0
№ 1 (упар.)	упаренный раствор ВАО	6,0	$1,3 \cdot 10^{-4}$	19,5
№ 2 (упар.)	concentrated liquid phase high-level radioactive	8,2	$1,5 \cdot 10^{-4}$	18,4
№ 3 (упар.)	waste	19,9	$2,7 \cdot 10^{-4}$	26,4

Таблица 8. Результаты испытаний цементных компаундов

Table 8. Test results of cement compounds

Характеристика/Quality indicator		Состав смеси/Composition		
		№ 1 (упар.)	№ 2 (упар.)	№ 3 (упар.)
Прочность на сжатие в 28 сут, МПа/Compressive strength of 28 days, MPa		16,1	13,6	13,2
Морозостойкость Resistance to thermal cycles	Прочность на сжатие контрольных образцов Compressive strength of control samples	19,3	14,5	13,5
	Прочность на сжатие основных образцов Compressive strength of the main samples	14,7	7,5	10,8
	Изменение прочности на сжатие, % Change in compressive strength, %	–23,5	–48,2	–20,4
Водостойкость Water resistance	Прочность на сжатие контрольных образцов Compressive strength of control samples	17,5	12,3	13,0
	Прочность на сжатие основных образцов Compressive strength of the main samples	21,1	16,2	16,1
	Изменение прочности на сжатие, % Change in compressive strength, %	+20,6	+31,4	+23,9

Образцы после 90 суток выщелачивания сохранили монолитную структуру, трещин/сколов в результате внешнего осмотра не было обнаружено. После высыхания образцы покрылись тонким слоем белого налета солевой природы.

По результатам испытаний цементных образцов на химическую устойчивость состав № 3, содержащий 1,5 % вермикулита Потанинского месторождения, оказался наименее эффективным для иммобилизации накопленных ВАО.

Результаты определения механической прочности, морозостойкости и водостойкости цементных образцов приведены в табл. 8.

Исходя из полученных результатов можно сделать вывод, что по прочности на сжатие все исследуемые составы соответствуют нормативному требованию [19].

В соответствии с [19, 25] предел прочности на сжатие после термических циклов не должен измениться более чем на 25 % и должен быть не менее 5 МПа. Полученные результаты позволяют сделать вывод, что только составы № 1 и 3 соответствуют нормативным требованиям по морозостойкости. Изменение прочности цементных компаундов после циклов замораживания–оттаивания объясняется присутствием в них некоторого количества свободной воды и пористостью. Свободная вода проникает в капиллярные поры компаунда и, расширяясь при замерзании, создает трещины. При оттаивании вода глубже проникает в трещины и, распространяясь по всему объёму, нарушает целостность цементного компаунда.

Согласно [19] предел прочности образцов цементного компаунда после длительного пребывания в воде должен быть не ниже 5 МПа, а уменьшение прочности испытанных образцов должно составлять не более 25 % относительно прочности образцов сравнения. Результаты эксперимента показали, что для всех составов длительное пребывание в воде не вызвало снижения механической

прочности, а напротив, способствовало ее увеличению. Вероятно, такой эффект объясняется ускорением твердения вяжущих материалов в условиях избытка воды и отвода части водорастворимых компонентов (в частности, нитрата натрия) из материала компаунда. Данный факт наблюдался неоднократно в предыдущих работах [26, 27].

Результаты настоящей работы свидетельствуют о высокой химической устойчивости и механической прочности компаундов на основе доменного шлака. В ранее проведенных работах по цементированию щелочных ВАО (без упаривания раствора), отобранных из иных ёмкостей-хранилищ, в составы на основе доменного шлака [26, 28] также наблюдалась прочная фиксация ^{137}Cs в цементном компаунде. Степень выщелачивания ^{137}Cs составляла не более 4,2 %. Скорость выщелачивания ^{137}Cs изменялась в пределах от 10^{-6} до 10^{-3} г/(см²·сут). Для составов на основе доменного шлака наблюдалась значительно более прочная фиксация цезия, чем для составов на основе портландцемента [28].

Сравнение настоящих результатов прочностных испытаний цементных образцов с использованием модельного раствора, имитирующего упаренную растворную часть щелочных ВАО, с результатами работ с использованием модельного раствора без упаривания [26, 27] показывает, что при увеличении степени наполнения солями отходов в два раза происходит снижение механической прочности образцов на 35 %. Однако, несмотря на это, компаунды удовлетворяют требованиям [19], прочность образцов превышает установленное нормативное значение.

Заключение

Проведена работа по цементированию реальных ЖРО: фильтрата растворной части накопленных ВАО, полученного после динамических испытаний сорбентов, и концентрированной растворной части накопленных ВАО, в составы на основе доменного шлака. В результате получены кондиционирован-

ные РАО, относящиеся по удельной активности к РАО 3 класса [29].

Испытания показали, что из исследованных сухих смесей состав № 1 позволяет прочно фиксировать радионуклид ^{137}Cs . Полученные компаунды соответствуют требованиям безопасности [19] в части химической устойчивости и механической прочности. С увеличением соленаполнения закономерно увеличиваются показатели по выщелачиванию ^{137}Cs . Суммарное выщелачивание ^{137}Cs из компаунда за 90 суток для образцов с отвержденным фильтратом составило от 0,5 до 0,9 %, для образцов с упаренным раствором ВАО – от 6,0 до 8,2 %.

Составы сухих смесей на основе доменного шлака, содержащие сорбционную добавку бентонита, позволяют цементировать концентрированную растворную часть накопленных ВАО из различных ёмкостей-хранилищ со степенью включения компонентов ЖРО не менее 21 мас. % [26].

Результаты исследований по определению механической прочности, морозостойкости и водостойкости позволяют сделать вывод, что только образцы составов № 1 и 3 соответствуют всем перечисленным нормативным требованиям безопасности [19]. Образцы состава № 2 обладают недостаточной морозостойкостью – снижение прочности в результате испытаний превышает регламентированное значение 25 %.

Таким образом, показана возможность перевода исходной и концентрированной растворной части накопленных ВАО в устойчивую цементную форму на основе доменного шлака, удовлетворяющую требованиям [19]. Составы на основе доменного шлака с сорбционной добавкой бентонита демонстрируют высокие изолирующие свойства по отношению к цезию в данном виде отходов, что обеспечивает безопасность при их дальнейшем долговременном хранении и захоронении.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Исследование возможности переработки отходов «ядерного наследия» с использованием сорбента Clevasol / О.М. Слюнчев, Н.М. Истомина, Н.П. Старовойтов, А.А. Мальцев, В.А. Дудкин, П.А. Бобров, В.А. Ремизова // Вопросы радиационной безопасности. – 2020. – № 3. – С. 7–15.
2. Логунов М.В., Карпов В.А., Тананаев И.Г. Стабилизация теплофизического состояния и обследование некоторых емкостей-хранилищ высокоактивных пульп на ФГУП «ПО «Маяк» // Вопросы радиационной безопасности. – 2011. – № 4. – С. 18–27.
3. Подходы к переработке высокоактивных пульп, накопленных на ФГУП «ПО «Маяк» / М.В. Логунов, В.И. Карпов, Н.Е. Дружинина, И.Г. Тананаев // Вопросы радиационной безопасности. – 2011. – № 1. – С. 15–28.
4. Cement-based radioactive waste hosts formed under elevated temperatures and pressures for Savannah River plant high-level defense waste / L.R. Dole, G.C. Rogers, M.T. Morgan, D.P. Stinton, J.H. Kessler, S.M. Robinson, J.G. Moore. – US DOE. Under Contract № W-7405-eng-26. – 1983. – 84 p.
5. Roy D.M., Gouda G.G. High level radioactive waste incorporation into special cements // Nucl. Technol. – 1978. – Vol. 40. – P. 214–219.
6. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов: НП-053-16. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2017. – 111 с.
7. Влияние параметров нейтрализации осветленной фазы емкостей-хранилищ накопленных ВАО на свойства образующихся суспензий. Часть 1. Кислотная нейтрализация / П.В. Козлов, М.Б. Ремизов, И.И. Дементьева, Н.М. Павлова // Вопросы радиационной безопасности. – 2012. – № 1. – С. 61–72.
8. Козлов П.В., Ремизов М.Б. Влияние параметров нейтрализации осветленной фазы емкостей-хранилищ накопленных ВАО на свойства образующихся суспензий. Часть 2. Карбонизация // Вопросы радиационной безопасности. – 2012. – № 2. – С. 49–59.
9. Рахимов Р.З., Рахимова Н.Р., Стоянов О.В. Шлакощелочные композиционные материалы для защиты от радиоактивных излучений и иммобилизации радиоактивных отходов // Вестник Казанского технологического университета. – 2013. – № 7. – С. 140–143.
10. Alternative binders to ordinary portland cement for radwaste solidification and stabilization / F. Bart, C. Cau-dit-Coumes, F. Frizon, S. Lprente // Cement-Based Materials for Nuclear Waste Storage. – New York: Springer, 2013. – 264 p.
11. Shi C., Krivenko P.V., Roy D.M. Alkali-activated cements and concretes. – Abingdon: Taylor&Francis, 2006. – 376 p.
12. Shi C., Fernandez-Jimenez A. Stabilization/solidification of hazardous and radioactive wastes with alkali-activated cements // J. of Hazardous Materials. – 2006. – B137. – P. 1656–1663.
13. Rakhimova N.R., Rakhimov R.Z. A review on alkali-activated slag cements incorporated with supplementary materials // J. of Sustainable Cement-Based Materials. – 2014. – № 3 (1). – P. 61–74.
14. Rashad A.M. A comprehensive overview about the influence of different additives on the properties of alkali-activated slag – a guide for civil engineer // Construction and Building Materials. – 2013. – № 47. – P. 29–55.
15. Palomo A., De la Fuente J.I. Alkali-activated cementitious materials: alternative matrices for the immobilisation of hazardous wastes, part I. Stabilisation of boron // Cement and Concrete Research. – 2003. – Vol. 33 (2). – P. 281–288.
16. Alkali-activated cement based radioactive waste forms / X. Wu, S. Yan, X. Sheng, M. Tang // J. Cement and Concrete Research. – 1991. – Vol. 1 – P. 16–21.
17. Шлакощелочные бетоны на мелкозернистых заполнителях / В.Д. Глуховский, П.В. Кривенко, В.Н. Старчук, И.А. Пашков, В.В. Чиркова / под ред. В.Д. Глуховский. – Киев: Вища школа. Головное изд-во, 1981. – 224 с.
18. Куколев Г.В. Химия кремния и физическая химия силикатов. – М.: Высшая школа, 1966. – 464 с.
19. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов: НП-019-15. – М.: Ростехнадзор, 2015. – 110 с.

20. Исследование перспективных составов сухой смеси для цементирования растворной части накопленных щелочных высокоактивных отходов / П.В. Козлов, С.М. Шайдуллин, К.А. Феокистов, Д.В. Маркова, Р.Я. Ахтямов, Р.М. Ахмедьянов // Вопросы радиационной безопасности. – 2023. – № 4. – С. 28–40.
21. Recovery of cesium from high level alkaline waste from Mayak Production Association / K.A. Feoktistov, D.V. Markova, P.V. Kozlov, S.M. Shaydullin, V.V. Milyutin, N.A. Nekrasova, M.V. Tutov, A.M. Yegorin // Radiochemistry. – 2024. – Vol. 66. – P. 344–350. DOI: 10.1134/S106636222403007X.
22. ГОСТ Р 52126-2003 Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отвержденных высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. – М.: Стандартинформ, 2006. – 8 с.
23. ГОСТ 10180-2012 Методы определения прочности по контрольным образцам. – М.: Стандартинформ, 2018. – 31 с.
24. ГОСТ 310.4-81 Цементы. Методы определения предела прочности при изгибе и сжатии. – М.: Изд-во стандартов, 1982. – 10 с.
25. ГОСТ Р 51883-2002. Отходы радиоактивные цементированные. Общие технические требования. – М.: Изд-во стандартов, 2002. – 7 с.
26. Маркова Д.В., Бобров П.А., Козлов П.В. Цементирование высокоактивных отходов в шлакощелочные матрицы // ВАНТ. – 2023. – № 3 (119). – С. 83–93.
27. Разработка состава цементной матрицы для иммобилизации щелочных высокоактивных отходов радиохимического производства / К.А. Парутин, С.М. Шайдуллин, В.А. Ремизова, П.В. Козлов // Цемент и его применение. – 2023. – № 2. – С. 65–71.
28. Иммобилизация в цементную матрицу высокоактивных цезийсодержащих отходов / О.М. Слюнчев, П.В. Козлов, Г.М. Медведев, С.И. Ровный // Пятая Российская конференция по радиохимии. Радиохимия-2006: Тезисы докладов. – Дубна, 23–27 октября 2006. – С. 255.
29. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов». – М., 2012. – 21 с.

Информация об авторах

Кирилл Алексеевич Феокистов, инженер-технолог, Производственное объединение «Маяк», Россия, 456784, г. Озерск, пр. Ленина, 31; feoktistov-ka@yandex.ru; <https://orcid.org/0009-0007-0505-463X>

Дарья Владимировна Маркова, инженер-технолог, Производственное объединение «Маяк», Россия, 456784, г. Озерск, пр. Ленина, 31; dvmarkova@mail.ru

Сергей Минуллович Шайдуллин, начальник группы, Производственное объединение «Маяк», Россия, 456784, г. Озерск, пр. Ленина, 31; shaidullinsergey@yandex.ru; <https://orcid.org/0000-0003-1764-2491>

Павел Васильевич Козлов, кандидат технических наук, доцент, начальник исследовательской лаборатории, Производственное объединение «Маяк», Россия, 456784, г. Озерск, пр. Ленина, 31; kozlov_pavel@inbox.ru

Рашид Якубович Ахтямов, кандидат технических наук, генеральный директор ООО «УралНИИстром», Россия, 454047, г. Челябинск, а/я 5177; lab@2170812.ru

Ренат Магафурович Ахмедьянов, кандидат технических наук, заместитель генерального директора по научной работе ООО «УралНИИстром», Россия, 454047, г. Челябинск, а/я 5177; lab@2170812.ru

Поступила в редакцию: 19.06.2024

Поступила после рецензирования: 29.01.2025

Принята к публикации: 08.04.2025

REFERENCES

1. Slyunchev O.M., Istomina N.M., Starovoytov N.P., Maltsev A.A., Dudkin V.A., Bobrov P.A., Remizova V.A. Investigation of the Possibility of nuclear legacy waste reprocessing using Clevasol sorbent. *Radiation safety issues*, 2020, no. 3, pp. 7–15. (In Russ.)
2. Logunov M.V., Karpov V.A., Tananaev I.G. Stabilization of the thermophysical state and inspection of some storage tanks of highly active pulps at FSUE "PO "Mayak". *Radiation safety issues*, 2011, no. 4, pp. 18–27. (In Russ.)
3. Logunov M.V., Karpov V.I., Druzhinina N.E., Tananaev I.G. Approaches to high-level sludge reprocessing accumulated at Mayak PA. *Radiation safety issues*, 2011, no. 1, pp. 15–28. (In Russ.)
4. Dole L.R., Rogers G.C., Morgan M.T., Stinton D.P., Kessler J.H., Robinson S.M., Moore J.G. *Cement-based radioactive waste hosts formed under elevated temperatures and pressures for Savannah river plant high-level defense waste*. US DOE. Under Contract № W-7405-eng-26, 1983. 84 p.
5. Roy D.M., Gouda G.G. High level radioactive waste incorporation into special cements. *Nucl. Technol*, 1978, vol. 40, pp. 214–219.
6. NP-053-16. *Safety rules for the transportation of radioactive materials*. Moscow, NTC NRS Publ., 2017. 111 p. (In Russ.)
7. Kozlov P.V., Remizov M.B., Dementieva I.I., Pavlova N.M. Influence of the neutralization parameters of the clarified phase of storage tanks of accumulated VAO on the properties of the resulting suspensions. Part 1. Acid neutralization. *Radiation safety issues*, 2012, no. 1, pp. 61–72. (In Russ.)
8. Kozlov P.V., Remizov M.B. Influence of the neutralization parameters of the clarified phase of storage tanks of accumulated VAO on the properties of the resulting suspensions. Part 2. Carbonation. *Radiation safety issues*, 2012, no. 2, pp. 49–59. (In Russ.)

9. Rakhimov R.Z., Rakhimova N.R., Stoyanov O.V. Slag-alkaline composite materials for protection against radioactive radiation and immobilization of radioactive waste. *Bulletin of the Kazan Technological University*, 2013, no. 7, pp. 140–143. (In Russ.)
10. Bart F., Cau-dit-Coumes C., Frizon F., Lprente S. Alternative binders to ordinary portland cement for radwaste solidification and stabilization. *Cement-Based Materials for Nuclear Waste Storage*. New York, Springer, 2013. 264 p.
11. Shi C., Krivenko P.V., Roy D.M. *Alkali-activated cements and concretes*. Abingdon, Taylor&Francis, 2006. 376 p.
12. Shi C., Fernandez-Jimenez A. Stabilization/solidification of hazardous and radioactive wastes with alkali-activated cements *J. of Hazardous Materials*, 2006, B137, pp. 1656–1663.
13. Rakhimova N.R., Rakhimov R.Z. A review on alkali-activated slag cements incorporated with supplementary materials *J. of Sustainable Cement-Based Materials*, 2014, no. 3 (1), pp. 61–74.
14. Rashad A.M. A comprehensive overview about the influence of different additives on the properties of alkali-activated slag – a guide for civil engineer. *Construction and Building Materials*, 2013, no. 47, pp. 29–55.
15. Palomo A., De la Fuente J.I. Alkali-activated cementitious materials: alternative matrices for the immobilisation of hazardous wastes. Part I. Stabilisation of boron. *Cement and Concrete Research*, 2003, vol. 33 (2), pp. 281–288.
16. Wu X., Yan S., Sheng X., Tang M. Alkali-activated cement based radioactive waste forms *J. Cement and Concrete Research*, 1991, vol. 1, pp. 16–21.
17. Glukhovskiy V.D., Krivenko P.V., Starchuk V.N., Pashkov I.A., Chirkova V.V. *Slag-alkaline concretes based on fine-grained aggregates*. Kiev, Vischa shkola Publ. House, 1981. 224 p. (In Russ.)
18. Kukolev G.V. *Chemistry of silicon and physical chemistry of silicates*. Moscow, Vysshaya shkola Publ., 1966. 464 p. (In Russ.)
19. NP-019-15. *Collection, processing, storage and conditioning of liquid radioactive waste*. Moscow, Rostekhnadzor Rubl., 2015. 22 p. (In Russ.)
20. Kozlov P.V., Shaidullin S.M., Feoktistov K.A., Markova D.V., Akhtyamov R.Ya., Akhmedyanov R.M. Investigation of promising dry mix compositions for cementing the mortar part of accumulated alkaline high-level waste. *Radiation safety issues*, 2023, no. 4, pp. 28–40. (In Russ.)
21. Feoktistov K.A., Markova D.V., Kozlov P.V., Shaydullin S.M., Milyutin V.V., Nekrasova N.A., Tutov M.V., Yegorin A.M. Recovery of cesium from high level alkaline waste from Mayak Production Association. *Radiochemistry*, 2024, vol. 66, pp. 344–350. DOI: 10.1134/S106636222403007X.
22. SS R 52126-2003 *Radioactive waste. Determination of the chemical stability of cured highly active waste by long-term leaching*. Moscow, Standartinform Publ., 2006. 8 p. (In Russ.)
23. SS 10180-2012 *Methods for determining strength from control samples*. Moscow, Standartinform Publ., 2018. 31 p. (In Russ.)
24. SS 310.4-81 *Cements. Methods for determining the ultimate strength in bending and compression*. Moscow, Publishing House of Standards, 1982. 10 p. (In Russ.)
25. SS R 51883-2002. *Radioactive cemented waste. General technical requirements*. Moscow, Publishing House of Standards, 2002. 7 p. (In Russ.)
26. Markova D.V., Bobrov P.A., Kozlov P.V. Cementation of highly active waste into slag-alkali matrices. *VANT*, 2023, no. 3 (119), pp. 83–93. (In Russ.)
27. Parutin K.A., Shaidullin S.M., Remizova V.A., Kozlov P.V. Development of the composition of a cement matrix for immobilization of alkaline highly active waste of radiochemical production. *Cement and its application*, 2023, no. 2, pp. 65–71. (In Russ.)
28. Slyunchev O.M., Kozlov P.V., Medvedev G.M., Rovny S.I. Immobilization of highly active cesium-containing waste into a cement matrix. *The Fifth Russian Conference on Radiochemistry. Radiochemistry-2006*. Dubna, October 23–27, 2006. pp. 255. (In Russ.)
29. *Decree of the Government of the Russian Federation No. 1069 dated October 19, 2012 "On Criteria for Classifying Solid, liquid and gaseous Wastes as radioactive Waste, criteria for classifying radioactive waste as special radioactive waste and as Disposed radioactive Waste and Criteria for classifying disposed radioactive waste"*. Moscow, 2012. 21 p. (In Russ.)

Information about the authors

Kirill A. Feoktistov, Process Engineer, Production Association “Mayak”, 31, Lenin avenue, Ozersk, 456784, Russian Federation; feoktistov-ka@yandex.ru; <https://orcid.org/0009-0007-0505-463X>

Daria V. Markova, Process Engineer, Production Association “Mayak”, 31, Lenin avenue, Ozersk, 456784, Russian Federation; dvmarkova@mail.ru

Sergey M. Shaydullin, Head of the Group, Production Association “Mayak”, 31, Lenin avenue, Ozersk, 456784, Russian Federation; shaidullinsergey@yandex.ru; <https://orcid.org/0000-0003-1764-2491>

Pavel V. Kozlov, Cand. Sc., Associate Professor, Head of the Research Laboratory, Production Association “Mayak”, 31, Lenin avenue, Ozersk, 456784, Russian Federation; kozlov_pavel@inbox.ru

Rashid Ya. Akhtyamov, Cand. Sc., General Director, LLC UralNIStrom, p/o box 5177, Chelyabinsk, 454047, Russian Federation; lab@2170812.ru

Renat M. Akhmedyanov, Cand. Sc., Deputy General Director for Research, LLC UralNIStrom, p/o box 5177, Chelyabinsk, 454047, Russian Federation; lab@2170812.ru

Received: 19.06.2024

Revised: 29.01.2025

Accepted: 08.04.2025