

Проблемні питання щодо кількості і властивостей осклованих високоактивних відходів, що повертаються в Україну

Ольховик Ю. О.

ДУ Інститут геохімії навколишнього середовища
НАН України, м. Київ, Україна

ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-5653-2370>

Обґрунтування безпеки довгострокового зберігання і наступного захоронення осклованих високоактивних відходів (ВВВ), що повертаються в Україну, має базуватись на достовірній інформації щодо їх фізико-хімічних характеристик, що включають не тільки радіонуклідний склад, але і прогнозовану еволюцію властивостей Na-Al-P скла в умовах довгострокового можливого впливу несприятливих факторів. Зазначено невідповідність значень дозових коефіцієнтів, які згідно з нормативами «ДП НАЕК «Енергоатом» мають використовуватись для обчислень кількості високоактивних відходів, що повертаються в Україну після технологічного зберігання та переробки відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) ВВЕР-440, з нормативними вимогами країни-постачальника осклованих ВВВ. Також потребує критичного перегляду кількісні оцінки надходження трансуранових радіонуклідів і технецію-99 у скляну матрицю. Розглянуто можливість виникнення невизначеності щодо структурної однорідності скляної матриці внаслідок недооцінки процесів розтріскування і кристалізації, які виникають в упаковці при охолодженні натрій-алюмофосфатного скла. Наявність значної кількості оксидів рідкоземельних елементів у натрій-алюмофосфатному склі сприяє його кристалізації при повільному охолодженні з утворенням монацита. Зазначені явища можуть призвести до часткового перетворення аморфного скла на кристалічну фазу, що супроводжується збільшенням швидкості вилуговування компонентів на 1–2 порядки. При формуванні технічних вимог до осклованих ВВВ, що мають повертатися в Україну слід наполягати на наданні експериментально визначених параметрів структурної однорідності скляних блоків. Підкреслено необхідність отримання експериментально визначених із застосуванням методик прискореного самоопромінення параметрів радіаційної стійкості натрій-алюмофосфатної матриці під впливом дози, що може накопичитись за період 100 тисяч років.

Ключові слова: оскловані високоактивні відходи, дозовий коефіцієнт, кристалізація

© Ольховик Ю. О., 2019 р.

Починаючи з 1986 року, відпрацьоване ядерне паливо ВВЕР-440 Рівненської АЕС відправлялося на зберігання та переробку на Федеральне державне унітарне підприємство «ВО «Маяк». Після набуття незалежності за період з 1993 по 2008 роки з України на переробку було вивезено 2899 тепловиділяючих збірок, що містили 332,420 т «важкого металу» [1].

Кількість утворених при переробці високоактивних відходів, що повертатимуться в Україну у вигляді натрій-алюмофосфатного скла, розраховується за документом СОУ-Н ЯЕК 1.027:2010 «Методика розрахунку кількості високоактивних відходів, що повертаються в Україну після технологічного зберігання та переробки партії ВТВЗ ВВЕР-440» (надалі Методика) [2].

Будівництво сховища на майданчику комплексу «Вектор» ДСП «ЦППРВ» ДК УкрДО «Радон» для проміжного довгострокового (до 100 років) зберігання осклованих ВВВ від переробки ВЯП ВВЕР-440 передбачено Загальнодержавною цільовою екологічною програмою поводження з радіоактивними відходами. В подальшому ці ВВВ будуть розміщені у геологічному сховищі для захоронення. Станом на кінець 2017 року розроблено техніко-економічне обґрунтування та проект цього сховища (накази Державного агентства України з управління зоною відчуження від 01.07.2016 р. № 81 та від 25.07.2017 р. № 98). Розпорядженням Кабінету міністрів від 16.05.2018 р. № 331-р передбачене фінансування будівництва і введення в експлуатацію об'єктів та інфраструктури, необхідних для прийняття у власність держави на довгострокове зберігання з наступним захороненням осклованих високоактивних відходів від переробки відпрацьованого ядерного палива, які повертаються з Російської Федерації (РФ) у розмірі 86,27 млн. грн. [3] при загальній вартості об'єкту у 389 млн. грн.

Таким чином, в Україні почато практичну реалізацію заходу із створення сховища для довгострокового зберігання осклованих ВВВ, експлуатація якого має забезпечити захист людини та навколишнього природного середовища відповідно до вимог з радіаційного захисту, із урахуванням характеристик і ступеню небезпеки зазначених РАВ.

Обґрунтування безпеки довгострокового зберігання і наступного захоронення зазначених осклованих ВВВ має базуватись на достовірній інформації щодо їх фізико-хімічних характеристик, що включають не тільки радіонуклідний склад, але і прогнозовану еволюцію властивостей Na-Al-P скла в умовах довгострокового можливого впливу несприятливих факторів (температура, підземні води, радіаційний фактор тощо).

Наразі характеристика осклованих ВВВ, наведена у Методиці, обмежується мінімальним переліком параметрів, необхідних для забезпечення експлуатаційної безпеки їх зберігання та транспортування.

З точки зору майбутнього обґрунтування безпеки довгострокового зберігання і захоронення при аналізі Методици та наявної у відкритому доступі інформації виникає ряд проблемних питань, відповіді на які потрібні при плануванні технічних рішень щодо захоронення зазначених відходів.

Перша група питань пов'язана із розрахунками кількості високоактивних відходів, що повертаються в Україну після переробки ВЯП ВВЕР-440:

1. В Методиці для розрахунку кількості високоактивних відходів, що повертаються в Україну, використані так звані «дозові коефіцієнти радіонуклідів для перорального

надходження»*, чисельні значення яких наведені за публікацією МАГАТЕ [4]. Слід зазначити, що у наступні роки з'явилися нові публікації Міжнародної комісії з радіологічного захисту (Публікації 100,103,107), які містять оновлені моделі травної системи людини, оновлені характеристики радіонуклідів тощо. Оновлений також основоположний документ МАГАТЕ у сфері регламентації радіаційного захисту [5]. Таким чином, чисельні значення дозових коефіцієнтів, що використані у Методиці, мають бути переглянуті і порівняні з відповідними значеннями доз на одиницю перорального надходження за НРБУ-97 [6].

2. Водночас наказом Федеральної служби РФ по екологічному, технологічному і атомному нагляду від 30.12.2013 р. № 655 визначено, що при транспортуванні продуктів переробки ВЯП до держави-постачальника значення дозових коефіцієнтів слід приймати за документом «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)» [7].

Вищезазначені документи помітно відрізняються між собою за наведеними у них значеннями дозових коефіцієнтів — таблиця 1. Відповідно відрізнятимуться результати розрахунків кількості і активності відходів, що в результаті повернення мають надійти у сховища комплексу «Вектор». Зазначимо, що значення дозових коефіцієнтів НРБ-99/2009 для більшості радіонуклідів перевищують ті, які застосовувалися в Методиці [1] і використання вимог НРБ-99/2009 призведе до зменшення розрахункової кількості ВАВ, що будуть повертатися в Україну.

Таблиця 1. Порівняння значень дозових коефіцієнтів

Радіонуклід	Період напіврозпаду $T_{1/2}$, роки	Дозовий коефіцієнт, пероральний, Зв/Бк	
		Методика [2]	НРБ-99/2009 [7]
Sr-90	29,1	$2,8 \times 10^{-8}$	$8,0 \times 10^{-8}$
Cs-137	30,0	$1,3 \times 10^{-8}$	$1,3 \times 10^{-8}$
Cm-244	18,1	$1,2 \times 10^{-7}$	$2,9 \times 10^{-7}$
Pu-240	$6,54 \times 10^3$	$2,5 \times 10^{-7}$	$4,2 \times 10^{-7}$
Am-243	$7,38 \times 10^3$	$2,0 \times 10^{-7}$	$3,7 \times 10^{-7}$
Pu-239	$2,41 \times 10^4$	$2,5 \times 10^{-7}$	$4,2 \times 10^{-7}$
Pu-241	14,4	$4,8 \times 10^{-9}$	$4,8 \times 10^{-9}$
Am-241	$4,32 \times 10^2$	$2,0 \times 10^{-7}$	$3,7 \times 10^{-7}$
Pu-238	87,7	$2,3 \times 10^{-7}$	$4,0 \times 10^{-7}$

3. За Методикою технологічна схема заводу з переробки ВЯП забезпечує надходження ізотопів Pu і ^{99}Tc в оскловані ВАВ в кількості, що складає 0,14 % і менше 1 % відповідно від вихідного вмісту в опромінену ядерному паливі ВВЕР-440. Зазначені коефіцієнти використовуються при відповідних розрахунках активності осклованих ВАВ. Одночасно у публікаціях, присвячених експлуатації керамічного плавника на ВО «Маяк»,

* Використовується Міжнародною комісією з радіологічного захисту у якості синоніма «دوزи на одиницю надходження». В нормативних документах України зазначений термін відсутній.

наведені відмінні оцінки надходження трансуранових радіонуклідів і технецію-99 у скляну матрицю [8]. Якщо надходження мінорних актинідів Am і Cm у оскловані ВАВ оцінюється практично у 100 %, то для Pu воно складає 0,5 %. Для міграційноздатного ^{99}Tc , який має період напіврозпаду $2,1 \times 10^5$ років і в далекому майбутньому буде визначати дозові навантаження у разі міграції із сховища, надходження залежить від умов роботи плавника і досягає до 50 % від вихідного вмісту у ВЯП [9]. Таким чином, коефіцієнти надходження радіонуклідів, які є важливими з точки зору довгострокової безпеки захоронення осклованих ВАВ, мають бути підтверджені реальними вимірами на ВО «Маяк».

Інша група питань стосується радіонуклідного складу, питомої активності окремих радіонуклідів та фізико-хімічних особливостей, притаманних високоактивним відходам у вигляді натрійалюмофосфатного скла. Відомо, що технологія переробки ВЯП на заводі регенерації палива РТ-1 ФДУП «ВО «Маяк» заснована на змішуванні ядерних матеріалів, що мають різне походження, із наступним включенням суміші осколкових нуклідів і мінорних актинідів, що утворилася при розчиненні ядерного палива, в скляну матрицю.

1. Розрахунки вказують, що у перші триста років після утворення осклованих ВАВ найбільше енерговиділення пов'язане із осколковими радіонуклідами ^{137}Cs і ^{90}Sr . Але застосування у Методиці умови рівності на момент повернення ВАВ еквівалентів активності продуктів поділу може привести до недооцінки дійсного вмісту зазначених радіонуклідів і, таким чином, до неадекватної оцінки енерговиділення у сховищі. Потрібно мати реальні дані щодо активності ^{137}Cs і ^{90}Sr в упаковках осклованих ВАВ.

Ізотопний склад осклованих ВАВ формується шляхом змішування рідких відходів від переробки ВЯП різного походження — від реакторів ВВЕР-440, судово-транспортних реакторів (СТУ) і дослідних реакторів (ДР) з великим збагаченням урану, а також від реакторів на швидких нейтронах (БН), які відрізняються співвідношенням і питомою активністю ізотопів урану і трансуранових елементів. В середньому за рік діапазон змін кількості ВТВЗ різного типу, що надходять на переробку, складає: ВВЕР-440 — від 55,4 до 98,0 %; БН-350, 600 — від 0,0 до 34,5 %; ДР — від 0,0 до 2,6 %; СТУ — від 0,8 до 12,9 %. Доля українського ВЯП у формуванні осклованих ВАВ не перевищує 12 % [10].

Так звана еквівалентність активності актиноїдів, що використовується у Методиці, не дає змоги отримати наближені до реального стану дані щодо ізотопного складу плутонію, америцію, кюрію у осклованих ВАВ від переробки ВЯП ВВЕР-440 Рівненської АЕС. Внаслідок відсутності цих даних неможливо розрахувати енерговиділення упаковок, що викликає додаткову невизначеність щодо вимог до інженерних бар'єрів при довгостроковому зберіганні і захороненні осклованих ВАВ.

2. Склоподібні матеріали термодинамічно нестійкі і під впливом температури мають здатність до формування кристалічних фаз, які цілком вірогідно можуть утворитися при повільному охолодженні натрійалюмофосфатного скла, що розливається у бідони при температурі 1000 °С. Після розчинення ВЯП і екстракційного відділення урану і плутонію у високоактивних відходах концентрується значна кількість рідкоземельних елементів (РЗЕ), вміст їхніх оксидів у осклованих ВАВ досягає

до 10 % [11]. Зазначено, що наявність до 5 % оксидів РЗЕ у натрій-алюмофосфатному склі сприяє його кристалізації при повільному охолодженні з утворенням фаз фосфотридіміта і монацита [12].

3. Крім того, повільне зниження температури у бідоні підтримується за рахунок енерговиділення осколкових радіонуклідів. Залежно від умов охолодження температура матриці під час тимчасового зберігання може досягати 300-400 °С. Це явище може призвести до часткового перетворення аморфного скла на кристалічну фазу, що супроводжується збільшенням швидкості вилугування компонентів на 1–2 порядки. Це зауваження ще більш слушне у разі використання для розміщення осклованих ВАВ замість сталевих бідонів із нержавіючої сталі, яка має низьку теплопровідність і таким чином забезпечить продовжений термін наявності високотемпературної зони у центрі бідона з можливістю формування кристалічних фаз.

4. При розливі розплаву скла у бідони діаметром 600 мм формується градієнт між центром скляного блоку і його поверхнею, що може призвести до утворення тріщин і до збільшення площі вірогідного контакту з підземними водами. Зазначене розтріскування підвищує масштаби вилугування радіонуклідів із скляної матриці. Сполучення тріщинуватості скляного блоку і кристалізації натрійалюмофосфатної матриці, розміщеної у геологічному сховищі, в умовах вірогідного контакту з нагрітими за рахунок енерговиділення захоронених високоактивних відходів підземними водами, може призвести до швидкого виходу за межі сховища осколкових і трансуранових радіонуклідів, міграція яких може відбуватись як у іонній, так і в колоїдній формі.

Наразі не існує доказів однорідності структури скляних блоків (відсутність тріщин або каверн, наявність кристалічних фаз), утворених при розміщенні скляного розплаву у сталевих бідонах, хоча вимога контролю структурної стабільності висувається навіть до прийняття кондиційованих РАВ у приповерхнєве сховище.

5. Самопромінення від розпаду радіонуклідів, що входять до складу осклованих ВАВ, може вплинути на еволюцію мікроструктури, фазову стабільність і термодинамічні властивості матриці. Джерелом радіаційного впливу на натрійалюмофосфатну скляну матрицю є бета-розпад продуктів поділу (наприклад, ^{137}Cs і ^{90}Sr) і альфа-розпад актиноїдів (U, Np, Pu, Am і Cm), які входять до складу відходів. На жаль, наявні публікації щодо властивостей осклованих ВАВ, утворених із застосуванням плавника на ВО «Маяк», не містять даних щодо можливих змін структури, швидкості вилугування продуктів поділу і актиноїдів, щільності скла і таке інше при накопиченні доз самопромінення, які можуть бути отримані матрицею протягом часу, достатнього для досягнення безпечного рівня активності довгоживучих радіонуклідів.

Відповіді на вищезазначені проблемні питання щодо властивостей осклованих ВАВ від переробки ВЯП ВВЕР-440 Рівненської АЕС і ВЯП ВВЕР-1000 на ФДУП «ГХК», важливих для оцінки безпеки захоронення, потрібно отримати від виробника цих матеріалів з огляду на проектування в РФ підземної дослідної лабораторії для вивчення особливостей захоронення осклованих ВАВ від переробки ВЯП. Це дозволить виключити необхідність додаткового кондиціонування ВАВ після їх повернення в Україну, що може потребувати значних фінансових витрат.

Висновки

1. Необхідна актуалізація Методики розрахунку кількості високоактивних відходів, що повертаються в Україну після технологічного зберігання та переробки партії ВТВЗ ВВЕР-440, оскільки розрахункова кількість ВАВ, що будуть повертатися в Україну, визначається сумою добуток активності радіонуклідів саме на дозові коефіцієнти при пероральному надходженні і кінцевий результат залежить від застосованих величин.

2. При формуванні технічних вимог до осклованих ВАВ, що мають повертатися в Україну після технологічного зберігання та переробки ВЯП ВВЕР-440, слід наповняти на наданні:

- експериментально визначених параметрів структурної однорідності скляних блоків, розміщених у бідонах;
- експериментально визначених із застосуванням методик прискореного самопромінення параметрів радіаційної стійкості натрійалюмофосфатної матриці під впливом дози, що може накопичитись за період 100 тисяч років.

Список використаної літератури:

1. Анализ организации и эффективности работ по выполнению действующих международных обязательств Российской Федерации, связанных с вывозом, хранением и переработкой облученного ядерного топлива зарубежных ядерных реакторов: Подготовлен Правительством Российской Федерации во исполнение поручения Президента Российской Федерации от 14.02.2002 года № Пр-251. — URL: <http://nuclearno.ru/text.asp?3317>
2. Методика расчета количества высокоактивных отходов, возвращаемых Украине после технологического хранения и переработки партии ОТВС ВВЭР-440»: СОУ-Н ЯЕК 1.027:2010. К. : Минтопэнерго, 2010. 61 с.
3. Кабінет Міністрів України. Розпорядження від 16 травня 2018 р. № 331-р «Про виділення у 2018 році коштів Міністерству екології та природних ресурсів». — URL: <https://www.kmu.gov.ua/ua/npas/pro-vidilennya-u-2018-roci-kosh>
4. International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiations and for the Safety of Radiation Sources. IAEA Safety Series No. 115. 2003.
5. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. General Safety Requirements. International Atomic Energy Agency. Vienna. 2014.
6. Державні гігієнічні нормативи: Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97). Затвердж. постановою Головного державного санітарного лікаря України від 1.12.1997 № 62.
7. НРБ-99/2009 — Нормы радиационной безопасности. Утверждены постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 07.07.2009 N 47.
8. Копырин А. А., Карелин А. И., Карелин В. А. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива: учеб. пособие для вузов. М. : ЗАО «Издательство Атомэнергоиздат», 2006. 576 с.
9. Демин А. В., Матюнин Ю. И., Поляков А. С. Локализация элементов платиновой группы и технеция при отверждении жидких ВАО с получением фосфатных и боросиликатных материалов: реферат. *Материалы 4-й ежегодной научно-технической конференции Ядерного общества*. Нижний Новгород, ВНИИНМ, 1993.
10. Ольховик Ю.А. Балансовая оценка формирования остеклованных высокоактивных отходов при переработке отработанного ядерного топлива ВВЭР-440 Ровенской АЭС. *Ядерная энергетика та довілля*. 2014. № 1(3). С. 24–27.
11. Crum J. V., Vienna J. D. Environmental Issues and Waste Management Technologies in the Materials and Nuclear Industries XII. *Ceram. Trans.* 2008. V. 207. P. 3–8.

12. Стефановский С. В., Стефановская О. И., Семенова Д. В. Фазовый состав и структура стекломатериалов на натрий-алюмофосфатной основе, содержащих оксиды редкоземельных элементов. *Радиоактивные отходы*. 2018. № 1 (2). С.97–101.

References

1. Analysis of the organization and efficiency of activities on compliance with current international obligations of the Russian Federation related to import, storage and processing of irradiated nuclear fuel of foreign nuclear reactors. Prepared by the Government of the Russian Federation in pursuance of Order of the President of the Russian Federation No. Pr-251 dated 14 February 2002. Retrieved from: <http://nuclearno.ru/text.asp? 3317>
2. Method of calculating quantity of high-level waste returned to Ukraine after technological storage and processing of VVER-440 SFA. SOU-N YaEK 1.027:2010, Kyiv, Ministry of Fuel and Energy, 2010, 61 p.
3. Cabinet of Ministers of Ukraine. Order No. 331-r of 16 May 2018 "On the allocation of funds to the Ministry of Ecology and Natural Resources in 2018". Retrieved from: <https://www.kmu.gov.ua/en/npas/pro-vidilennya-u-2018- roci-kosh>
4. International basic safety standards for protection against ionizing radiations and for the safety of radiation sources. IAEA Safety Series No. 115, 2003.
5. Radiation protection and safety of radiation sources. International Basic Safety Standards. General Safety Requirements. International Atomic Energy Agency. Vienna, 2014.
6. State health and safety standards, radiation safety standards of Ukraine (NRBU-97). Approved by the Resolution of Chief State Medical Doctor of Ukraine No. 62 dated 1 December 1997, Kyiv, 1997, 121 p.
7. *Radiation safety standard (NRB-99/2009)*. Approved by the Resolution of the Chief State Medical Doctor of the Russian Federation No. 47 of 7 July 2009.
8. Kopyrin, A., Karelin, A., Karelin, V. (2006). Nuclear fuel production and radiochemical processing technology. *Atomenergizdat Publishing House*, 576.
9. Demin, A., Matyunin, Yu., Polyakov, A. (1993). Localization of platinum group elements and technetium during the liquid HLW solidification with obtaining phosphate and borosilicate materials. *Proceedings of the 4th Annual Scientific and Technical Conference of the Nuclear Community, VNIINM*.
10. Olkhovyk, Yu. (2014). Balance assessment of vitrified high-level waste formation during the reprocessing of Rivne NPP VVER-440 SNF. *Nuclear Energy and Environment*, 1(3), 24–27.
11. Crum, J., Vienna, J. (2008). Environmental issues and waste management technologies in the materials and nuclear industries XII. *Ceram. Trans.*, V. 207, 3–8.
12. Stefanovsky, S., Stefanovskaya, O., Semenova, D. (2018). Phase composition and structure of glassy materials on sodium aluminophosphate basis containing rare earth oxides. *Radioactive Waste*, 1(2), 97–101.

Проблемные вопросы о количестве и свойствах осклованных высокоактивных отходов, возвращаемых в Украину

Ольховик Ю.А.

ГО Институт геохимии окружающей среды НАН Украины, г. Киев, Украина

Обоснование безопасности долгосрочного хранения и последующего захоронения возвращаемых в Украину осклованных высокоактивных отходов (ВАО) должно базироваться на достоверной информации относительно их физико-химических характеристик, которые включают не только радионуклидный состав, но и прогнозируемую эволюцию свойств Na – Al – P стекла в условиях долгосрочного возможного влияния неблагоприятных факторов. Отмечено несоответствие значений дозовых коэффициентов, которые согласно нормативам ДП НАЭК Энергоатом должны использоваться для вычислений количества

высокоактивных отходов, которые возвращаются в Украину после технологического хранения и переработки отработанного ядерного топлива ВВЕР-440, с нормативными требованиями страны-поставщика осклованных ВАО. Также нуждается в критическом пересмотре количественные оценки поступления трансурановых радионуклидов и технеция-99 в стеклянную матрицу. Рассмотрена возможность возникновения неопределенности относительно структурной однородности стеклянной матрицы в результате недооценки процессов растрескивания и кристаллизации, которые возникают в упаковке при охлаждении натрий-алюмофосфатного стекла. Наличие значительного количества оксидов редкоземельных элементов в натрий-алюмофосфатном стекле способствует его кристаллизации при медленном охлаждении с образованием монацита. Отмеченные явления могут привести к частичному превращению аморфного стекла в кристаллическую фазу, что сопровождается увеличением скорости выщелачивания компонентов на 1–2 порядка. При формировании технических требований к возвращаемым в Украину осклованным ВАО следует настаивать на предоставлении экспериментально определенных параметров структурной однородности стеклянных блоков. Подчеркнута необходимость получения экспериментально определенных с применением методик ускоренного самооблучения параметров радиационной стойкости натрий-алюмофосфатной матрицы под воздействием дозы, которая может накопиться за период 100 тысяч лет.

Ключевые слова: осклованные высокоактивные отходы, дозовый коэффициент, кристаллизация

Problematic Issues Regarding the Quantity and Properties of Vitrified High-Level Waste Returning to Ukraine

Olkhovyk Yu.

Institute of Environmental Geochemistry, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine

Safety justification of long-term storage and further disposal of vitrified high-level waste returning to Ukraine shall be based on reliable information about their physical and chemical characteristics, which include not only the radionuclide composition, but also the estimated evolution of Na-Al-P glass properties in the conditions of potential long-term effect of unfavorable factors. The paper indicates an inconsistency of dose coefficients, which according to the Energoatom standards shall be used to calculate the amount of high-level waste returning to Ukraine after storage and processing of VVER-440 spent nuclear fuel, with the regulatory requirements of the country supplying vitrified high-level waste. The quantitative assessment of transuranium radionuclides and technetium 99 entering the glass matrix also requires a critical review. The research considered the possibility of uncertainty related to the structural homogeneity of a glass matrix due to the underestimation of cracking and crystallization processes that occur in the package in sodium-aluminophosphate glass cooling. The presence of a large number of rare-earth oxides in sodium-aluminophosphate glass contributes to its crystallization in slow cooling with monazite formation. These phenomena can lead to a partial conversion of amorphous glass into a crystalline phase accompanied by 1–2 order increase in the velocity of leaching of elements. When developing technical requirements for vitrified high-level waste returning to Ukraine, it is necessary to insist on the provision of experimentally determined parameters of the structural homogeneity of glass blocks. There is a need for obtaining experimentally defined parameters of radiation resistance of a sodium-aluminophosphate matrix under the influence of a dose that can be accumulated over a period of 100 years using accelerated self-radiation methods.

Keywords: vitrified high-level waste, dose coefficient, crystallization

Отримано 12.03.2019