Y. Rudychev, Yu. Olkhovyk / *Geochemistry of Technogenesis* 5 (2021) 100-104

УЗЗК зображена на рис. 1. Також на рис. 2 та 3 представлено розташування детекторів, тобто областей

простору, де безпосередньо розраховувались потужності експозиційної дози.

Таблиця 1. Технічні характеристики контейнера УЗЗК

Tabl.1 Characteristics of the UZZK container

Габаритні розміри контейнера, мм	1950×1950×1505
Внутрішні розміри контейнера, мм	1500×1500×1000
Габаритні розміри кришки, мм	1580×1580×200
Маса порожнього контейнера, т	8,0
Маса кришки, т	1,2
Товщина стінок, мм	200
Марка бетону	B40W6-8P200
Густина бетону, кг/м ³	2300

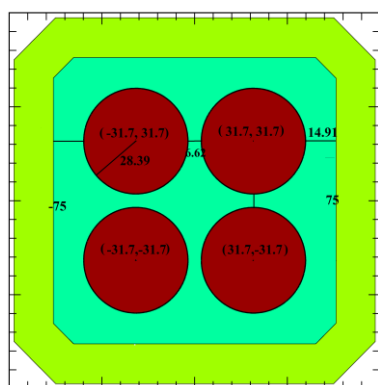


Рис. 1. Схема розташування 4 циліндричних контейнерів об'ємом 200 л із позначенням відстані між ними всередині контейнера УЗЗК

Fig. 1. Scheme of placing of 4 cylindrical 200-litre containers with indication of the distance between them inside the UZZK container

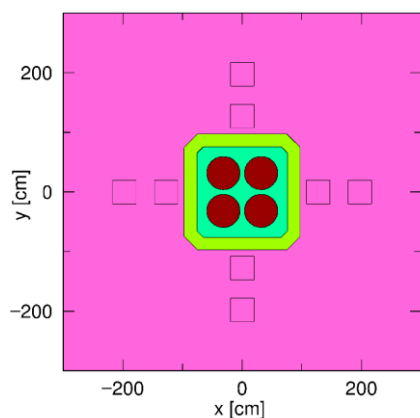


Рис. 2. Схема УЗЗК з розташуванням детекторів розріз у площині Z на висоті 100 см

Fig. 2. Scheme of the UZZK container with detectors. Section in the Z plane at a height of 100 cm

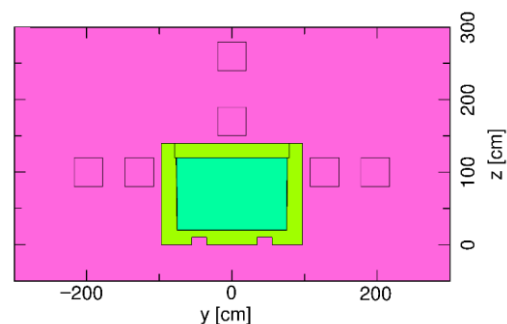


Рисунок 3. Схема УЗЗК з розташуванням детекторів розріз у площині X на X=0

Fig. 3. Scheme of the UZZK container with detectors. Section in the X plane at X = 0

У моделі враховувались 4 металеві бочки зі сталі товщиною 3,9 мм, які заповнені сольовим плавом з густиною 2,0 кг/дм³ і розташовані у середині УЗЗК. Залишок внутрішнього простору було заповнено матеріалом лужного цементу (див рис. 1), де розглянемо 2 варіанти: перший варіант передбачає заповнення пустот продуктом кондиціонування кубового залишку у вигляді лужного цементу із соленаповненням 25%, тоді як другий варіант включення радіоактивних солей у лужний цемент не передбачав.

При розрахунках дози на стінках УЗЗК детектори розташовані на висоті 100 см на відстані 30 см та 1 м від стінок контейнеру та на відстані 30 см та 1 м від кришки контейнеру. Детектори представлені у вигляді кубічних об'ємів 40×40×40 см, і доза розраховується як середнє значення потужності експозиційної дози у цих об'ємах.

Беручи до уваги, що СП почав утворюватися на АЕС України з 1987 року, виконано декілька варіантів розрахунків з огляду на відмінність у радіонуклідному складі «свіжого» і «втриманого» соляного плаву внаслідок помітної різниці у швидкості напіврозпаду основних радіонуклідів.

Таблиця 2. Характеристика основних радіоізотопів, присутніх у СП

Table 2. Characteristics of the main radioisotopes present in the salt melt

Ізотоп	Середня енергія γ -кванта, Мев	Період напіврозпаду, роки
^{137}Cs	0,66	30
^{134}Cs	0,70	2,06
^{60}Co	1,25	5,27

Слід відзначити можливість значних варіацій щодо питомої активності СП і співвідношення радіонуклідів подільного (^{137}Cs , ^{134}Cs) і корозійного (^{60}Co) генезису, що обумовлюється індивідуальними особливостями режиму експлуатації. При розрахунках ми користувалися даними щодо радіонуклідного складу СП, наведеними у [2,4,5].

Усього виконано 4 варіанти розрахунків, які охоплюють можливі діапазони питомої активності і ізотопного складу, притаманні реальному СП, що утворюється на АЕС.

Варіант 1. Ізотопний склад СП - 100% Cs-137, питома активність 5Е7 Бк/кг.

а) Сумарна активність СП у 4 бочках складає 6,5Е10 Бк, пустоти усередині УЗЗК заповнені лужним цементом з густиною 2,3 кг/дм³. У такому разі ПЕД від кришки складає 2,38 мкЗв/год і 1,2 мкЗв/год на відстані 30 см і 100 см відповідно. Для бокових стінок УЗЗК ПЕД складає 1,26 мкЗв/год і 0,68 мкЗв/год на відстані 30 см і 100 см відповідно.

б) Сумарна активність СП у 4 бочках складає 6,5Е10 Бк, пустоти усередині УЗЗК заповнені продуктом кондиціонування кубового залишку у вигляді лужного цементу густиною 2,3 кг/дм³ із соленаповненням 25% (800 кг солей) сумарною активністю 4,0Е10 Бк. Для цієї упаковки ПЕД від кришки складає 34,14 мкЗв/год і 17,91 мкЗв/год на відстані 30 см і 100 см відповідно, тоді як для бокових стінок УЗЗК ПЕД складає 22 мкЗв/год і 9,78 мкЗв/год на відстані 30 см і 100 см.

Варіант 2. Базуючись на результатах вимірювань активності реальних зразків СП, отриманих у 1991-1992 роках на ХАЕС [2], розраховано величини ПЕД у разі наступного ізотопного складу: 75,2% Cs-137,

24% Cs-134, 0,8% Co-60 і сумарній питомій активності 6,65Е7 Бк/кг.

а) Активність соляного плаву у 4 бочках складає 8,65Е10 Бк, пустоти усередині УЗЗК заповнені лужним цементом з густиною 2,3 кг/дм³.

б) Активність соляного плаву у 4 бочках складає 8,65Е10 Бк (1300кг), пустоти усередині УЗЗК заповнені продуктом кондиціонування кубового залишку у вигляді лужного цементу густиною 2,3 кг/дм³ із соленаповненням 25% (800 кг солей) сумарною активністю 5,33Е10 Бк. Розраховані значення ПЕД наведено у таблиці 3.

Варіант 3. Згідно з даними [5], доля Co-60 у сумарній активності свіжого СП може досягати до 20%, тому розраховано величини ПЕД у разі наступного ізотопного складу: 65% Cs-137, 15% Cs-134, 20% Co-60 і питомій активності 6,65Е7 Бк/кг. Як і в попередніх варіантах виконано розрахунки у разі заповнення пустот чистим лужним цементом та продуктом кондиціонування кубового залишку з аналогічним ізотопним складом (таблиця 3).

Варіант 4. Необхідно зазначити, що згідно роботи [4], питома активність соляного плаву може досягати екстремальних значень 10⁹ Бк/кг, тобто у 15 разів більше, ніж у вищенаведених розрахунках, і якщо брати найбільш небезпечний його склад, а саме 65% Cs-137, 15% Cs-134, 20% Co-60, то отримано наступні результати:

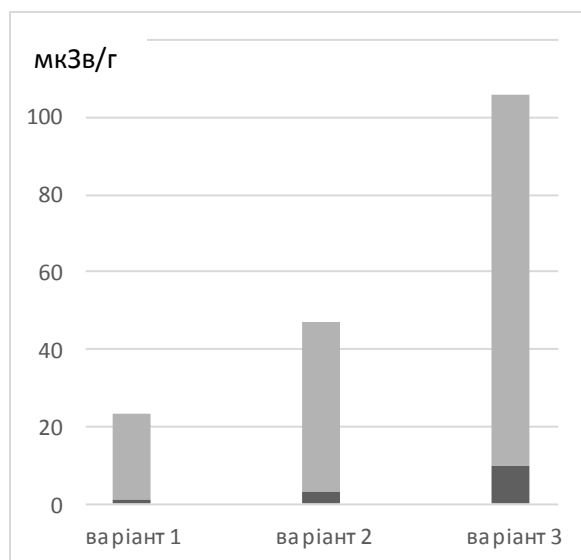
а) Сумарна активність СП у 4 бочках складає 1,3Е12 Бк. У разі заповнення пустот усередині УЗЗК чистим лужним цементом з густиною 2,3 кг/дм³ максимальні значення ПЕД від кришки і від бокової стінки на відстані 30 см не перевищують 265 мкЗв/год і 144,25 мкЗв/год відповідно, що відповідає нормам безпечного перевезення радіоактивних матеріалів. Водночас у разі заповнення пустот упаковки продуктом кондиціонування кубового залишку з аналогічним ізотопним складом розраховане значення ПЕД на відстані 30 см від кришки складає 2138 мкЗв/год, що неприйнятно з точки зору безпеки зберігання і транспортування (таблиця 3). Вимога неперевищення ПЕД 2 мЗв/год накладає жорстке обмеження на питому активність СП, яка для зазначеного ізотопного складу не повинна перевищувати 9,3Е8 Бк/кг.

Помітно, що незважаючи на те, що більша частина активності зосереджена у бочках всередині залізобетонного контейнера, значення ПЕД як для кришки, так і для бокової стінки переважно визначаються активністю, розподіленою в об'ємі лужного цементу, який заповнює пустоти упаковки (рис.4).

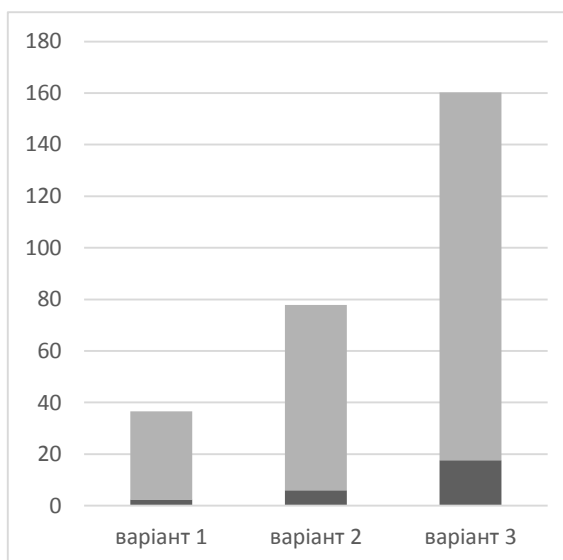
Таблиця 3. Розрахована потужність дози упаковки із сольовим плавом, мкЗв/год (кришка/бокова стінка)**Table 3.** Calculated dose rate of the package with salt melt, $\mu\text{Sv} / \text{h}$ (lid / side wall)

Відстань, см	Ізотопний склад сольового плаву, %					
	^{137}Cs - 100		^{137}Cs -75,2 ^{134}Cs -24 ^{60}Co -0,8		^{137}Cs -65 ^{134}Cs -15 ^{60}Co -20*	
	Соленоповнення,%					
	0	25	0	25	0	25
30	2,38 / 1,26	34,14 / 22	5,93 / 3,11	71,93 / 43,8	17,67 / 9,62	142,6 / 96,05
					265 / 144,2	2138/1441
100	1,2 / 0,68	17,91 / 9,78	2,88 / 1,64	37,52 / 19,26	8,27 / 4,85	72,87 / 42,99
					124,1/72,8	1093/644,9

* - курсивом наведено розрахункові дані для питомої активності 10^9 Бк/кг



а



б

Рис. 4. Розраховані значення ПЕД на відстані 30 см. А – бокова стінка, Б – кришка**Fig. 4.** Calculated EDR values at a distance of 30 cm, $\mu\text{Sv/h}$. A – side wall, B – cover

Таким чином, виконані розрахунки показали прийнятність запропонованого кондиціонування сольового плаву шляхом формування упаковки у складі 4 контейнерів типу КРО-200, універсального залізобетонного контейнера УЗЗК ТУ У 29.2-26444970-005 і заповнення пустот продуктом кондиціонування кубового залишку у вигляді лужного цементу із соленоповненням 25% з точки зору радіаційно-захисних властивостей.

З огляду на зміни у ОСПУ-2005 у частині класифікації СП і віднесення його до твердих РАВ [6], представлені результати свідчать про можливість імплементування реальний дій і заходів, спрямованих на звільнення заповнених сольовим плавом сховищ АЕС з передачею кондиційованого продукту на захоронення.

Література

1. Ю.О. Ольховик Перспективні схеми кондиціонування рідких радіоактивних відходів АЕС України. Ядерна енергетика та довідки. 2020. №3(18). С.48 – 56. doi:10.31717/2311-8253.20.3.6
2. Я.А. Жигалов, В.А. Пшеничний. Визначення коефіцієнта ослаблення потужності еквівалентної дози гамма-випромінювання матеріалом оболонки циліндричних контейнерів для тимчасового зберігання рідких радіоактивних відходів. Ядерна та радіаційна безпека. 2014. №1. С. 34-44.
3. Iwase H., Niita K., Nakamura T. Development of general-purpose particle and heavy ion transport Monte-Carlo code. J. Nucl. Sci. and Technol. 2002. V.39. p. 1142-1151. doi.org/10.1080/18811248.2002.9715305
4. С.В. Росновский, С.К. Булка Методология кондиционирования отвержденных радиоактивных отходов с применением контейнеров НЗК с хранением в легких хранилищах ангарного типа. Сборник трудов 8-й Международ-

ной научно-технической конференции "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР" (28-31 мая 2013 г., ОАО ОКБ "ГИДРОПРЕСС") [Электронный ресурс] URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/autorun/article136-ru.htm>

5. Rudychev V.G., Azarenkov N.A., Girka I.O., Rudychev D.V., Rudychev Y.V. Combined calculation of radiation from large-sized ground RW storage facilities on the basis of Monte-Carlo method. Problems of Atomic Science and Technology. 2019. #5, p. 69-74.

6. Наказ МОЗ України від 17.12.2020 № 2935 "Про внесення змін до Основних санітарних правил забезпечення радіаційної безпеки України"

References

1. Y. Olkhovik (2020). Yaderna enerhetyka ta dovkillya. V 3(18). pp. 48-56

2. Y.A. Zhyhalov, V.A Pshenychnyy (2014). Yaderna ta radiatsiyna bezpeka. V 1. pp. 34-44

3. Iwase H., Niita K., Nakamura T. Development of general-purpose particle and heavy ion transport Monte-Carlo code. J. Nucl. Sci. and Technol. 2002. V.39. p. 1142-1151.

4. S.V. Rosnovskiy, S.K. Bulka (2013). Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/autorun/article136-ru.htm>

5. V.G.Rudychev, N.A Azarenkov., I.O. Girka, D.V. Rudychev, Y.V. Rudychev. Problems of Atomic Science and Technology (2019). 5. pp. 69-74.

6. Order of the Ministry of Health of Ukraine dated 17.12.2020 № 2935 "On Amendments to the Basic Sanitary Rules for Radiation Safety of Ukraine"

RADIATION AND PROTECTIVE PROPERTIES OF CONTAINERS FOR NPPS' SALT MELT CONDITIONING IN UKRAINE

Y. Rudychev, Yu. Olkhovik

Y. Rudychev, PhD (Physics and Mathematics), Senior Researcher, National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", V.N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine, ORCID:0000-0002-1453-2062, rudychev@kipt.kharkov.ua

Yu. Olkhovik, D.Sc. (Technical Sciences), Head of Department, State Institution «The Institute of Environmental Geochemistry of National Academy of Sciences of Ukraine», ORCID:0000-0001-5653-2370, yolkhovik@ukr.net

Considering that the problem of liquid radioactive waste management of Ukrainian nuclear power plants with WWER reactors is still unresolved, it is noted that the current level of scientific achievements provides grounds for creating a technology for the salt melt (SM) disposal without its processing. Since the exposure dose rate (EDR) for barrels with SM can significantly exceed the value of 5 mSv/h, the radiation-protective properties of the hypothetical packaging for conditioning of the salt melt formed by placing radioactive waste (RW) in a reinforced concrete container and its immobilization are considered. Exposure dose rate simulation was performed using the PHITS software package (Japan). The calculations were performed for a packaging consisting of 4 barrels of SM, placed in a universal protective container UZZK. Variants with different radionuclide composition of the SM, due to the duration of exposure of the SM - from 100% ^{137}Cs to ^{137}Cs -65%, ^{134}Cs -15%, ^{60}Co -20%, are considered. The specific concentration of radionuclides was taken from $5\text{E}7$ to $1\text{E}9$ Bq/kg. There are also 2 options for filling the voids: the first option involves filling the voids with the conditioning product of the bottom residue in the form of alkaline cement with a saline content of 25%, while the second option does not include radioactive salts in alkaline cement. The calculations showed the acceptability of the proposed conditioning of the salt melt by forming a package of 4 KRO-200 containers, universal reinforced concrete container UZZK TU U 29.2-26444970-005 and filling voids with the product of conditioning of the bottom residue in the form of alkaline cement with salinity-protective properties. A necessary condition for the implementation of practical measures for the conditioning of the salt melt accumulated in WWER reactors, followed by transfer to landfills is the corresponding changes in OSPU-2005 in terms of classification of the SM and its classification as solid radwaste.

Keywords: salt melt, conditioning, alkaline cement, exposure dose rate, disposal packaging