

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT



Науково-технічний журнал

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

№ 1 (26) 2023

Співзасновники:

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій
Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України),
ДП «Державний науково-інженерний центр систем
контролю та аварійного реагування» (ДП «ДНІЦ СКАР»),
ГО «Українське ядерне товариство»

Виходить до 4 разів на рік

Свідectво про державну реєстрацію друкованого
засобу масової інформації Серія КВ № 23679-13519пр
від 20.12.2018 р.

Видання входить до затвердженого Департаментом
атестації кадрів МОН України переліку фахових видань
(Наказ Міністерства освіти і науки України
№ 1643 від 28.12.2019 р.)

Адреса редакції:

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій
НАН України,
03028, м. Київ, вул. Лисогірська, 12, тел.: (044) 525-24-72
E-mail: i.kutsyna@isnpp.kiev.ua

Затверджено до друку вченою радою ІПБ АЕС НАН України
(протокол № 5 від 22 червня 2023 р.)

Підписано до друку 29.06.2023. Формат 60×90 1/8
Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 10,25
Тираж 150 пр. Зам. № 289

Віддруковано ФОП Капінус Геннадій Миколайович,
04210, м. Київ, вул. Малиновського, 28, кв. 49.

Головний редактор

Носовський А. В., акад. НАН України, д-р техн. наук, проф.
(ІПБ АЕС НАН України)

Заступники головного редактора

Паскевич С. А., канд. біол. наук (ІПБ АЕС НАН України),
Масько О. М., канд. хім. наук (ДП «ДНІЦ СКАР»)

Редакційна колегія

Бондарьков М. Д., д-р техн. наук (ДНДУ «Чорнобильський
центр з проблем ядерної безпеки, радіоактивних відходів
та радіоекології»),
Борисенко В. І., д-р техн. наук (ІПБ АЕС НАН України),
Васильченко В. М., канд. техн. наук (ДП «ДНІЦ СКАР»),
Габелков С. В., д-р фіз.-мат. наук (ІПБ АЕС НАН України),
Дубковський В. О., д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),
Інюшев В. В., канд. техн. наук (ДП «ДНІЦ СКАР»),
Кравченко В. П., д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),
Корольов О. В., д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),
Куц В. М., канд. фіз.-мат. наук (ДП «ДНІЦ СКАР»),
Прістер Б. С., акад. УААН, д-р біол. наук, проф. (ІПБ АЕС
НАН України),
Протасов О. О., д-р біол. наук, проф. (Інститут гідробіоло-
гії НАН України),
Пишико Г. М., д-р хім. наук (ІКХХВ ім. А. В. Думанського
НАН України),
Рязанов В. В., д-р фіз.-мат. наук (ІЯД НАН України),
Талерко М. М., д-р техн. наук (ІПБ АЕС НАН України),
Шараєвський І. Г., д-р техн. наук (ІПБ АЕС НАН України),
Huatt N., PhD, BSc, проф. (Ун-т Шеффільда, Велика Британія),
Pretzsch G., Dr. (GRS, Німеччина),
Schillebeeckx P., Dr. (JRC, Бельгія),
Washiya T., Dr. (IAEA, Японія)

Відповідальні секретарі

Куцина І. В. (ІПБ АЕС НАН України),
Новосолов Г. М., канд. фіз.-мат. наук (ДП «ДНІЦ СКАР»)

Літературне редагування Троян Л. М. (ІПБ АЕС НАН України)
Комп'ютерна верстка Лютого А. О. (ІПБ АЕС НАН України)

© Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, 2023
© ДП «Державний науково-інженерний центр систем
контролю та аварійного реагування», 2023
© ГО «Українське ядерне товариство», 2023

ЗМІСТ

<i>В. І. Скалозубов, В. А. Кондратюк, О. А. Дорож, В. І. Філатов</i> Порівняльний метод кваліфікації систем безпеки ядерних енергоустановок з ВВЕР-1000 та AP1000	3
<i>К. В. Сімейко, С. В. Купріяничук, А. О. Синяговський</i> Технології та перспективні розробки одержання графіту (огляд).....	9
<i>О. В. Михайлов, В. М. Безмилов</i> Верифікація коефіцієнтів масштабування, призначених для радіологічної характеристики твердих радіоактивних відходів АЕС за методологією МАГАТЕ. Огляд сучасних підходів.....	24
<i>V. Ye. Khan, O. S. Lagunenکو, V. O. Krasnov, O. O. Odintsov, O. K. Kalynovskyi, V. M. Bezmylov, V. O. Kashpur, P. V. Sabenin, O. A. Svirid, A. V. Tkach, V. P. Kovalchuk</i> Radioactive aerosols in sub-reactor rooms of the Shelter object within conditions of the New Safe Confinement	35
<i>I. O. Коваленко, М. І. Панасюк, Н. В. Сосонна, Г. В. Левін, П. А. Люшня, Г. К. Роєнко, Л. А. Паламар, М. Г. Бузинний, І. Р. Онищенко</i> Вплив іонної сили розчину на формування підвищеної міграції ⁹⁰ Sr в підземних водах промислового майданчика Чорнобильської АЕС	47
<i>О. Г. Тищенко, В. П. Ландін, Н. М. Цидик, В. В. Мартиненко</i> Оцінка радіоекологічної ситуації для території природного заповідника «Древлянський» станом на 2023 р.....	55
<i>В. С. Гавриленко, І. В. Куцина, Д. І. Хвалін</i> Результати діяльності Інституту проблем безпеки атомних електростанцій НАН України у 2022 р.....	64
Правила для авторів	78

CONTENTS

<i>V. I. Skalozubov, V. A. Kondratiuk, O. A. Dorozh, V. I. Filatov</i> Comparative method of qualifying safety systems of nuclear power plants with VVER-1000 and AP1000	3
<i>K. V. Simeiko, S. V. Kupriianchuk, A. O. Syniahovskyi</i> Technologies and promising developments of graphite production (overview)	9
<i>O. V. Mykhailov, V. M. Bezmylov</i> Verification of scaling factors in radiological characterization of NPP solid radwaste using IAEA procedure. Overview of modern approaches.....	24
<i>V. Ye. Khan, O. S. Lagunenکو, V. O. Krasnov, O. O. Odintsov, O. K. Kalynovskyi, V. M. Bezmylov, V. O. Kashpur, P. V. Sabenin, O. A. Svirid, A. V. Tkach, V. P. Kovalchuk</i> Radioactive aerosols in sub-reactor rooms of the Shelter object within conditions of the New Safe Confinement	35
<i>I. O. Kovalenko, M. I. Panasiuk, N. V. Sosonna, G. V. Levin, P. A. Lushnia, G. K. Roienko, L. A. Palamar, M. G. Buzynnyi, I. P. Onyshchenko</i> Influence of ionic strength in the formation of increased migration of ⁹⁰ Sr in groundwater at the industrial site of the Chornobyl NPP.....	47
<i>O. H. Tyshchenko, V. P. Landin, N. M. Tsydyk, V. V. Martynenko</i> Assessment of the radioecological situation for the territory of the Drevlians nature reserve as of 2023	55
<i>V. S. Havrylenko, I. V. Kutsyna, D. I. Khvalin</i> The work results of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine in 2022	64
Author Guidelines	78

В. І. Скалозубов¹, В. А. Кондратюк², О. А. Дорож³, В. І. Філатов²

¹ Міжвідомчий центр фундаментальних наукових досліджень у галузі енергетики та екології НАН України, «Одеської політехніки» та Мінекології України, просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044, Україна

² Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», просп. Берестейський, 37, Київ, 03056, Україна

³ Навчально-науковий інститут енергетики «Одеської політехніки» та Мінекології України, просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044, Україна

Порівняльний метод кваліфікації систем безпеки ядерних енергоустановок з ВВЕР-1000 та АР1000

Ключові слова:
безпека,
метод кваліфікації ядерних
енергоустановок

Розроблено детерміністський метод аналізу умов безпеки ядерних енергоустановок різних типів. Метод оснований на співставленні забезпечення необхідних функцій безпеки критичними (мінімально допустимими) конфігураціями систем безпеки для управління аваріями. На основі розробленого методу визначено критерії та умови безпечної експлуатації (наприклад, критерій безпеки — максимальна температура оболонки твела; умова безпеки — неперевикнення максимальної проектної межі пошкодження твела (температури оболонки твела 1200 °С) ядерних енергоустановок з реакторами типу ВВЕР-1000 та АР1000 в аспектах функцій безпеки на аварійному підживленні та охолодженні активної зони реактора та парогенераторів. На основі встановлених відносних критеріїв та умов безпеки попередньо визначена необхідність додаткових модернізацій систем безпеки АР1000 для успішного забезпечення функцій безпеки з аварійного підживлення теплоносія / живильної води та охолодження активної зони реактора та парогенераторів.

Вступ

Уроки Фукусімської аварії визначають перспективність для підвищення безпеки ядерних енергоустановок (ЯЕУ) малої потужності (модульні реактори NuScale, SMR та інші) та великої потужності (АР1000), в яких управління аваріями відбувається пасивними системами безпеки (ПСБ), що є контурами природної циркуляції. За результатами імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ), основний імовірнісний критерій безпеки (частота пошкодження активної зони — ЧПАЗ) для таких ЯЕУ складає близько 10^{-6} – 10^{-7} 1/рік, що відповідає реакторам високого рівня безпеки (3+).

Але досвід експлуатації та уроки аварій визначають необхідність «обережно» ставитися до результатів ІАБ щодо оцінки рівня безпеки ЯЕУ, зокрема, з таких причин:

1. У більшості випадків визначальні імовірнісні показники ЧПАЗ недостатньо обґрунтовані. Зокрема, імовірність виникнення вихідної аварійної події з повним тривалим знеструмленням енергоблоків (аналог події на АЕС Fukushima-Daiichi) згідно з ІАБ ЯЕУ з ВВЕР-1000 оцінювалась близько 10^{-7} 1/рік, що визначило низький пріоритет таких аварій (в тому числі й щодо відповідних протиаварійних заходів). Але після Фукусімської аварії питання управління аварійними подіями з повним тривалим знеструм-

© В. І. Скалозубов, В. А. Кондратюк, О. А. Дорож, В. І. Філатов, 2023

ленням енергоблоків стало пріоритетним для всієї світової ядерної енергетики.

2. За результатами виконаного ІАБ, ЧПАЗ усіх енергоблоків АЕС Fukushima-Daiichi відповідала встановленим імовірнісним критеріям; але аварії та руйнівні парогазові вибухи з катастрофічними екологічними наслідками попередити не вдалось.

3. Один з основних уроків Фукусімської аварії — необхідність вважати, що в практичній діяльності з детерміністського аналізу безпеки розглядається мало ймовірних аварійних подій, які мають катастрофічні екологічні наслідки.

У представлений роботі розроблено детерміністський метод аналізу відносних рівнів безпеки на прикладі серійних енергоблоків ВВЕР-1000 та АР1000.

Аналіз літературних джерел

Чисельні результати аналізу безпеки ЯЕУ з ВВЕР-1000 імовірнісними та детерміністськими методами, отримані різними розрахунковими засобами (кодами) та користувачами кодів, дозволяють зробити висновки, описані в [1–14], та інші, зокрема:

1. Достатньо обґрунтовано критичні (мінімально допустимі) конфігурації систем безпеки, які забезпечують успішне виконання необхідних функцій безпеки для управління аварійними процесами в ВВЕР-1000.

2. ПСБ ВВЕР-1000 перших поколінь рівня безпеки не забезпечують неперевищення умови безпеки за граничною допустимою температурою оболонок твелів під час аварій з повним тривалим знеструмленням енергоблоків.

Для подібних аварій критичним для забезпечення умов безпечної експлуатації є підживлення парогенератора витратою живильної води, яка відповідає номінальній витраті одного аварійного живильного електронасоса (АЖЕН).

Мета роботи

Метою статті є розробка детерміністського методу аналізу відносних рівнів безпеки на прикладі серійних енергоблоків ВВЕР-1000 та АР1000.

Матеріали дослідження

Детерміністський метод аналізу відносних умов рівнів безпеки ЯЕУ. Цей метод оснований на співставленні критичних (мінімальних) конфігурацій систем безпеки (СБ) ВВЕР-1000/320 та АР1000, необхідних для забезпечення функцій безпеки підживлення/охолодження реактора/парогенераторів (ПГ) під час управління аваріями.

Склад СБ ВВЕР-1000/320 та АР1000 із забезпечення функцій безпеки підживлення та охолодження реактора/ПГ (ФБ) наведено в таблиці.

Склад систем безпеки ВВЕР-1000/320 та АР1000 для забезпечення функцій безпеки реактора/ПГ (СБ)

№	ВВЕР-1000/320	АР1000
1	Триканальна активна система аварійного введення бору високого тиску (ТQ 13): номінальна витрата в 1-му каналі — 150 м³/год; номінальний протитиск — 11,0 МПа; температура на вході в реактор — 20...60 °С	Двоканальна пасивна система природної циркуляції (ПЦ) аварійного підживлення реактора високого тиску (ПСБ-1)
2	Чотириканальна пасивна система аварійного підживлення/охолодження реактора (гідравлічна ємність — ГЄ САОЗ)	Чотириканальна пасивна система аварійного підживлення реактора борним розчином (ПСБ-2)
3	Триканальна активна система аварійно-планового розхолодження реактора низького тиску (ТQ 12): номінальна витрата в 1-му каналі — 800 м³/год; номінальний протитиск — 2,3 МПа; температура на вході в реактор в аварійному режимі — 10...50 °С	Одноканальна пасивна система відведення остаточних тепловиділень ПЦ через басейни витримки відпрацьованого ядерного палива (БВ ВЯП) — ПСБ-3
4	Триканальна активна система аварійного підживлення чотирьох ПГ (ТХ): номінальна витрата 1-го каналу — 150 м³/год; номінальний протитиск — 8,5...9,0 МПа; температура на вході в ПГ — 10...50 °С	Двоканальна пасивна система аварійного підживлення ПЦ двох ПГ через БВ ВЯП (ПСБ-4)

В загальному випадку вихідних аварійних подій критичні (мінімальні) конфігурації СБ ФБ для ВВЕР-1000/320:

$$1/3 \text{ TQ13} + 2/4 \text{ ГЕ CAO3} + 1/3 \text{ TQ12} + 1/3 \text{ TX}. \quad (1)$$

В загальному випадку вихідних аварійних подій критичні конфігурації СБ ФБ для АР1000:

$$2/2 \text{ PSS-1} + 4/4 \text{ PSS-2} + 1/1 \text{ PSS-3} + 2/2 \text{ PSS-4}. \quad (2)$$

За ідентичності потужності остаточних тепло-виділень ВВЕР-1000/320 та АР1000 відносні умови забезпечення безпеки:

$$G_{1A} (\text{ПСБ-1}) \geq G_{1W} (1/3 \text{ TQ13}), \quad (3)$$

$$G_{2A} (\text{ПСБ-2}) \geq G_{2W} (2/4 \text{ ГЕ CAO3}), \quad (4)$$

$$G_{3A} (\text{ПСБ-3}) \geq G_{3W} (1/3 \text{ TQ12}), \quad (5)$$

$$G_{4A} (\text{ПСБ-4}) \geq G_{4W} (2/3 \text{ TX}), \quad (6)$$

$$i_{3A} (\text{ПСБ-3}) \leq i_{3W} (1/3 \text{ TQ12}), \quad (7)$$

$$i_{4A} (\text{ПСБ-4}) \leq i_{4W} (2/3 \text{ TX}), \quad (8)$$

де G — масова витрата теплоносія в СБ; i_{3A} , i_{4A} — питома ентальпія теплоносія/живильної води на вході в реактор/ПГ, цифровий індекс відповідає номеру СБ ФБ; індекси A та W вказують на відношення до АР1000 і ВВЕР-1000/320 відповідно, а цифровий індекс на відношення до ПСБ з цим номером.

Рівняння руху та теплового балансу теплоносія в контурах ПЦ ПСБ:

$$\Delta \rho_1 \cdot g \cdot H_1 = \xi_1 \cdot G_{1A}^2 / (\rho \cdot F_1^2), \quad (9)$$

$$\Delta \rho_2 \cdot g \cdot H_2 = \xi_2 \cdot G_{2A}^2 / (\rho \cdot F_2^2), \quad (10)$$

$$\Delta \rho_3 \cdot g \cdot H_3 = \xi_3 \cdot G_{3A}^2 / (\rho \cdot F_3^2), \quad (11)$$

$$\Delta \rho_4 \cdot g \cdot H_4 = \xi_4 \cdot G_{4A}^2 / (\rho \cdot F_4^2), \quad (12)$$

$$G_{3A} (i_{OR} - i_{3A}) = R_T^{-1} \cdot A_T \cdot (T_{OR} - T_b), \quad (13)$$

$$G_{4A} (i_{OG} - i_{4A}) = R_T^{-1} \cdot A_T \cdot (T_{OG} - T_b), \quad (14)$$

де $\Delta \rho$ — різниця щільностей теплоносія / живильної води ПГ в опускних та підйомних ділянках контурів ПЦ; g — прискорення сили тяжіння; ξ — сумарний параметр/коефіцієнт гідравлічного опору; F — сумарна площа прохідного перерізу трубопроводів

ПЦ ПСБ; H — висота контурів ПЦ ПСБ; A_T — сумарна площа поверхні теплообміну теплообмінників БВ ВЯП; i_{OR} , T_{OR} — питома ентальпія та температура теплоносія на виході з реактора; i_{OG} , T_{OG} — питома ентальпія та температура живильної води на виході з ПГ; R_T — параметр термічного опору теплообмінної поверхні теплообмінників БВ ВЯП; T_b — температура в БВ ВЯП; ρ — максимальна щільність теплоносія/живильної води.

Після перетворень рівнянь (9)...(14) з урахуванням (3)...(8) відносні критерії та умови забезпечення ядерної безпеки АР1000:

$$K_1 = \frac{\Delta \rho_1 \cdot g \cdot H_1 \cdot F_1^2 \cdot \rho}{\xi_1 \cdot G_{1W}^2} \geq 1, \quad (15)$$

$$K_2 = \frac{\Delta \rho_2 \cdot g \cdot H_2 \cdot F_2^2 \cdot \rho}{\xi_2 \cdot G_{2W}^2} \geq 1, \quad (16)$$

$$K_3 = \frac{\Delta \rho_3 \cdot g \cdot H_3 \cdot F_3^2 \cdot \rho}{\xi_3 \cdot G_{3W}^2} \geq 1, \quad (17)$$

$$K_4 = \frac{\Delta \rho_4 \cdot g \cdot H_4 \cdot F_4^2 \cdot \rho}{\xi_4 \cdot G_{4W}^2} \geq 1, \quad (18)$$

$$K_5 = \frac{R_T^{-1} \cdot A_T \cdot (T_{OR} - T_b)}{G_{3W} \cdot (i_{OR} - i_{3W})} \geq 1, \quad (19)$$

$$K_6 = \frac{R_T^{-1} \cdot A_T \cdot (T_{OG} - T_b)}{G_{4W} \cdot (i_{OG} - i_{4W})} \geq 1. \quad (20)$$

Аналіз відносних критеріїв та умов забезпечення ядерної безпеки

Попередні розрахункові оцінки відносних критеріїв та умов забезпечення ядерної безпеки при управлінні аваріями контурами ПЦ ПСБ АР1000 (15)...(20), отримані з урахуванням наведених у таблиці даних, показали, що необхідна висота контурів ПЦ ПСБ-1, ПСБ-3, ПСБ-4 повинна становити декілька сотень метрів.

Альтернативний підхід підвищення безпеки управління аваріями ПСБ може бути заснований на застосуванні аварійних насосів з пароприводами від ПГ. За відносно високих тисків у ПГ такі насоси можуть забезпечити необхідний рівень живильної води в ПГ у процесі аварій і, відповідно, забезпечити необхідні умови охолодження активної зони реактора.

Але це питання потребує окремого детального розгляду. Зокрема, аналогічні аварійні насоси з пароприводами від киплячих реакторів були встановлені на енергоблоках АЕС Fukushima-Daiichi, але не змогли запобігти важким наслідкам аварій у складних умовах екстремальних зовнішніх впливів. Тому до обґрунтування технічних рішень щодо аварійних насосів ПСБ з пароприводами повинні бути встановлені «жорсткі» вимоги з урахуванням уроків Фукусімської аварії.

Висновки

1. Розроблено детерміністський метод аналізу відносних критеріїв та умов безпеки ядерних енергоустановок різних типів. Метод оснований на співставленні забезпечення необхідних функцій безпеки критичними (мінімально допустимими) конфігураціями систем безпеки для управління аваріями.

2. На основі розробленого методу визначені відносні критерії та умови безпеки ядерних енергоустановок з реакторами типу ВВЕР-1000 та АР1000 в аспектах функцій безпеки на аварійному підживленні та охолодженні активної зони реактора та ПГ.

3. На основі встановлених відносних критеріїв та умов безпеки попередньо визначена необхідність додаткових модернізацій систем безпеки АР1000 для успішного забезпечення функцій безпеки з аварійного підживлення теплоносія / живильної води та охолодження активної зони реактора та ПГ.

Список використаної літератури

1. Скалозубов В. И. Основы управления запроектными авариями с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР: монография // В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Колыханов. — ИПБ АЭС НАН Украины, 2010. — 400 с.
2. Accident management programs in nuclear power plants: A guidebook. Technical Report Series No. 368 / International Atomic Energy Agency. — Vienna : IAEA, 1994. — 128 p. — Available at: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/25/062/25062185.pdf.
3. Bukrinsky A. Development of deterministic approach to the beyond design basis accident management in application to NPP units with WWER-1000 / A. Bukrinsky // SAM-99 Information Exchange Forum on "Severe Accident Management" (Obninsk, Russia, October 18–22, 1999).
4. Bezlepkina V. V. Severe accident management measures for Tianwan NPP with WWER-1000 / V. V. Bezlepkina

[et al.] // OECD Workshop on the Implementation of Severe Accident Management Measures (Villigen-PSI, Switzerland, September 10–13, 2001). — 14 p.

5. Антропов В. Н. О необходимости разработки рекомендаций к составлению руководства по управлению запроектными авариями на АС / В. Н. Антропов, А. М. Букринский, М. В. Кузнецов. — Москва : НТИЦ ЯРБ Госатомнадзора РФ, 2000. — Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2001/report2/onrrksru.pdf>.
6. IAEA-EBP-WWER-05. Safety issues and their ranking for WWER-1000 Model 320 Nuclear Power Plants. / International Atomic Energy Agency. — Vienna : IAEA, 1996. Available at: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/047/28047168.pdf.
7. Технические обоснования безопасности Тяньваньской АЭС. — СПб АЭП, 2008.
8. 43–923.203.254.0Б.19.03–2003. Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 2. Отчет по анализу безопасности (ОАБ). — Т. 19. ВАБ. — Ч. 3. Количественная оценка.
9. 10054 DL13R. Запорожская АЭС. Энергоблок № 5. Отчет по анализу безопасности (ОАБ). — 2000.
10. Отчет по анализу безопасности. 4-й блок Ровенской АЭС. — ГП НАЭК «Энергоатом».
11. Гончаров А. А. Совершенствование критериев безопасности топлива ВВЭР в условиях LOCA и RIA / А. А. Гончаров, А. В. Кумачев, О. А. Нечаева // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск : ФГУП ВНИИНМ — ФГУП ОКБ «ГП», 2008. — Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2007/disc/documents/f12.pdf>.
12. Bibilashvili Yu. K. Thermomechanical properties of zirconium-based alloys oxidized claddings in LOCA simulating conditions / Yu. K. Bibilashvili, N. B. Sokolov, L. N. Andreeva-Andrievskaya [et al.] // Techn. Committee Meeting on Fuel behaviour under transient and LOCA conditions (Halden, Norway, September 10–14, 2001). — P. 186–208.
13. Sokolov N. B. Thermo-mechanical properties of irradiated Zr1 %Nb alloy claddings in LOCA simulating conditions. JAERI–Conf 2002–009 / N. B. Sokolov, L. N. Andreeva-Andrievskaya, V. Yu. Tonkov [et al.] // Proc. Fuel Safety Research Specialists' Meeting (Tokai, Japan, March 4–5, 2002). — P. 200–218.
14. Skalozubov V. Modeling method of conditions for reliability critical hydraulic impacts on pumps of thermal and nuclear power plants / V. Skalozubov, D. Pirkovskiy, Yu. Komarov, I. Kozlov // Problems of Atomic Science and Technology. — 2017. — Vol. 40 (4). — P. 74–79.

**V. I. Skalozubov¹, V. A. Kondratiuk², O. A. Dorozh³,
V. I. Filatov²**

¹ Interagency Center for Fundamental Scientific Research in Energy and Ecology Sector of the NAS of Ukraine, Odesa Polytechnic National University and Ministry of Ecology and Natural Resources of Ukraine, 1, Shevchenko Ave., Odesa, 65044, Ukraine

² National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute", 37, Beresteyskiy Ave., Kyiv, 03056, Ukraine

³ Educational and Scientific Institute of Energy of the Odesa Polytechnic National University, 1, Shevchenko Ave., Odesa, 65044, Ukraine

Comparative Method of Qualifying Safety Systems of Nuclear Power Plants with VVER-1000 and AP1000

A deterministic method of analyzing conditions for ensuring the safe operation of VVER-1000 and AP1000 nuclear power plants has been developed. The method is based on the comparison of the provision of the required safety functions by critical (minimum permissible) configurations of safety systems for accident management. During the analysis, the composition and information on the technical characteristics of the safety systems of the VVER-1000/320 and AP1000 reactor installations, which are designed to ensure the safety functions of feeding and cooling the reactor/PG, were considered. On the basis of the developed method, the relative criteria and safety conditions (for example — the criterion of safety — the maximum temperature of the heating element shell; the condition of safety is not to exceed the maximum design limit of damage to the twelfth (the temperature of the twelfth shell is 1,200 °C) for nuclear power plants with VVER-1000 and AP1000 reactors in terms of safety functions for emergency fueling and cooling of the reactor core and steam generators are determined. Preliminary estimates of the relative criteria and conditions for ensuring nuclear safety during accident management of natural circulation circuits of passive safety systems AP1000 obtained taking into account data on their composition and technical characteristics, the table showed that the required height of natural circulation circuits of passive safety systems should be several hundred meters. Based on the established relative criteria and safety conditions, the need for additional modernization of the AP1000 safety systems to successfully ensure the safety functions of emergency coolant/feedwater supply and core and steam generator cooling is preliminarily determined.

Keywords: safety, method of qualification of nuclear power plants.

References

1. Skalozubov V. Y., Klyuchnikov A. A., Kolykhanov V. N. (2010). *Osnovy upravleniya zaproyektnymi avariyami s poterey teplonositelya na AES s VVER* [Fundamentals of managing beyond-design accidents with loss of coolant at the NPP with VVER]. ISP NPP of the NAS of Ukraine, 400 p. (in Rus.)
2. IAEA (1994). *Accident management programs in nuclear power plants. A Guidebook*. Technical Report Series No 368. Vienna: IAEA, 128 p. Available at: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/25/062/25062185.pdf.
3. Bukrinsky A. (1999). Development of deterministic approach to the beyond design basis accident management in application to NPP units with WWER-1000. Proceedings of the SAM-99 Information Exchange Forum on "Severe Accident Management" (Obninsk, Russia, October 18–22, 1999).
4. Bezlepkin V. V., Kukhtevich I. V., Leontiev Yu. G., Strizhov V., Proklov V. B. (2001). Severe accident management measures for Tianwan NPP with WWER-1000. Proceedings of the OECD Workshop on the Implementation of Severe Accident Management Measures (Villigen-PSI, Switzerland, September 10–13, 2001), 14 p.
5. Antropov V., Bukrinsky A., Kuznetsov M. (2000). *O neobkhodimosti razrabotki rekomendatsiy k sostavleniyu rukovodstva po upravleniyu zaproyektnymi avariyami na AS* [On the need to develop recommendations for the preparation of a manual for the management of beyond-design accidents at nuclear power plants]. Moscow: National Center for NRW of the Gosatomnadzor of the Russian Federation, 12 p. Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2001/report2/onrrksru.pdf>. (in Rus.)
6. IAEA (1996). IAEA-EBP-WWER-05. *Safety issues and their ranking for WWER-1000 Model 320 nuclear power plants*. Vienna: IAEA, 223 p. Available at: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/047/28047168.pdf.
7. *Technical substantiation of safety of Tianvan NPP*. St. Petersburg Atomenergoprojekt, 2008. (in Rus.)
8. 43-923.203.254.OB.19.03-2003. *Khmelnitskyi NPP. Power unit No. 2. Safety analysis report (SAR)*. Vol. 19. SPA. Part 3. Quantitative assessment. (in Rus.)
9. 10054 DL13R. *Zaporizhzhia NPP. Power unit No. 5. Safety analysis report (SAR)*. 2000. (in Rus.)
10. *Security analysis report. 4th unit of Rivne NPP*. SE "NNEGC 'Energoatom'". (in Rus.)
11. Goncharov A. A., Kumachev A. V., Nechaeva O. A., Novikov V. V., Salatov A. V., Fedotov P. V. (2008). [Improvement of VVER fuel safety criteria under LOCA and RIA conditions]. Proceedings of the "Ensuring the safety of

- nuclear power plants with VVER*". Podolsk: FSUE VNI-INM — FSUE OKB "GP". Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2007/disc/documents/f12.pdf>. (in Rus.)
12. Bibilashvili Yu. K., Sokolov N. B., Andreeva-Andrievskaya L. N., Tonkov V. Yu., Salatov A. V., Morosov A. M., Smirnov V. P. (2002). Thermomechanical properties of zirconium-based alloys oxidized claddings in LOCA simulating conditions. Proceedings of the *Techn. Committee Meeting on Fuel behaviour under transient and LOCA conditions (Halden, Norway, September 10–14, 2001)*, pp. 186–208.
 13. Sokolov N. B., Andreeva-Andrievskaya L. N., Tonkov V. Yu., Salatov A. V., Morosov A. M., Smirnov V. P. (2002). Thermo-mechanical properties of irradiated Zr1 %Nb alloy claddings in LOCA simulating conditions. JAERI–Conf 2002–009. Proceedings of the *Fuel Safety Research Specialists' Meeting (Tokai, Japan, March 4–5, 2002)*, pp. 200–218.
 14. Skalozubov V., Pirkovskiy D., Komarov Yu, Kozlov I. (2017). Modeling method of conditions for reliability critical hydraulic impacts on pumps of thermal and nuclear power plants. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 40 (4), pp.74–79.

Надійшла 12.06.2023

Received 12.06.2023

К. В. Сімейко^{1,2}, С. В. Купріячук¹, А. О. Синяговський^{1,3}

¹ Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна

² Інститут газу НАН України, вул. Дегтярівська, 39, Київ, 03113, Україна

³ Національний авіаційний університет, просп. Любомира Гузара, 1, Київ, 03058, Україна

Технології та перспективні розробки одержання графіту (огляд)

Ключові слова:

графіт,
хімічні та термічні способи
одержання,
електротермічний
псевдозріджений шар,
ядерні енергетичні системи
IV покоління

Стаття присвячена огляду промислових технологій, перспективних розробок та досліджень у напрямі одержання графіту, зокрема ядерної чистоти. Розглянуті хімічні способи очищення природного графіту становлять екологічну небезпеку через використання токсичних прекурсорів, що робить їх забороненими в деяких країнах. Основним термічним способом одержання штучного графіту є високотемпературне нагрівання коксу або антрациту в спеціальних електричних печах і за підвищеного тиску без доступу повітря, але ці технології мають високі енерго- та ресурсозатрати, складність апаратурного оформлення, а також низький вихід кінцевого продукту. Однією з перспективних можливостей є високотемпературне очищення графіту (у тому числі до ядерної чистоти) в апаратах з електротермічним псевдозрідженим шаром. Однак на теперішній час через недостатню кількість досліджень у цьому напрямі технологія так і не набула промислового впровадження. Враховуючи описані фактори, розвиток технології очищення графіту в реакторах з електротермічним псевдозрідженим шаром є актуальним науковим завданням.

Вступ

Завдяки своїм унікальним властивостям графіт став невід'ємною частиною виробів, що використовуються в атомній енергетиці, енергетичному устаткуванні, машинобудуванні, металургії та інших галузях. Сфера застосування графіту постійно розширюється, визначаючи тим самим його споживчий попит. За спостереженнями експертів, стала динаміка ринку графіту тісно пов'язана із загальним станом глобальної економіки: тільки з 2012 по 2016 р. ринок виріс на 9 % [1–7]. З урахуванням цього вже сьогодні графіт включено до переліку стратегічних сировинних ресурсів країн ЄС [1].

До інших особливостей графіту як матеріалу для ядерної фізики, перш за все, належить малий ефективний перетин σ фотоядерних реакцій для вуглецю

в області гігантського резонансу, пов'язаного з порушенням γ -квантами власних коливань протонів відносно нейтронів (дипольні коливання). Нуклони можуть залишати ядро не тільки в процесі дипольних коливань, але й після їхнього загасання. Велика частина зіткнень нейтронів з ядрами вуглецю відбувається за механізмом пружного розсіювання, що зумовило ефективне використання графіту як сповільнювача або поглинача нейтронів [8].

Графіт є гарним конструкційним матеріалом, його застосування ґрунтується на тому, що завдяки дуже високій температурі сублімації графіт залишається твердим (у безкисневій атмосфері) аж до температур близько 4000 °С. Водночас графіт за невисокої щільності є не тільки досить міцним матеріалом, але й легко обробляється механічно, має низький тиск насичених парів у вакуумі навіть за підвищеної тем-

© К. В. Сімейко, С. В. Купріячук, А. О. Синяговський, 2023

ператури. Графіт має високу теплопровідність і теплоємність, не обов'язково маючи при цьому високу електропровідність. Цей матеріал у діапазоні температур свого використання збільшує міцність зі зростанням температури, має корозійну та ерозійну стійкість під час опромінення [9]. Міцність графіту значно змінюється залежно від методу його виготовлення, тому графіти з однаковою щільністю, але відрізняючись структурою, можуть мати різну міцність. Загальним правилом є те, що більш тонко структурований графітовий композит має, як правило, більшу міцність і тривалий час експлуатації [10].

Графіт як конструкційний і функціональний матеріал застосовувався у високотемпературних реакторах: AVR (Німеччина), HTGR-1 (США), покращеному реакторі з газовим охолодженням AGR (Англія) і в каналних реакторах великої потужності (РВПК) (СРСР, РФ, Литва) [11]. Нині графіт є конструкційним і функціональним матеріалом в ядерних енергетичних системах IV покоління, зокрема у високотемпературних газоохолоджувальних (ВТГР, HTR, HTGR, VHTR) і рідинно-сольових реакторах (MSR) [12].

У зв'язку з розвитком ядерних енергетичних систем IV покоління та збільшенням популярності електротранспорту спостерігається динамічне зростання споживання графіту [13–16], тому питання розробки та вдосконалення технологій виробництва графіту високої чистоти (у тому числі ядерної) має велике практичне значення.

Мета статті — на основі аналізу літературних джерел визначити найбільш перспективні способи одержання графіту для подальшого його використання в ядерних енергетичних системах IV покоління.

Промислові технології очищення графітових матеріалів до високих ступенів чистоти

Одним із показників якості графіту для потреб атомної енергетики є вміст хімічних домішок. Навіть незначні частки елементів, таких як сірка, ванадій, титан, хром, марганець, залізо і кремній, істотно погіршують технологічні та експлуатаційні властивості кінцевої продукції. Тому у виборі вихідної сировини перевага віддається матеріалам з високим вмістом вуглецю, відповідно малою зольністю та кількістю сірки.

Зольність значною мірою визначає корисні властивості і вартість графіту, у зв'язку з чим цьому показнику приділяється особлива увага з боку споживачів. Залежно від галузі застосування допускається вміст хімічних домішок від 13...25 % мас., а для дея-

ких до значень менше 0,005 % мас.: для ядерного та спектрального графіту, а також для отримання двоокису германію, алмазів і виготовлення напівпровідникових приладів [17–19]. Традиційно для очищення графіту використовують два принципово різних технологічних підходи: термічний і хімічний. На практиці ці методи можуть комбінуватися.

Хімічне видалення домішок з природного і вторинного графіту шляхом кислотного вилугування застосовується практично у всьому світі і набуло найбільшого поширення в Китаї, Бразилії, Австралії та Росії [20–25]. Переважна більшість компаній здійснюють таке очищення на завершальному етапі обробки графітового концентрату. Як реагенти зазвичай використовують розчини NaOH/Na₂CO₃, HF, HCl і H₂SO₄. Причому фторид водню є однією з найбільш популярних і в той же час найбільш небезпечних кислот. Показники очищення графіту хімічним шляхом перевищують 98 % мас., включаючи можливість отримання батарейних марок із вмістом вуглецю > 99,95 % мас.

У випадку природного графіту хімічному очищенню передують збагачення графітових руд. Процес оснований на гідрофобних властивостях дисперсного графіту і складається з багатоступеневої флотації за участі збираючих та спінюючих агентів [26–28]. Найбільший ступінь вилучення вуглецю характерний для дрібних фракцій до 100 мкм, а наявний рівень технології дає змогу досягти вмісту вуглецю в концентраті до 89–94 % мас. Водночас є зворотно пропорційний зв'язок між масовою часткою вуглецю в кінцевому продукті та ступенем його вилучення. Тому видобувні компанії змушені знаходити для себе оптимальний з точки зору виходу кінцевого продукту й прибутку баланс за глибиною збагачення графіту у двох послідовних стадіях: флотації і хімічної обробки.

Істотним недоліком хімічних методів є використання небезпечних агресивних кислот і пов'язаний з цим негативний екологічний аспект цих технологій. У роботі [29] наводиться одна з найбільш раціональних схем виробництва графіту для LIBs. Процес включає послідовні стадії видобутку, механічної сепарації, флотації, сфероїдизації і тільки на останньому етапі — обробку реагентами.

Слід зазначити, що хімічні методи на основі кислот не використовуються у США, Канаді та країнах ЄС [30]. За даними окремих компаній, що спеціалізуються у сфері виробництва, продажу і застосування графіту [31], у цих країнах використовуються певні торгові обмеження на імпорт матеріалу відповідного походження.

Термічне очищення графіту з точки зору енергоємності є більш витратною альтернативою хімічним методам і використовується переважно у виробництві синтетичного графіту. Це дає змогу одночасно вирішувати два технічних завдання: видалення домішок і графітування продукту.

У нагріванні вуглецевої сировини відновлення нелетких оксидів, присутніх у мінеральній частині, спостерігається вже за температур понад 1 000 °C [18]. Продукти відновлення переходять безпосередньо в газову фазу або ж утворюють більш тугоплавкі сполуки з вуглецем (карбіди), випаровування яких відбувається за значно більших температур. За температур 2 200...2 400 °C зольність вуглецевих матеріалів може бути знижена до значень < 0,2 % мас. [18, 32]. На практиці ступінь очищення визначається безліччю факторів: видом сировини, фракційним складом, конструкцією печі, хімічним складом футерівки, тривалістю і режимом обробки.

У промисловості термічне очищення та графітування вуглецевих матеріалів синтетичного походження реалізовані у високотемпературних агрегатах із щільним шаром: електрокальцинаторах [33–35] і печах Ачесона [18, 36, 37].

Електрокальцинатори використовуються переважно для прожарювання антрациту як первинної стадії отримання штучного графіту. Конструктивно печі являють собою вертикальну шахту з верхнім і нижнім розташуванням двох електродів. Кусковий матеріал розміром 6...25 мм рухається вниз під дією сили тяжіння й нагрівається прямим пропусканням електричного струму через шар. Продуктивність подібних печей зазвичай варіюється від 0,5 до 1 т/год. Після обробки антрацитів вміст шкідливих домішок за сіркою та загальною зольністю становив відповідно 0,65...1,32 і < 2, 5 % мас. [33].

Згідно з даними промислової експлуатації робочі температури досягають 2 300...2 500 °C уздовж вертикальної осі печі, де щільність струму найбільша. Водночас існують «холодні» зони на периферії з температурами 700...1 200 °C, де зосереджена переважна частина матеріалу [35]. Зворотна температурна залежність питомого електроопору для вихідної вуглецевої сировини робить практично неможливим рівномірний хід печі. З метою підвищення якості матеріал часто обробляється по декілька разів, що істотно збільшує енергетичні витрати від 500...700 до 1 500...2 000 кВт · год/т.

Комплексний аналіз тепломасобмінних процесів, виконаний у роботах [38–40] на основі математично-

го моделювання, показав, що провідну роль у роботі високотемпературного випалювального агрегату зі щільним шаром має так звана турбулентна дифузія газу. Цей механізм обумовлений обтіканням газовим потоком частинок у шарі, у зв'язку з чим масштаб поперечного перенесення маси газу й відповідно його теплового потенціалу в напрямку, перпендикулярно руху потоку, визначається фракційним складом матеріалу й поздовжньою швидкістю потоку. Згідно з оцінкою та з урахуванням зазначених у роботі [38–40] особливостей, використання інертного середовища може в кілька разів знизити питомі витрати сировини в електрокальцинаторах.

У той же час перспектива застосування електрокальцинаторів для природного графіту і нафтових коксів повинна розглядатися в контексті фракційного складу сировини і з урахуванням конструктивних особливостей даних печей. З огляду на обмежену газопроникність дрібнодисперсних матеріалів, а також низьку термічну стійкість футерівки, електрокальцинатори не можуть розглядатися як агрегати для цілей графітування й рафінування батарейних марок графіту.

У 1895 р. Е. Ачесоном уперше був запропонований процес виробництва графіту в нерухомому шарі за температури 3 000 °C [36], який з незначними змінами продовжує використовуватися й донині. Формовані вуглецеві вироби завантажуються в піч і пересипаються коксом, який виконує роль резистивного нагрівального елемента. Це дає змогу вести обробку виробів будь-яких форм, включаючи дисперсні матеріали у спеціальних графітових контейнерах. Величина робочого струму досягає 60 кА. Повний операційний цикл триває до двох тижнів і складається з чотирьох етапів: 1) завантаження печі — до 24 год; 2) підйом температури кладки до 2 800...3 000 °C зі швидкістю близько 40...60 °C/год — до 72 год; 3) поступове охолодження — 190...240 год; 4) розвантаження.

У сучасних печах Ачесона за температур 2 400...2 500 °C зольність графіту знижується до 0,09...0,11 %, однак водночас дуже важливо застосування «чистих» пересипних матеріалів, таких як пековий кокс і нафтовий кокс, що зменшує ймовірність вторинного забруднення графіту. За більш високих температур процес дозволяє знизити вміст мінеральних домішок до значень < 0,03 % мас. У той же час режимні особливості роблять процес Ачесона однією з найбільш енергоємних технологій, оскільки використання теплових вторинних енергоресурсів практично неможливе. Для потужності

3 000...6 000 кВт питоми витрати електроенергії досягають 4,5...9 кВт·год/кг [18].

Одним з різновидів термічного очищення вуглецевих матеріалів є використання в технологічному процесі хлору і його сполук, що дозволяє знизити температуру печі [41]. Оксиди металів у присутності вуглецю за високих температур зв'язуються з хлором, формуючи більш леткі речовини.

Деякі промислові підприємства пропонують невеликі високотехнологічні печі періодичної дії ємністю до 15 кг в атмосфері галогенів і температурою до 2 300 °С [42]. З урахуванням експлуатаційних характеристик таких агрегатів питоми витрати енергії становлять 3,5...7,0 кВт·год/кг.

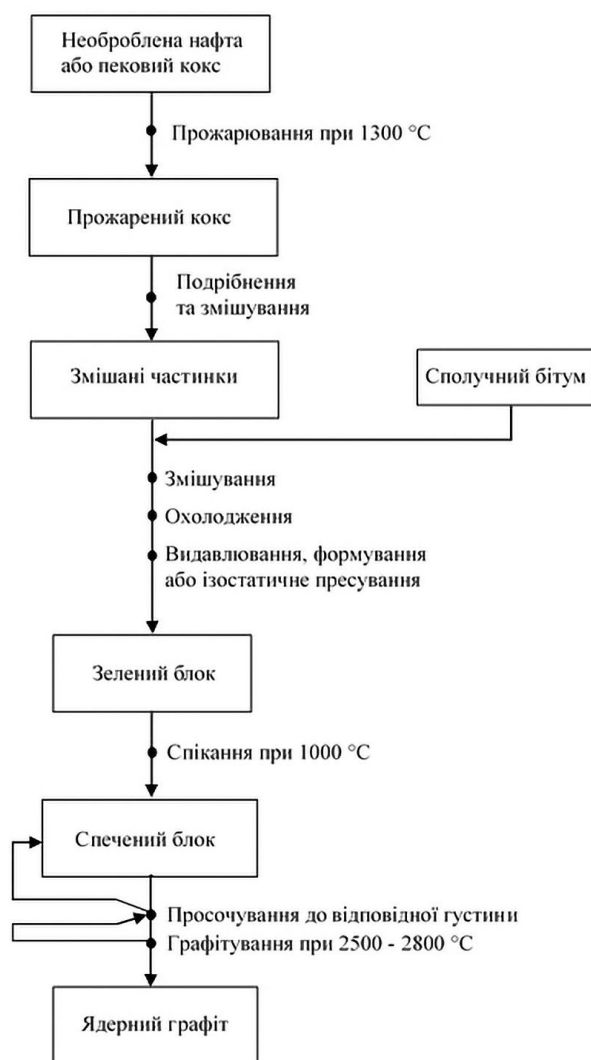
В ядерних реакторах використовується синтетичний полікристалічний графіт. Це вуглець-вуглецевий композит, що складається з наповнювача (зазвичай кальцинованого нафтового коксу) і сполучної речовини (зазвичай кам'яновугільного пеку). Потім отримані зерна змішують у відповідних пропорціях, щоб отримати необхідну щільність і допомогти у видаленні летючих речовин. Далі кокс змішують із кам'яновугільним пеком за температури 165 °С, а потім формують шляхом екструзії або односпрямованого чи ізостатичного стиснення. Після чого його запікають за температури від 800 до 1 200 °С для коксування сполучної речовини. Щільність і механічні властивості отриманого продукту можна підвищити за допомогою однієї або кількох стадій просочення, як правило, з використанням нафтового пеку. Продукт графітують від 2 500 до 3 000 °С для отримання гексагональної (але недосконалої) кристалічної структури, характерної для графіту. Графітизація здійснюється за допомогою очисних агентів, таких як NaF, MgF₂, для отримання ядерного графіту високої чистоти. Ядерний графіт виготовляється з нафтового або природного пекового коксу. Цей кокс спікають, змішують зі зв'язуючим і формують за допомогою екструзії, простого чи вібраційного формування або ізостатичного пресування в блоки, відомі як «зелені блоки». Потім вони спікаються в діапазоні 800...1 200 °С, утворюючи вуглецевий блок [43].

Висока чистота графіту ядерної чистоти забезпечується насамперед вибором чистих вихідних сировинних матеріалів — коксу та пеку. Вміст домішок значно зменшується при графітуванні. Блок-схему процесу, описаного в [44], наведено на рисунку.

Графіт для ядерних реакторів типу ЕГП очищувався за рахунок термодифузії домішок за високо-температурного графітування. Для графіту РБМК

марки ГР-280 застосовується газове очищення у процесі графітування за температури до 2 800 К. Для одержання матричного графіту для шарових тепло-відільних елементів ВТГР найбільшу роль відіграє чистота вихідних матеріалів [45]. Ядерний графіт для реакторів Magnox у Великій Британії був виготовлений з нафтового коксу, змішаного зі зв'язувальним пеком на основі вугілля, нагрітого та екструдованого в заготовки, а потім спеченого за температури 1 000 °С протягом кількох днів. Щоб зменшити пористість і збільшити щільність, заготовки просочували кам'яновугільною смолою за високих температур та тиску перед остаточним спіканням за температури 2800 °С [46].

Для блоків сповільнювача та рефлектора (і матеріалу компонентів тепловідільного елемента) на



Блок-схема одержання графіту ядерної чистоти [44]

цьому етапі можна провести просочування пеком: блоки графітують за температури $\sim 2800^\circ\text{C}$ і можуть додатково просочити сполучною смолою, повторно обпалити та повторно графітувати, щоб отримати продукт більшої щільності, зазвичай $1,6\text{--}1,8\text{ г/см}^3$. Це нижче теоретичної щільності кристалів графіту, оскільки пори залишаються в матеріалі в результаті виділення газу або уловлювання під час обробки [43].

Властивості графіту, які описані в роботі [43], наведено в таблиці.

Перспективні розробки та дослідження в напрямі створення екологічно чистої та енергоефективної технології очищення графіту

У роботі [21] наведені результати дослідження очищення мікрокристалічного природного графіту, видобутого в провінції Ченжоу (Китай). Матеріал з початковим вмістом вуглецю $83,08\%$ мас. оброблявся в лабораторних умовах розчинами хлорної кислоти HCl і фториду натрію NaF . Метод показав високу ефективність у видаленні кальцитів CaCO_3 , галузиту $\text{Al}_2\text{Si}_2\text{O}_5(\text{OH})_4$ та інших мінеральних домішок за співвідношення рідкої й твердої фаз $3:1$. Оптимальний режим отримано за температури 70°C і часу $2,5$ год. Вміст вуглецю збільшено до $98,03\%$ мас. без видимих змін його кристалічної структури.

У роботі [22] проводилися дослідження комплексної технології збагачення, що включає стадію флотації вихідного концентрату з подальшою обробкою сірчаною та фосфорною кислотами. Найбільша

ефективність методу досягнута за співвідношення рідкої та твердої фази $1:2$. Тривалість і температура процесу 2 год і 150°C відповідно, а досягнутий рівень очищення 91% за ступенем вилучення $97,2\%$.

Авторами [42] наводяться результати обробки фторидом водню HF графітового концентрату $\text{Cg} = 69,74\%$ з розміром фракцій $149\text{--}841\text{ мкм}$ (Вест Калімантан, Індонезія). Оптимальний режим отримано за співвідношенням твердої і рідкої фаз $1:5$, температури 180°C і тривалості процесу $1,5\text{--}2$ год. Вміст вуглецю в кінцевому продукті зростає до 98% мас.

У дослідженнях [47] для обробки прожареного природного графіту використовувалася сірчана кислота (10% об.) за співвідношенням твердої і рідкої фаз $1:5$. Ефективний режим відзначено за кімнатної температури протягом 2 год. Частка вуглецю збільшена до 98% мас. Також відзначається значно менша вартість сірчаної кислоти в порівнянні із соляною за однакових показників ефективності.

Схожі результати отримані також у [48] співробітниками Криворізького технічного університету. Дослідження включали термохімічний метод, на першій стадії якого для зниження вмісту кремнію здійснювався випал концентрату за температур $900\text{--}950^\circ\text{C}$ у присутності NaCO . Друга стадія передбачала вилуговування в умовах оптимальних з точки зору видалення сполук заліза розчином сірчаної кислоти 15% за співвідношенням твердої і рідкої фаз $1:7$. Відмінність рекомендованих режимів вочевидь пов'язана з різним хімічним складом мінеральних частин.

Властивості ізотропного ядерного графіту [43]

Країна походження	Великобританія	США			Японія
Назва	IMI-24	H-451	AXZ-5QI	N3M	IG-110
Вид коксу	гільсоніт	змішаний	–	–	нафтовий
Щільність, г/см^3	1,81	1,73	1,5	–	1,78
Коефіцієнт теплового розширення, K^{-1} при $20\text{--}120^\circ\text{C}$	$4,3 \cdot 10^{-6}$	$4,0 \cdot 10^{-6}$	$6,7 \cdot 10^{-6}$	$5,0 \cdot 10^{-6}$	$4,1 \cdot 10^{-6}$
Теплопровідність, $\text{Вт/(м}\cdot\text{K)}$	131	140	80	180	78
Модуль Юнга, ГН/м^2	10,8	8	8	6,5	10,2
Коефіцієнт Пуассона	0,2	0,1–0,2	–	–	0,14
Сили, МН/м^2 :					
розтягування	17,5	15	10	41	25,5
згинання	23	20	–	–	37,2
стиснення	70	–	–	–	76,8

Співробітниками Київського національного університету технологій та дизайну [49] порівняно недавно розроблена технологія обробки графітових концентратів сумішшю кислот H_2SO_4 : HF або HNO_3 : HCl : HF . Процеси передбачають одно- і тристадійну обробку з підігрівом графіту до 300–400 °C на кожному етапі. Проведені дослідження для акумуляторного графіту ГАК-1 дали змогу знизити зольність до 0,01–0,02 % за початкового показника 0,8 %. Ефективність розробленого методу підтверджена також для графіту марки ГЛ-1. Водночас контрольні випробування шляхом обробки матеріалу окремими розчинами кислот HNO_3 , HCl і HF продемонстрували значно меншу ефективність останніх. Зольність продукту на виході становила 0,35, 0,15 і 0,07 % відповідно, що не дозволяє рекомендувати моноокислоти для отримання батарейних марок графіту з вітчизняних руд.

Новий метод переробки відходів графіту представили Дж. Б. Мейсон і Д. Бредбері. Ця методологія передбачала використання піролізу/парового риформінгу з подальшим контролем вихідного газу. Система очищення базується на досвіді, отриманому за подібних методів обробки відпрацьованих іонообмінних смол. Вихлопний газ можна запресувати у формі карбонату кальцію, який можна використовувати для заповнення пустот в інших радіоактивних відходах. Було висловлено припущення, що цей процес може бути використаний або для переробки графіту, вилученого з активної зони, або навіть для газифікації відходів графіту всередині активної зони [49].

Одним зі способів підвищення енергетичної ефективності електрокальцинаторів щільного шару, а також вирівнювання температурного поля за перерізом є застосування висхідного інертного газового потоку. Холодний газ надходить у нижню зону печі, де відбирає теплоту від уже опрацьованого матеріалу, і далі у верхній частині передає енергію сировині, що завантажується.

У роботі [50] очищення графіту проводили в атмосфері хлору за тиску 6...50 кПа і температури 1900...2300 °C в лабораторних печах Таммана. Вихідний матеріал оброблявся в нерухомому стані протягом 6–7 год. Зольність у кінці процесу становила близько 3...5 ppm за початкового значення 1 %.

Лабораторна піч для очищення графіту (Stratmin Inc., Канада [48]) також мала внутрішню камеру непрямого нагріву 7,62×25 см, де здійснювався прямий контакт хлору з матеріалом у щільному шарі за тиску 0,1...1,0 кПа. Автори відзначають проникаючу здатність хлору через графіт, що обумовило ство-

рення додаткової зовнішньої оболонки, заповненої азотом за тиску $\geq 4,2$ кПа. Результати обробки природного графіту 150...177 мкм з початковою зольністю 6 % протягом 30 хв підтвердили високу ефективність методу зі ступенем очищення $\text{Cg} = 99,99 \pm 0,01$ %. За даними [51], технологія з використанням хлору для природного графіту одержала промислове застосування в компанії Northern Graphite (Канада).

У роботі [52] запатентована піч очищення графіту, в якій нагрівання здійснюється комбінованим шляхом: індукційним і непрямим. Герметичне виконання печі дозволяло проводити обробку в контрольованій атмосфері, включаючи вакуум. Як активні реагенти використовувалися гази — Cl_2 , H_2 і CCl_2F_2 . Матеріал нерухомо розміщується на розподільній решітці для проходження газу. Термообробка проводилася за температури 2450...2500 °C протягом 5...24 год.

З огляду на енергоефективність та екологічну безпеку сучасних технологій перспективним виглядає використання електротермічного псевдозрідженого шару в процесах очищення графіту.

Досвід використання технології електротермічного псевдозрідженого шару в процесах високотемпературного очищення графіту

Найбільш виправданою для високотемпературної обробки матеріалів в електротермічному псевдозрідженому шарі (ЕТПШ) є конструкція печі, в якій один або кілька графітових електродів занурені у шар [53–56], а сам робочий простір також футерований графітом і виконує роль іншого електрода. Так, у 1978 р. компанією Graphite Synthesis (Чикаго, США) [55] уперше запропонована промислова піч ЕТПШ з концентричним розташуванням електродів для десульфурзації вугілля, нафтового і металургійного коксів.

Робоча камера печі має розширення, тобто розділена на дві циліндричні частини: нижню — зону псевдозрідженого шару (ПШ) і верхню — надшарову (сепараційну) зону більшого діаметра. Перевагою технології порівнюючи з аналогами [57–59] є безперервний режим роботи — матеріал завантажується й вивантажується за допомогою шнекових живильників. Робоча камера печі має розширення, тобто розділена на дві циліндричні частини: нижню — зону киплячого шару; верхню — надшарову (сепараційну) зону більшого діаметра. Діаметри цих зон забезпечують співвідношення швидкостей газу в нижній

і верхній частинах 2 : 3. Для запобігання утворенню шлакових депозитів у вихідному патрубку газового тракту встановлено додатковий нагрівач, що підтримує температуру вузла вище точки конденсації металевих домішок.

Нагрівання в печі здійснюється прямим пропусканням електричного струму через киплячий шар вуглецевого матеріалу до температур 1 700...2 400 °С у робочому режимі джерела живлення 80...120 В. Псевдозріджуючим агентом є азот, проте можливе використання газу на основі хлору й водню для зниження температури процесу.

Вихід готового продукту передбачений з нижньої частини печі в холодильник, який являє собою теплообмінник у вигляді чотирьох вертикальних труб із нержавіючої сталі, футерованих зсередини графітом, що дозволяє знизити температуру матеріалу з 2 500 до 1 100 °С. Подальше охолодження до 200 °С виконується у водоохолоджуваному шнековому живильнику.

Під час обробки нафтового коксу діаметром 6,3 мм за температур до 2 300 °С середній час перебування матеріалу становить 25 хв, а швидкість підйому температури — 80 °С/с. Вміст сірки зменшився з 1,49 до 0,045 % мас. Водночас авторами відзначається часткова трансформація аморфної структури матеріалу в кристалічну. Питомі витрати енергії — 2,13 кВт·год/кг. Одержані результати перевищують аналогічні показники альтернативної технології десульфурзації в обортових печах [60], в яких швидкість нагріву близько 0,3 °С/с за витрат енергії 4,4 кВт·год/кг.

У 1988 р. компанія Superior Graphite, як правонаступник Graphite Synthesis, захистила патентом аналогічну конструкцію печі в Європі [61]. Рівень заявлених робочих температур 2 500...2 772 °С. Піч мала внутрішній діаметр 350 мм та ємність активної зони кипіння 38,6 кг. Нейтралізація горючих компонентів відхідних газів здійснювалася в допалювачі.

Автори [62] наводять результати трьох промислових випробувань безперервних режимів роботи установки: для норвезького природного графіту (розмір частинок до 76 мкм, зольність 11,8 % мас.), мексиканського природного графіту (розмір частинок 211...853 мкм, зольність 27 % мас.) і антрациту (розмір частинок 853 мкм, зольність 10...11 % мас.). Продуктивність установки 11,3...20,0 кг/год за потужності 100 кВт. Зольність матеріалів після термообробки знизилася до 0,1, 0,3...0,4 і 0,4...0,6 % відповідно.

Відзначається зменшення густини природних графітів на 4...10 % і збільшення цього показника для антрациту на 5 %. Слід звернути увагу на істотний

«угар» природного графіту, 53...62 %, що обумовлено винесенням дрібних фракцій і хімічною взаємодією вуглецю з іншими елементами.

У конструкції печі, описаної в роботі [63], нижня частина ділянки під електродом має виражену конічну форму з периферійним тангенціальним підведенням псевдозріджуючого агента. Це дає змогу ефективно обробляти матеріал до 106 мкм у фонтануючому шарі з відповідним зменшенням швидкості газу на 10...15 %. Кут нижнього конуса становить 40...60°; висота активної зони ПШ < 2 діаметрів; висота сепарації простору 1...1,5 висоти ПШ. Особливістю є конічна форма нижнього торця електрода, що дозволяє поліпшити його контакт із шаром. Піч представлена як агрегат для обробки будь-яких видів коксу і природного графіту за температур 2 200...2 400 °С. Завантаження матеріалу здійснюється безпосередньо в нижню циліндричну зону (активну зону термообробки) через спеціальний патрубок. Циркуляція матеріалу в робочому просторі в результаті прийнятої схеми газорозподільного вузла характеризується потужним центральним висхідним потоком і низхідним по периферії. Відповідно до заявлених результатів випробувань за зольності сировини 0,6...1,65 % мас. технологія дозволяє повністю очистити матеріал від домішок. Вміст сірки знижується від 0,48 до 0,0012 % мас. залежно від виду матеріалу. У той же час питання енергетичних показників конструкції авторами не обговорювалося.

Слід зазначити, що сьогодні Superior Graphite позиціонує себе як єдина у світі компанія, яка здатна на основі технології ЕТПШ виробляти в промислових обсягах батарейні марки графіту вихідного і синтетичного походження із вмістом вуглецю > 99,95 % мас. [15]. Водночас температура обробки сировини досягає 3 000 °С.

З метою підвищення енергетичної ефективності технологічних комплексів, що працюють на базі печей ЕТПШ, у роботі [61] була розроблена когенераційна система утилізації теплоти. Димові гази печей згорають у допалювачі, що виконує також функцію котла-утилізатора. Пара використовується для вироблення електроенергії в турбіні протитиску. Теплота готового продукту утилізується для нагріву живильної води котла-утилізатора за допомогою проміжного теплоносія. Ефективність запропонованої схеми залежно від завантаження всього комплексу виражена в зниженні енергоспоживання на 35...50 % із пропорційним зниженням викидів шкідливих речовин та парникових газів.

Промислова компанія American Energy Technologies (АЕТ) запропонувала двостадійну технологію прокалювання нафтового коксу: перша стадія — нагрів вихідної сировини до температури 900...1 200 °С з метою видалення основної частини летючих продуктів, друга стадія — високотемпературна обробка коксу в печі з ЕТПШ за температури до 2 700 °С [64]. Присутність ПШ вирішує кілька технологічних і технічних завдань одночасно: дозволяє підвищити електроопір шару в порівнянні з електроопором щільного шару часток вуглецевого матеріалу (печей Ачесона) і забезпечує винесення летючих компонентів за високотемпературного нагрівання з робочої камери.

Кафедра промислової теплоенергетики Національної металургійної академії України спільно з ТОВ «Центр матеріалознавства» (Київ) та ДП «Конструкторське бюро «Південне» за підтримки Департаменту енергетики США і Брукгейвенської національної лабораторії (Нью-Йорк, США), Українського науково-технологічного центру (Київ) та участі Американської енерготехнологічної компанії (Чикаго, США) розробили конструкцію лабораторної ЕТПШ продуктивністю 10 кг/год. Відповідно до завдання АЕТ розробка печі виконана для обробки графіту з розміром фракцій 100 мкм, розрахункова міцність печі 1...10 кг/год, температура обробки 2 000...2 500 °С [65, 66].

Висновки

1. У зв'язку з розвитком ядерних енергетичних систем IV покоління та збільшенням популярності електротранспорту спостерігається динамічне зростання споживання графіту. Це обумовлює актуальність розробки та вдосконалення технологій одержання графіту високої чистоти.

2. Хімічні промислові способи очищення природного графіту становлять екологічну небезпеку через використання токсичних прекурсорів, що робить їх забороненими в деяких країнах.

3. Основним термічним промисловим способом одержання штучного графіту є нагрівання коксу або антрациту в спеціальних електричних печах за температури близько 3 000 °С і підвищеного тиску без доступу повітря, однак такий спосіб має низку недоліків, серед яких високі енерго- та ресурсовитрати.

4. Серед розглянутих розробок та досліджень у напрямку створення технологій одержання графіту високої чистоти найбільшою проблемою для термічних методів є складність апаратного оформлення

та низький вихід готового продукту, а для хімічних методів (як і промислових хімічних методів) є екологічна небезпека через застосування токсичних речовин.

5. Перспективним виглядає можливість очищення графіту в апаратах з ЕТПШ, але на сьогодні немає необхідного масиву розрахункових та експериментальних даних для подальшого розвитку цієї технології. Враховуючи збільшення попиту на графіт, екологічну небезпеку, високі енерговитрати та технологічні складності одержання графіту традиційними способами, розвиток технології очищення графіту в апаратах ЕТПШ є актуальним науковим завданням.

Список використаної літератури

1. Toniolo B. European Carbon and Graphite Association ECGA. Annual Report 2014–2015 / B. Toniolo. — Bruxelles, Belgium : EGGA, 2016. — Режим доступу: http://www.ecga.net/sites/default/files/pdf/ecga_ar_2014-15_draft-final.pdf.
2. Jewell S. Mineral commodity summaries 2017: U. S. Geological Survey / S. Jewell, S. M. Kimball. — Reston, U.S. — 202 p. — doi.org/10.3133/70180197.
3. Olson D. W. Graphite / D. W. Olson // U. S. Geological Survey Minerals Yearbook. — 2014. — U. S. Department of the Interior, U. S. Geological Survey, 15 p. — Available at: <https://d9-wret.s3.us-west-2.amazonaws.com/assets/palladium/production/mineral-pubs/graphite/myb1-2014-graph.pdf>.
4. Keeling J. Graphite: properties, uses and South Australian resources / J. Keeling // MESA Journal. — 2017. — Vol. 84 (3). — P. 28–41.
5. Siow K. S. Graphite exfoliation to commercialize graphene technology / K. S. Siow // Sains Malaysiana. — 2017. — Vol. 46 (7). — P. 1047–1059. — doi.org/10.17576/jsm-2017-4607-06.
6. Kalyoncu R. S. Graphite / R. S. Kalyoncu // U. S. Geological Survey Minerals Yearbook. — 2000. — Reston, US : U. S. Geological Survey. — P. 76–77.
7. Crossley P. Graphite: high-tech supply sharpens up / P. Crossley // Industrial Minerals. — 2000. — Vol. 398. — P. 31–47.
8. Василенко И. Я. Радиоактивный углерод / И. Я. Василенко, В. А. Осипов, В. П. Рублевский // Природа. — 1992. — № 12. — С. 59–65.
9. Графит как высокотемпературный материал: сб. статей; пер. с англ. под. ред. К. П. Власова. — Москва : Мир, 1964. — 420 с.
10. Графит в науке и ядерной технике / Е. И. Жмуриков, И. А. Бубненко, В. В. Дрёмов [и др.]. — Новосибирск, 2013. — 193 с.

11. Доллежалъ Н. А. Канальный ядерный энергетический реактор / Н. А. Доллежалъ, И. Я. Емельянов. — Москва : Атомиздат, 1980. — 208 с.
12. Графит как конструкционный материал ядерных энергетических систем IV поколения / А. И. Комир, Н. П. Одеичук, А. А. Николаенко [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. — 2016. — № 1 (101). — С. 51–55.
13. Литиевые батареи для применения на транспорте: современные проблемы и перспективы / В. З. Барсуков, В. Г. Хоменко, И. В. Сеник, О. Ш. Черный // Вопросы химии и химической технологии. — 2013. — № 4. — С. 127–131.
14. Moradi B. Recycling of graphite anodes for the next generation of lithium ion batteries / B. Moradi, G. G. Botte // Journal of Applied Electrochemistry. — 2016. — Vol. 46 (2). — P. 123–148. — doi.org/10.1007/s10800-015-0914-0.
15. Li J. How to develop best carbon/graphite products for lead-carbon battery applications (Superior Graphite) / J. Li, F. Henry, Y. Feng // Poster session presented at the 10th International conference on lead-acid batteries LABAT'2017 (Golden Sands, Bulgaria, June 13–16, 2017). — 2017. — 23 p.
16. Elementenergy / The Committee on Climate Change // Cost and performance of EV batteries (Final report for The Committee on Climate Change). — 2012. — 91 p. — Available at: https://www.element-energy.co.uk/wordpress/wp-content/uploads/2012/06/CCC-battery-cost_-Element-Energy-report_March2012_Finalbis.pdf.
17. Гурин И. В. Чистота графитовых и углеродных композиционных материалов / И. В. Гурин, Т. С. Яковицкая, О. Г. Капленко // Вопросы атомной науки и техники. — (Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»). — 2011. — № 2 (132/97). — С. 132–136.
18. Федоров С. С. Розвиток наукових основ створення високотемпературних агрегатів з електротермічним киплячим шаром для очищення вуглецевих матеріалів: дис. ... д-ра техн. наук: спец. 05.14.06 / С. С. Федоров. — Дніпро, 2018. — 302 с.
19. Lee S. Bulk graphite: materials and manufacturing process / S. Lee, D. Kang, J. Roh // Carbon letters. — 2015. — Vol. 16 (3). — P. 135–146. — doi.org/10.5714/cl.2015.16.3.135.
20. Tambanis S. Thermal processing achieves up to 99.99994% purity of Mahenge graphite concentrates / Steven Tambanis, Gabriel Chiappini. — Black rock mining limited, 2016. — 4 p.
21. Xie W. Fixed carbon content and reaction mechanism of natural microcrystalline graphite purified by hydrochloric acid and sodium fluoride / W. Xie, Z. Wang, J. Kuang, [et al.] // International Journal of Mineral Processing. — 2016. — Vol. 155. — P. 45–54. — doi.org/10.1016/j.minpro.2016.08.002.
22. Брагина В. И. Разработка технологии обогащения графитовых руд / В. И. Брагина, И. И. Бакшеева // Горный информационно-аналитический бюллетень (научно-технический журнал). — 2012. — № 9. — С. 133–137.
23. Перспективные способы подготовки литейных графитов / С. В. Беляев, Г. А. Королева, С. И. Лыткина [и др.] // Журнал Сибирского федерального университета. Инженерия и технологии. — 2014. — № 4 (7). — С. 462–466.
24. Syarifuddin F. Effect of acid leaching on upgrading the graphite concentrate from West Kalimantan (Indonesia) / F. Syarifuddin, F. F. Florena, E. S. Hanam, [et al.] // AIP Conference Proceedings: 2nd Padjadjaran International Physics Symposium, 2015. — 2016. — P. 1712 (1). — doi.org/10.1063/1.4941905.
25. Thi H. T. Sulfuric acid leaching process for producing high purity graphite from 92.6% C to 98% C / H. T. Thi, N. D. Hong // World Journal of Research and Review. — 2017. — Vol. 5 (1). — P. 23–26.
26. Peng W. Increasing the fine flaky graphite recovery in flotation via a combined multiple treatments technique of Middlings / W. Peng, Y. Qiu, L. Zhang, [et al.] // Minerals. — 2017. — № 7 (11). — P. 208. — doi.org/10.3390/min7110208.
27. Ding S. F. Research on purification technics of some flake Graphite / S. F. Ding, Y. P. Niu // Advanced Materials Research. — 2013. — Vol. 119. — P. 753–755. — doi.org/10.4028/www.scientific.net/amr.753-755.119.
28. Олійник М. О. Удосконалення технології збагачення графітової сировини Заваллівського родовища / М. О. Олійник, А. І. Макачова // Гірничий вісник. — 2014. — № 97. — С. 210–215.
29. Hayes T. Graphite for batteries (Edison Report) / T. Hayes. — Edison Investment Research, 2016. — 15 p.
30. Coosa Graphite Project, Coosa County, Alabama. Retrieved March 14/2018. — Available at: <https://www.mining-technology.com/projects/coosa-graphite-project-coosa-county-alabama>.
31. Gubinskiy M. V. Analysis of Energy Efficiency of Furnaces for High Temperature Treatment of Carbon Materials / M. V. Gubinskiy, S. S. Fedorov, N. V. Livitan, [et al.] // Metallurgical and Mining Industry. — 2013. — Vol. 5 (2). — P. 71–76.
32. Zaghiba K. Purification process of natural graphite as anode for Li-ion batteries: chemical versus thermal / K. Zaghiba, X. Songb, A. Guerfia, [et al.] // Journal of

- Power Sources. — 2003. — Vol. 119/121. — P. 8–15. — doi.org/10.1016/S0378-7753(03)00116-2.
33. Лакомский В. И. Электрические и электроконтактные свойства электродного термоантрацита / В. И. Лакомский. — Киев : Академперіодика, 2008. — 105 с.
34. Петров Б. Ф. Энергосбережение при производстве электродного термоантрацита / Б. Ф. Петров. — Киев : Экотехнология, 2006. — 144 с.
35. Gasik M. M. Modelling and optimisation of anthracite treatment in an electrocalcinator / M. M. Gasik, M. I. Gasik, O. Yu. Urazlina, S. V. Kutuzov // Proceedings of the Twelfth International Ferroalloys Congress Sustainable Future (Helsinki, June 6–9). — 2010. — P. 339–348.
36. Patent USA no. US568323A. C04B35/532 Manufacture of graphite / Applicant and patent holder: E. G. Acheson. — Application date: 27.12.1895. Publication date: 29.09.1896.
37. Ragan S. Science and technology of graphite manufacture / S. Ragan, H. Marsh // Journal of Materials Science. — 1983. — Vol. 18 (11). — P. 3161–3176. — doi.org/10.1007/bf00544139.
38. Форись С. Н. Математическое моделирование шахтных известково-обжиговых печей / С. Н. Форись, С. С. Федоров, М. В. Губинский // Системні технології: регіональний міжвузівський збірник наукових праць. — 2008. — № 2. — С. 98–104.
39. Форись С. Н. Исследование влияния турбулентной диффузии газа на работу шахтных известково-обжиговых печей / С. Н. Форись, С. С. Федоров, О. Г. Федоров // Інтегровані технології та енергозбереження: щоквартальний науково-практичний журнал. — 2008. — № 2. — С. 146–150.
40. Исследование процессов смесеобразования в шахтных известково-обжиговых печах / С. С. Федоров, С. Н. Форись, Р. Г. Хейфец [и др.] // Технічна теплофізика та промислова теплоенергетика: зб. наук. праць. — 2010. — № 2. — С. 184–197.
41. Purification Furnaces // TevTech. Materials Processing Solutions : official website. — 2013. — Available at: <http://www.tevtechllc.com/graphite-purification.jsp>.
42. Syarifuddin F. Effect of acid leaching on upgrading the graphite concentrate from West Kalimantan (Indonesia) / F. Syarifuddin, F. F. Florena, E. S. Hanam, [et al.] // AIP Conference Proceedings (2nd Padjadjaran International Physics Symposium, 2015). — 2016. — P. 1712. — doi.org/10.1063/1.4941905.
43. Ojovan M. I. Studying treatment of irradiated graphite / M. I. Ojovan, A. J. Wickham // Nuclear Engineering International (Retrieved February 23/2016). — Available at: www.neimagazine.com/features/featurestudying-treatment-of-irradiated-graphite-4818534.
44. Windes W. Graphite Technology Development Plan / W. Windes, T. Burchell, R. Bratton. — Idaho National Laboratory, 2010. — 60 p. — <https://doi.org/10.2172/993160>.
45. Виргильев Ю. С. Примеси в реакторном графите и его работоспособность / Ю. С. Виргильев // Атомная энергия. — 1988. — Т. 84, вып. 1. — С. 7–16.
46. Neighbour G. B. Management of ageing in graphite reactor cores / G. B. Neighbour. — Royal Society of Chemistry. — 2007. — 299 p. — <https://doi.org/10.1039/9781847557742>.
47. Thi H. T., Hong N. D. Sulfuric acid leaching process for producing high purity graphite from 92.6 % C to 98 % C / H. T. Thi, N. D. Hong // World Journal of Research and Review. — 2017. — Vol. 5 (1). — P. 23–26.
48. Химическое обогащение графит-содержащих продуктов / Т. А. Олейник, О. И. Дзюба, В. Н., Харитонов, Е. В. Кулаков // Наукові праці Донецького національного університету. — 2008. — № 15 (131). — С. 139–151.
49. Вплив домішок та методологія їх визначення в графіті як в активному матеріалі літій-іонних джерел струму / Д. І. Коробко, В. Г. Хоменко, В. З. Барсуков, І. С. Макеева // Вісник Київського національного університету технологій та дизайну. — (Серія «Технічні науки»). — 2015. — № 3. — С. 220–226.
50. Nuclear Graphite Waste Management // Technical Committee meeting held in Manchester, United Kingdom, October 18–20, 1999. — IAEA, 2001. — 217 p.
51. Chang E. L. Purification of carbon nanotubes by high temperature chlorine gas treatment / E. L. Chang, H. L. Poh, Z. Sofer, M. Pumera // Physical Chemistry Chemical Physics. — 2013. — Vol. 15. — P. 5615. — doi.org/10.1039/c3cp50348h.
52. Canadian Patent no. CA2163221. C01B32/215 (2017.01), C01B32/20 (2017.01), B01J 8/02 (2006.01) Process and apparatus for the purifications of graphite / J.-M. Lalanette; Applicant and patent holder: STRATMIN INC. — Application date: 21.05.1993. Publication date: 30.10.2001.
53. Tsuji K. Global value chains: Graphite in lithium-ion batteries for electric vehicles. Working Paper ID-090 / K. Tsuji. — United States International Trade Commission, 2022. — 91 p.
54. Patent USA № US5419889A. C01B32/215 Method for manufacturing high purity graphite material. / T. Matsumoto, T. Hoshikawa; Applicant and patent holder: Toyo Tanso Co Ltd. — Application date: 14.12.1994. Publication date: 30.05.1995.
55. Gupta C. K. Fluid Bed Technology in Materials Processing / C. K. Gupta, D. Sathiyamoorthy. — New York : CRC Press LLC, 1999. — 512 p.

56. Бородуля В. А. Высокотемпературные процессы в электротермическом кипящем слое / В. А. Бородуля. — Минск: Наука и техника, 1973. — 176 с.
57. Локальная проводимость кипящего слоя, состоящая из электропроводящих частиц / А. И. Малиновский, О. С. Рабинович, В. А. Бородуля [и др.] // Инженерно-физический журнал. — 2012. — Т. 85, № 2 — С. 239–245.
58. Кожан А. П. Электросопротивление кипящего слоя графитовых частиц / А. П. Кожан, К. Е. Махорин, С. П. Гориславец // Инженерно-физический журнал. — 1968. — № 15 (4). — С. 648–652.
59. US Patent no. US4160813A. C01B31/02; C01B31/04 Method for heat treating carbonaceous material in a fluidized bed / R. F. Markel, W. M. Goldberger; Applicant and patent holder: Graphite Synthesis Company. — Application date: 21.07.1978. Publication date: 10.07.1979.
60. Ахметов М. М. Получение малосернистых коксов из сернистых нефтей / М. М. Ахметов. — Уфа : ГУП ИНХПРБ, 2010. — 180 с.
61. European Patent no. EP 0274165B1. C01 B31/04, B01J 8/24 Thermal purification of natural mineral carbons / W. M. Goldberger, P. R. Carney, A. K. Reed; Applicant and patent holder: Graphite Synthesis Company. — Application date: 05.01.1987. Publication date: 13.07.1988.
62. Patent USA no. US20050062205A1. C22B5/14 Method and apparatus for heat treatment of particulates in an electrothermal fluidized bed furnace and resultant products / M. Zak, W. Harrison, J. Doninger; Applicant and patent holder: Graphite Synthesis Company. — Application date: 18.09.2003. Publication date: 24.03.2005.
63. Chudnovsky Ya., Kozlov A. Development and Testing of the Advanced CHP System Utilizing the Off-Gas from the Innovative Green Coke Calcining Process in Fluidized Bed. (Report No. DE-EE0000434). Des Plaines, IL, US: Gas Technology Institute. 2013. — P. 97. — doi.org/10.2172/1123883.
64. Kozlov, A., Chudnovsky, Y., Khinkis, M., Yuan, H., & Zak, M. Advanced Green Petroleum Coke Calcination in an Electrothermal Fluidized Bed Reactor / A. Kozlov, Y. Chudnovsky, M. Khinkis, H. Yuan, M. Zak // EPD Congress, 2014. — P. 45–53. — doi.org/10.1002/9781118889664.ch6.
65. Федоров С. С. Выбор размеров рабочего пространства электротермических печей кипящего слоя для переработки углеродных материалов / С. С. Федоров, М. В. Губинский, С. Н. Форись // Металлургическая и горнорудная промышленность. — 2014. — № 4. — С. 87–90.
66. Fedorov S. S. Mathematical simulation of the structural properties of packed and fluidized beds / S. S. Fedorov, M. V. Gubinskii, S. N. Foris // Journal of Engineering Physics and Thermophysics. — 2016. — Vol. 89 (3). — P. 627–635.

**K. V. Simeiko^{1,2}, S. V. Kupriianchuk¹,
A. O. Syniahovskyi^{1,3}**

¹*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 12, Lysohirska st., Kyiv, 03028, Ukraine*

²*Institute of Gas of the NAS of Ukraine, 39, Dehtiarivska st., Kyiv, 03113, Ukraine*

³*National Aviation University, 1, Lyubomyra Huzara ave, Kyiv, 03058, Ukraine*

Technologies and Promising Developments of Graphite Production (Overview)

The article is devoted to a review of industrial technologies, promising developments, and research in obtaining graphite, particularly nuclear purity. Due to its unique properties, graphite has become an integral part of products used in nuclear energy, power equipment, mechanical engineering, metallurgy, and other industries. Graphite as a constructional and functional material is applied in high-temperature reactors: AVR (Germany), HTGR-1 (USA), improved gas-cooled reactor AGR (England), and in uranium-graphite high-power channel-type reactor (RBMK) (USSR, Russian Federation, Lithuania). At present time, graphite is a constructive and functional material in nuclear power systems of the IV generation, especially in high-temperature gas-cooled systems (HTGR, HTR, HTGR, VHTR) and liquid salt reactors (MSR). Due to the development of nuclear power systems of the IV generation and the increase in the popularity of electric transport, there is a dynamic increase in the consumption of graphite, therefore the issue of developing and improving technologies for the production of high-purity graphite (including nuclear) are of great practical importance. The aim of the article was to determine the most promising options for producing graphite, especially for using this material in generation IV nuclear power systems in future.

Chemical industrial methods of cleaning natural graphite represent an environmental hazard due to the use of toxic precursors, which makes them prohibited in some countries. The main thermal industrial method of obtaining artificial graphite is the heating of coke or anthracite in special electric furnaces at a temperature of about 3000 °C and high pressure without air access. However, this method has several disadvantages, including high energy and resource costs. Among the considered developments and research in the direction of

creating technologies for obtaining high-purity graphite, the biggest problem for thermal methods is the complexity of the hardware design and the low yield of the finished product, and for chemical methods (as well as industrial chemical methods) there is an environmental hazard due to the use of toxic substances. One of the promising possibilities is the high-temperature purification of graphite (including nuclear purity) in devices with an electrothermal fluidized bed. However, due to insufficient research in this direction, the technology has not yet gained industrial implementation. Considering the described factors, developing graphite purification technology in electrothermal fluidized bed reactors is an urgent scientific task.

Keywords: graphite, chemical and thermal production methods, electrothermal fluidized bed, IV generation nuclear power systems.

References

1. Toniolo B. (2016). *European Carbon and Graphite Association (ECGA) Annual Report 2014–2015*. Bruxelles, Belgium: EGGA, 19 p. Available at: http://www.ecga.net/sites/default/files/pdf/ecga_ar_2014-15_draft-final.pdf.
2. Jewell S., Kimball S. M. (2017). *Mineral commodity summaries 2017*. U. S. Geological Survey. Reston, U.S., 202 p. doi.org/10.3133/70180197.
3. Olson D. W. (2014). Graphite. In: *U. S. Geological Survey Minerals Yearbook* [Advance release]. U. S. Department of the Interior, U. S. Geological Survey, 15 p. Available at: <https://d9-wret.s3.us-west-2.amazonaws.com/assets/palladium/production/mineral-pubs/graphite/myb1-2014-graph.pdf>.
4. Keeling J. (2017). Graphite: properties, uses and South Australian resources. *MESA Journal*, vol. 84 (3), pp. 28–41.
5. Siow K. S. (2017). Graphite exfoliation to commercialize graphene technology. *Sains Malaysiana*, vol. 46 (7), pp. 1047–1059. doi.org/10.17576/jsm-2017-4607-06.
6. Kalyoncu R. S. (2000). Graphite. In: *U. S. Geological Survey Minerals Yearbook*. Reston, US: U. S. Geological Survey, pp. 76–77.
7. Crossley P. (2000). Graphite: high-tech supply sharpens up. *Industrial Minerals*, vol. 398, pp. 31–47.
8. Vasilenko I. Ya., Osipov V. A., Rublevskiy V. P. (1992). Radioaktivnyy uglirod [Radioactive carbon]. *Priroda*, vol. 12, pp. 59–65. (in Rus.)
9. Vlasova K. P. (ed.) (1964). *Grafit kak vysokotemperaturnyy material* [Graphite as a high temperature material]. Moscow: Mir, 420 p. (in Rus.)
10. Zhmurikov Ye. I., Bubnenkov I. A., Dremov V. V., Samarin S. I., Pokrovskiy A. S., Kharkov D. V. (2013). *Grafit v nauke i yadernoy tekhnike* [Graphite in science and nuclear engineering]. Novosibirsk, 193 p. (in Rus.)
11. Dollezhal N. A., Yemelyanov I. Ya. (1980). *Kanalnyi yadernyi energeticheskii reaktor* [Channel nuclear power reactor]. Moscow: Atomizdat, 208 p. (in Rus.)
12. Komir A. I., Odeychuk N. P., Nikolaenko A. A., Tkachenko V. I., Derevyanko V. A., Krivchenko O. V., Shepelev A. G. (2016). Grafit kak konstruktivnyy material yadernikh eneregeticheskikh sistem IV pokoleniya [Graphite as a structural material for generation IV nuclear energy systems]. *Voprosy atomnoy nauki i tekhniki* [Problems of atomic science and technology], vol. 101, no. 1, pp. 51–55. (in Rus.)
13. Barsukov V. Z., Khomenko V. G., Senik I. V., Chernyy O. Sh. (2013). Litievye batarei dlya primeneniya na transporte: sovremennyye problemy i perspektivy [Lithium batteries for transport applications: modern problems and prospects]. *Voprosy khimii i khimicheskoy tekhnologii* [Issues of chemistry and chemical technology], vol. 4, pp. 127–131. (in Rus.)
14. Moradi B., Botte G. G. (2016). Recycling of graphite anodes for the next generation of lithium ion batteries. *Journal of Applied Electrochemistry*, vol. 46 (2), pp. 123–148. doi.org/10.1007/s10800-015-0914-0.
15. Li J., Henry F., Feng Y. (2017). How to develop best carbon/graphite products for lead-carbon battery applications (Superior Graphite). *Poster session presented at the 10th International conference on lead-acid batteries LABAT'2017 (Golden Sands, Bulgaria, June 13–16, 2017)*, p. 23.
16. Elementenergy. Cost and performance of EV batteries. In: *Final report for The Committee on Climate Change*, 2012, 91 p. Available at: https://www.element-energy.co.uk/wordpress/wp-content/uploads/2012/06/CCC-battery-cost_-Element-Energy-report_March2012_Finalbis.pdf.
17. Gurin I. V., Yakovitskaya T. S., Kaplenko O. G. (2011). Chistota grafitovykh i uglirodnykh kompozitsionnykh materialov [Purity of graphite and carbon composite materials]. *Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Seriya: Fizika radiatsionnykh povrezhdeniy i radiatsionnoe materialovedenie* [Problems of Atomic Science and Technology. Series: Physics of Radiation Damage and Radiation Material Science.], vol. 2(132/97), pp. 132–136. (in Rus.)
18. Fedorov S. S. (2018). Rozvytok naukovykh osnov stvorennia vysokotemperaturnykh ahrehativ z elektrotermichnym kypliyachym sharom dlia ochyshchennia vuhlecevykh materialiv [The development of the scientific foundations of the creation of high-temperature

- aggregates with an electrothermal boiling ball for the purification of carbonaceous materials] (PhD Thesis). Dnipro, 302 p. (in Ukr.)
19. Lee S., Kang D., Roh J. (2015). Bulk graphite: materials and manufacturing process. *Carbon Letters*, vol. 16 (3), pp. 135–146. doi.org/10.5714/cl.2015.16.3.135.
 20. Tambanis S., Chiappini G. (2016). Thermal processing achieves up to 99.99994 % purity of Mahenge graphite concentrates. *Black Rock Mining Limited*, 4 p.
 21. Xie W., Wang Z., Kuang J., Xu H., Yi S., Deng Y., Cao T., Guo Z. (2016). Fixed carbon content and reaction mechanism of natural microcrystalline graphite purified by hydrochloric acid and sodium fluoride. *International Journal of Mineral Processing*, vol. 155, pp. 45–54. doi.org/10.1016/j.minpro.2016.08.002.
 22. Bragina V. I., Baksheeva I. I. (2012). Razrabotka tekhnologii obogashcheniya grafitovykh rud [Development of technology for beneficiation of graphite ores]. *Gornyi informatsionno-analiticheskiy byulleten (nauchno-tekhnicheskii zhurnal)* [Mining Information and Analytical Bulletin], vol. 9, pp. 133–137. (in Rus.)
 23. Belyaev S. V., Koroleva G. A., Lytkina S. I., Mamina L. I., Gilmanshina T. R. (2014). Perspektivnye sposoby podgotovki liteynykh grafitov [Promising methods for the preparation of foundry graphites]. *Zhurnal Sibirskogo federal'nogo universiteta. Inzheneriya i Tekhnologii* [Journal of the Siberian Federal University. Engineering and Technology], vol. 4 (7), pp. 462–466. (in Rus.)
 24. Syarifuddin F., Florena F. F., Hanam E. S., Trisko N., Kustiyo E. E., Arinton G. (2016). Effect of acid leaching on upgrading the graphite concentrate from West Kalimantan (Indonesia). *AIP Conference Proceedings: 2nd Padjadjaran International Physics Symposium 2015*, p. 1712. doi.org/10.1063/1.4941905.
 25. Thi H. T., Hong N. D. (2017). Sulfuric acid leaching process for producing high purity graphite from 92.6 % C to 98 % C. *World Journal of Research and Review*, vol. 5 (1), pp. 23–26.
 26. Peng W., Qiu Y., Zhang L., Guan J., Song S. (2017). Increasing the fine flaky graphite recovery in flotation via a combined multiple treatments technique of mid-dlings. *Minerals*, vol. 7 (11), p. 208. doi.org/10.3390/min7110208.
 27. Ding S. F., Niu Y. P. (2013). Research on purification techniques of some flake graphite. *Advanced Materials Research*, vol. 119, pp. 753–755. doi.org/10.4028/www.scientific.net/amr.753-755.119.
 28. Oliinyk M. O., Makachova A. I. (2014). Udoshkonalennia tekhnolohii zbahachennia hrafitovoi syrovyny Zavalivskoho rodovyscha [Improvement of the technology of enrichment of graphite raw materials of the Zavaliv deposit.]. *Hirnychi visnyk* [Mining Herald], vol. 97, pp. 210–215. (in Ukr.)
 29. Hayes T. (2016). *Graphite for batteries* (Edison Report). Edison Investment Research, 15 p.
 30. *Coosa Graphite Project*, Coosa County, Alabama. Available at: <https://www.mining-technology.com/projects/coosa-graphite-project-coosa-county-alabama>.
 31. Gubinskiy M. V., Fedorov S. S., Livitan N. V., Gogotsi A. G., Barsukov I. V., Rohathi U. (2013). Analysis of energy efficiency of furnaces for high temperature treatment of carbon materials. *Metallurgical and Mining Industry*, vol. 5 (2), pp. 71–76.
 32. Zaghib K., Songb X., Guerfia A., Rioux R., Kinoshita K. (2003). Purification process of natural graphite as anode for Li-ion batteries: chemical versus thermal. *Journal of Power Sources*, vol. 119/121, pp. 8–15. doi.org/10.1016/S0378-7753(03)00116-2.
 33. Lakomskiy V. I. (2008). *Elektricheskie i elektrokontaktnye svoystva elektrodnoogo termoantratsita* [Electrical and electrocontact properties of electrode thermoanthracite]. Kyiv: Academperiodyka, 105 p. (in Rus.)
 34. Petrov B. F. (2006). *Energoberezhenie pri proizvodstve elektrodnoogo termoantratsita* [Energy saving in the production of electrode thermoanthracite]. Kyiv: Ecotechnolgy, 144 p. (in Rus.)
 35. Gasik M. M., Gasik M. I., Urazlina O. Yu., Kutuzov S. V. (2010). Modelling and optimisation of anthracite treatment in an electrocalcinator. *Proceedings of the Twelfth International Ferroalloys Congress Sustainable Future (Helsinki, June 6–9, 2010)*, pp. 339–348.
 36. Acheson E. G. (1895). *Manufacture of graphite*. Patent USA no. US568323A. C04B35/532. Application date: 27.12.1895. Publication date: 29.09.1896.
 37. Ragan S., Marsh H. (1983). Science and technology of graphite manufacture. *Journal of Materials Science*, vol. 18 (11), pp. 3161–3176. doi.org/10.1007/bf00544139.
 38. Foris S. N., Fedorov S. S., Gubinskiy M. V. (2008). Matematicheskoe modelirovanie shakhtnykh izvestkovo-obzhigovykh pechey [Mathematical modeling of shaft lime kilns]. *Systemni tekhnolohii* [System technologies], vol. 2, pp. 98–104. (in Rus.)
 39. Foris S. N., Fedorov S. S., Fedorov O. G. (2008). Issledovanie vliyaniya turbulentnoy diffuzii gaza na rabotu shakhtnykh izvestkovo-obzhigovykh pechey [Study of the effect of turbulent gas diffusion on the operation of shaft lime kilns]. *Integhrovani tekhnolohii ta enerhoberezhennia: shchokvartalnyi naukovo-praktychnyi zhurnal* [Integrated technologies and energy saving: a quarterly scientific and practical journal], vol. 2, pp. 146–150. (in Rus.)

40. Fedorov S. S., Foris S. N., Kheifets R. G., Gubinskiy M. V., Usenko A. Yu., Kovpak A. G., Agadzhanian A. V. (2010). Issledovanie protsessov smeseobrazovaniya v shakhtnykh izvestkovo-obzhigovykh pechakh. [Investigation of mixture formation processes in shaft lime kilns]. *Tekhnichna teplofizyka ta promyslova teploenerhetyka* [Technical thermal physics and industrial thermal energy], vol. 2, pp. 184–197. (in Rus.)
41. Purification Furnaces. *TevTech. Materials Processing Solutions*: official website, 2013. Available at: <http://www.tevtechllc.com/graphite-purification.jsp>.
42. Syarifuddin F., Florena F. F., Hanam E. S., Trisko N., Kus-tiyanto E. E., Arinton G. (2016). Effect of acid leaching on upgrading the graphite concentrate from West Kalimantan (Indonesia). *AIP Conference Proceedings (2nd Padjadjaran International Physics Symposium, 2015)*, 1712 p. doi.org/10.1063/1.4941905.
43. Ojovan M. I., Wickham A. J. (2016). Studying treatment of irradiated graphite. In: *Nuclear Engineering International*. Available at: www.neimagazine.com/features/feature-studying-treatment-of-irradiated-graphite-4818534.
44. Windes W., Burchell T., Bratton R. (2010). *Graphite technology development plan*. Idaho National Laboratory, 60 p. doi.org/10.2172/993160.
45. Virgilev Yu. S. (1988). Primesi v reaktornom grafite i ego rabotosposobnost [Impurities in reactor graphite and its performance]. *Atomnaya energiya* [Atomic Energy], vol. 84, no. 1, pp. 7–16. (in Rus.)
46. Neighbour G. B. (2007). *Management of ageing in graphite reactor cores*. Royal Society of Chemistry, 299 p. doi.org/10.1039/9781847557742.
47. Thi H. T., Hong N. D. (2017). Sulfuric acid leaching process for producing high purity graphite from 92.6 % C to 98 % C. *World Journal of Research and Review*, vol. 5 (1), pp. 23–26.
48. Oleynik T. A., Dzyuba O. Y., Kharytonov V. N., Kulakov Ye. V. (2008). Khimicheskoe obogashcheniye ghrafit-soderzhashchikh produktov [Chemical enrichment of graphite-containing products.]. *Naukovi pratsi Donetsko-ho natsionalnoho universytetu* [Scientific works of Donetsk National University], vol. 15 (131), pp. 139–151. (in Rus.)
49. Korobko D. I., Khomenko V. H., Barsukov V. Z., Makie-ieva I. S. (2015). Vplyv domishok ta metodolohii yikh vyznachennia v hrafiti yak v aktyvnomu materialy liti-ionnykh dzherel strumu [Influence of impurities and methodology of their determination in graphite as an active material of lithium-ion current sources.]. *Visnyk Kyivskoho natsionalnoho universytetu tekhnolohii ta dyzainu. Serii: Tekhnichni nauky* [Bulletin of the Kyiv National University of Technology and Design. Series: Technical sciences], vol. 3, pp. 220–226. (in Ukr.)
50. IAEA (2001). Nuclear Graphite Waste Management. *Proceedings of the Technical Committee meeting (Manchester, United Kingdom, October 18–20, 1999)*, 217 p.
51. Chang E. L., Poh H. L., Sofer Z., Pumera M. (2013). Purification of carbon nanotubes by high temperature chlorine gas treatment. *Physical Chemistry Chemical Physics*, vol. 15, p. 5615. doi.org/10.1039/c3cp50348h.
52. Lalancette J.-M. (1993). *Process and apparatus for the purifications of graphite*. Canadian Patent no. CA2163221. C01B32/215 (2017.01), C01B32/20 (2017.01), B01J 8/02 (2006.01). Applicant and patent holder: STRATMIN INC. Application date: 21.05.1993. Publication date: 30.10. 2001.
53. Tsuji K. (2022). *Global value chains: Graphite in lithium-ion batteries for electric vehicles*. Working Paper ID-090. United States International Trade Commission, 91 p.
54. Matsumoto T., Hoshikawa T. (1994). Patent USA no. US5419889A. C01B32/215 *Method for manufacturing high purity graphite material*. Applicant and patent holder: Toyo Tanso Co Ltd. Application date: 14.12.1994. Publication date: 30.05.1995.
55. Gupta C. K., Sathiyamoorthy D. (1999). *Fluid bed technology in materials processing*. New York: CRC Press LLC, 512 p.
56. Borodulya V. A. (1973). *Vysokotemperaturnye protsessy v elektrotermicheskom kipyashchem sloe* [High-temperature processes in electrothermal fluidized bed]. Minsk: Science and Technology, 176 p. (in Rus.)
57. Malinovskiy A. I., Rabinovich O. S., Borodulya V. A., Grebenkov A. Zh., Sidorovich A. M. (2012). Lokalnaya provodimost kipyashchego sloya, sostoyashchaya iz elektroprovodyashchikh chastits [Local conductivity of the fluidized bed, consisting of electrically conductive particles]. *Inzhenerno-fizicheskij zhurnal* [Engineering Physics Journal], vol. 85, no. 2, pp. 239–245. (in Rus.)
58. Kozhan A. P., Makhonin K. Ye., Gorislavets S. P. (1968). Elektrosoprotivlenie kipyashchego sloya grafitovykh chastits [Electrical resistance of a fluidized bed of graphite particles]. *Inzhenerno-fizicheskij zhurnal* [Engineering Physics Journal]. № 15(4). — pp. 648–652. (in Rus.)
59. Markel R. F., Goldberger W. M. (1978). *Method for heat treating carbonaceous material in a fluidized bed*. US Patent no. US4160813A. C01B31/02; C01B31/04. Applicant and patent holder: Graphite Synthesis Company. Application date: 21.07.1978. Publication date: 10.07.1979.
60. Akhmetov M. M. (2010). Poluchenie malosernistykh koksov iz sernistykh neftey [Obtaining low-sulfur coke from sour oils]. Ufa: JSC “INHP”, 180 p. (in Rus.)
61. Goldberger W. M., Carney P. R., Reed A. K. (1987). *Thermal purification of natural mineral carbons*. European Patent no. EP 0274165B1. C01 B31/04, B01J 8/24. Applicant

- and patent holder: Graphite Synthesis Company. Application date: 05.01.1987. Publication date: 13.07.1988.
62. Zak M., Harrison W., Doninger J. (2003). *Method and apparatus for heat treatment of particulates in an electrothermal fluidized bed furnace and resultant products*. Patent USA no. US20050062205A1. C22B5/14. Applicant and patent holder: Graphite Synthesis Company. Application date: 18.09.2003. Publication date: 24.03.2005.
63. Chudnovsky Ya., Kozlov A. (2013). *Development and testing of the advanced CHP system utilizing the off-gas from the innovative green coke calcining process in fluidized bed*. Report no. DE-EE0000434. Des Plaines, IL, US: Gas Technology Institute, 97 p. doi.org/10.2172/1123883.
64. Kozlov A., Chudnovsky Y., Khinkis M., Yuan H., Zak M. (2014). Advanced green petroleum coke calcination in an electrothermal fluidized bed reactor. *Proceedings of the EPD Congress 2014*, pp. 45–53. doi.org/10.1002/9781118889664.ch6.
65. Fedorov S. S., Gubinskiy M. V., Foris S. N. (2014). Vybor razmerov rabocheho prostranstva elektrotermicheskikh pechey kipyashchego sloya dlya pererabotki uglerodnykh materialov [Choice of dimensions of the working space of electrothermal fluidized bed furnaces for the processing of carbon materials]. *Metallurgicheskaya i gornorudnaya promyshlennost* [Metallurgical and mining industry], vol. 4, pp. 87–90. (in Rus.)
66. Fedorov S. S., Gubinskii M. V., Foris S. N. (2016). Mathematical simulation of the structural properties of packed and fluidized beds. *Journal of Engineering Physics and Thermophysics*, vol. 89 (3), pp. 627–635.

Надійшла 25.02.2023

Received 25.02.2023

О. В. Михайлов, В. М. Безмилов

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна

Верифікація коефіцієнтів масштабування, призначених для радіологічної характеристики твердих радіоактивних відходів АЕС за методологією МАГАТЕ. Огляд сучасних підходів

Ключові слова:

тверді радіоактивні відходи,
радіонукліди, що важко
вимірюються,
питома активність,
мінімально детектована
активність,
коефіцієнт масштабування,
верифікація

Наведено огляд світового досвіду застосування процедури верифікації в системі характеристики твердих радіоактивних відходів (ТРВ) АЕС та інших ядерних установок. Виконано оцінку сучасного стану застосування методології коефіцієнтів масштабування (КМ) для радіологічної характеристики ТРВ, що спрямовуються на захоронення. Визначено необхідність застосування обов'язкової епізодичної або систематичної перевірки (верифікації) установлених раніше (діючих) КМ для забезпечення надійності визначення паспортної активності радіонуклідів, що важко вимірюються, у складі ТРВ. Узагальнено досвід проведення верифікації шляхом валідації КМ із застосуванням кількісних критеріїв, за результатами порівняння з якими приймається рішення стосовно подальшого застосування діючих КМ до інших партій відходів або визнання необхідності їхнього оновлення. Зроблено висновок про те, що верифікація є необхідним елементом забезпечення надійності застосування методології КМ для радіологічної характеристики ТРВ, що спрямовуються на захоронення.

Вступ

Для забезпечення безпеки сховищ, що використовуються для остаточного захоронення твердих радіоактивних відходів (ТРВ), які утворюються в процесі експлуатації АЕС та інших ядерних установок або після зняття їх з експлуатації, проводиться контроль відповідності рівнів їхнього радіонуклідного забруднення діючим критеріям приймання [1, 2]. Кожен клас ТРВ має свою максимально допустиму активність, розраховану шляхом оцінки безпеки сховища на період експлуатації, для окремих радіонуклідів у кожному класі відходів застосовуються максимально допустимі активності [3–6]. Кількість радіонуклідів, що становлять інтерес, а також класифікація відходів варіюються від країни до країни. Більшість радіонуклідів, питома та сумарна актив-

ність яких має бути визначена та вказана в паспорті на упаковку, належать до так званих радіонуклідів, що важко вимірюються (РВВ). В англomовній літературі аналог скороченої назви РВВ зустрічається в редакціях DTM (від difficult-to-measure) або HTM (від hard-to-measure) nuclide [1, 2, 6–14]. Питому активність (вміст) таких радіонуклідів у ТРВ можна визначити тільки в лабораторних умовах із застосуванням повного циклу аналізу зразків, відібраних від матеріалів, що віднесені до відходів. Це займає багато часу й вимагає чимало матеріальних витрат для проведення підготовчих операцій і вимірювань. Для оперативного вирішення проблем із радіологічною характеристикою ТРВ, що надходять на захоронення, у багатьох країнах світу для визначення активності РВВ застосовують scaling factors (SF) — коефіцієнти масштабування (КМ), набори яких за переліком

© О. В. Михайлов, В. М. Безмилов, 2023

радіонуклідів, що належать до паспортизації, мають назву «радіонуклідні вектори» (РВ) [13–16].

Незважаючи на свою тривалу історію, загальна методологія застосування КМ [10] залишається майже незмінною, однак певні проблеми із забезпеченням надійності визначення питомої та сумарної активності РВВ в упаковках з ТРВ періодично виникали в різних країнах світу. В основному це пов'язано з тим, що, по-перше, радіологічні характеристики раніше досліджених потоків відходів змінюються з часом унаслідок радіоактивного розпаду. По-друге, відношення активності між радіонуклідами в новій партії ТРВ, наприклад зі складу нового шару складованих відходів чи з іншої секції сховища, можуть суттєво відрізнитися від попередньо встановлених значень [6–9, 11–15]. Для забезпечення надійності застосування методології МАГАТЕ в різних країнах світу один раз на 1–5 років проводилась епізодична або періодична перевірка та оновлення (update) значень КМ. У літературі [1, 8, 13–15] така процедура зустрічається під назвою «верифікація».

Метою роботи є узагальнення світового досвіду верифікації КМ, які за методологією МАГАТЕ використовуються для визначення паспортної активності РВВ у партіях ТРВ, що спрямовуються на захоронення.

Поточний стан застосування методології коефіцієнтів масштабування в різних країнах

Найголовнішим базовим принципом застосування методології КМ у системі радіологічної характеристики ТРВ є існування кореляції між питомою активністю (вмістом) радіонуклідів в їхньому складі [1, 2, 8, 10]. Кореляція має бути між альфа-і бета-випромінювачами із числа РВВ, що підлягають паспортизації, та радіонуклідами з числа реперних (ключових від *key nuclides* в англомовній літературі) радіонуклідів (РР), вміст яких можна легко визначити за результатами неруйнівних методів аналізу (наприклад, гамма-спектрометрії) з можливістю їхнього застосування безпосередньо в технологічному ланцюгу з радіологічної характеристики упаковок із ТРВ. За визначенням, КМ є безрозмірною величиною (*dimensionless factor*), просто множником, або функцією (скорочено CF — від англійської назви *correlation function*), установленою за результатами визначення математичного взаємозв'язку між вмістом РВВ і РР [1, 8]. Якщо КМ є простим множником, вміст РВВ можна легко визначити — помножити значення КМ на вимірюваний вміст РР у ТРВ.

У цьому випадку як КМ використовують середнє відношення «вміст РВВ / вміст РР» у представницьких зразках ТРВ [1, 7–12] або значення відносного внеску (*relative proportions*) активності РВВ у сумарну активність зразка [6, 13]. В іншому випадку замість числових значень КМ використовують функціональні залежності (CF) між вмістом (або логарифмами вмісту) РВВ і РР від найпростіших лінійних рівнянь до складних регресійних моделей [1, 2, 8]. Для кожного потоку (партії) відходів (матеріалів, що можуть бути об'єднані в одну групу за ознакою однорідності) КМ, що відповідають окремим РВВ, питома та сумарна активність яких належить паспортизації, об'єднують у РВ.

Для отримання перерахованих вище даних і розрахунку КМ МАГАТЕ рекомендує провести спеціальне дослідження (рис. 1), яке має передбачати наступні кроки.

Крок 1. Планування експерименту, тобто вивчення можливих механізмів забруднення різних матеріалів, які після завершення циклу їхнього використання впродовж кампанії роботи реакторної установки чи іншого обладнання, у складі якого є джерело іонізуючого випромінювання, належать до радіоактивних відходів. Кореляція між вмістом РВВ та РР (звичайно з числа таких, як ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{241}Am) залежить від різних факторів, таких як тип реактора, матеріали компонентів реактора, історія палива і механізм утворення радіоактивних ізотопів, зміни хімічного складу теплоносія реактора, поведінка з відходами тощо [1, 2]. Це важливо для складання програми пробовідбору, визначення необхідної кількості зразків та їхнього мінімального розміру для виконання лабораторного аналізу. Для встановлення оптимальної чисельності вибірки експериментальних даних звичайно застосовують статистичні методи розрахунку з метою мінімізації похибки оцінки середнього значення, як у роботі [17], або за процедурою, де прийняття рішення ґрунтується на забезпеченні нижньої межі довірчого інтервалу для коефіцієнта кореляції [8].

Крок 2. Відбір представницьких проб відходів, які спрямовуються на захоронення, і лабораторне визначення в зразках вмісту радіонуклідів, що належать до паспортизації у ТРВ. Виконання цього етапу дослідження має забезпечити отримання необхідного об'єму експериментальних даних для визначення CF та статистично достовірних середніх показників відношення «вміст РВВ / вміст РР» у партії ТРВ, що використовуються потім для оцінки КМ і встановлення РВ.

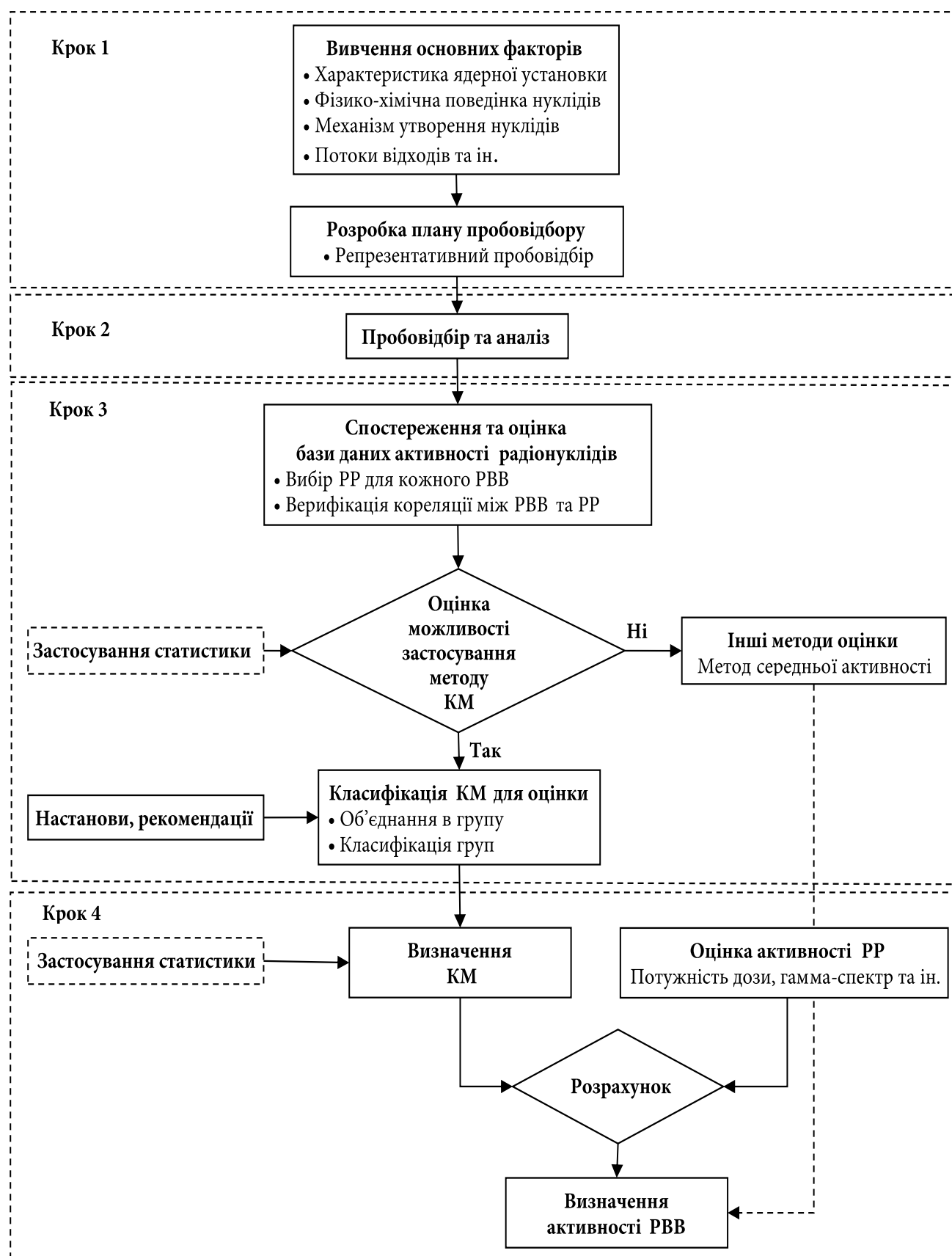


Рис. 1. Блок-схема реалізації методології КМ, рекомендованої МАГАТЕ [8, 10]

Крок 3. Статистична обробка отриманих результатів лабораторних вимірювань. Цей етап включає і застосування різних тестів (наприклад, Граббса) для виключення аномальних результатів, і формування вибірки даних для проведення наступних розрахункових операцій, установлення кореляцій між вмістом РВВ і РР та оцінки значимості коефіцієнта кореляції. Це важливо для розуміння того, наскільки надійно визначені СР можна застосовувати для прогнозування вмісту певного РВВ у складі відходів. Зазвичай для цього використовують тестову статистику Стюдента і розраховують значення коефіцієнта детермінації, який показує ступінь відповідності встановленої СР реальному спектру розсіяння експериментальних даних.

Якщо кореляції між вмістом (або логарифмами вмісту) РВВ і РР немає, на цьому етапі дослідження має бути прийняте рішення про застосування іншого методу розрахунку КМ з огляду на те, який був отриманий масив експериментальних даних (усі результати значущі або є результати вимірювань у вигляді «< МДА» — менше значення мінімально детектованої активності), яка їхня загальна чисельність і внесок у загальну кількість даних. Залежно від результату оцінки складу наявних експериментальних даних може бути прийнято рішення стосовно проведення додаткового пробовідбору, формування іншої вибірки даних з урахуванням доданих результатів і повторний їхній аналіз або ж застосований так званий метод середньої активності, який рекомендують для консервативної оцінки КМ для випадку, коли рівні вмісту РВВ для більшості результатів не виходять за межі МДА [1, 12]. Як показала практика, значний внесок у загальну кількість результатів вимірювань у вигляді «< МДА» привносить суттєві складнощі в процес їхньої статистичної обробки й оцінки середніх відношень вмісту РВВ і РР за їхньою можливою формою розподілу та зменшує надійність прогнозу рівнів вмісту РВВ у відходах із використанням КМ [9, 12, 18].

Крок 4. Визначення КМ і побудова (встановлення) РВ для кожного окремого потоку ТРВ. Слід зазначити, що на цьому етапі дослідження за допомогою того чи іншого методу для кожної пари РВВ — РР розраховують числові значення КМ і будують РВ, який призначається для паспортизації активності (питомої та сумарної) РВВ у складі ТРВ. У більшості країн із розвинутим ядерним паливним циклом для цього використовують середньоарифметичне значення відношення «вміст РВВ / вміст РР» (наприклад, Японія,

Словенія та Великобританія) або середньгеометричне (логарифмічне) значення цього відношення (наприклад, Бразилія, Канада, Франція, Республіка Корея, Італія, Іспанія, Швеція та США). У таких країнах, як Німеччина, Угорщина, Литва, Мексика та Словаччина, для паспортизації активності РВВ у ТРВ використовують СР, тобто результати регресійного аналізу логарифмів вмісту РВВ і РР [1].

Якщо вимірювання вмісту окремих РВВ зумовлює складнощі, для їхньої оцінки рекомендують скористатися теоретично можливими відношеннями між вмістом РВВ і РР [1, 2, 16]. Однак практика показала, що для так званих історичних відходів, що накопичувалися протягом тривалого часу на АЕС і без сортування відправлялися на тимчасове зберігання у сховище, практично неможливо врахувати в моделі розрахунку всі особливості формування спектра радіонуклідного забруднення матеріалів [1, 2, 6, 15].

За визначенням, РВ призначений для застосування лише в межах одного потоку ТРВ, який складається з матеріалів, віднесених до однієї групи за діючими критеріями сортування (наприклад, [16]). На практиці різні потоки ТРВ об'єднують і для їхньої характеристики застосовують один РВ. На початкових етапах впровадження методології МАГАТЕ такий підхід використовували для отримання більш статистично значимих середніх показників розподілу вмісту радіонуклідів у різних типах відходів, схожих за фізичними характеристиками, але забруднених в умовах експлуатації інших АЕС [2]. На сьогодні метою таких дій є прагнення скоротити час роботи на виконання операцій із сортування відходів, зменшити дози опромінення задіяного персоналу та загальні економічні витрати на переробку і захоронення окремих видів ТРВ. Однак таке рішення має бути обґрунтованим за статистичними критеріями, як це продемонстровано в роботах [11, 13–15].

Як видно з рис. 1, у представленому вище загальному порядку реалізації методології МАГАТЕ не передбачена процедура, яка має відповідати за перевірку та оновлення встановлених раніше КМ і РВ. Однак за даними [1, 8, 13–15] така процедура існує і застосовується на практиці під назвою «верифікація».

Якщо звернутися до останніх аналітичних матеріалів, присвячених узагальненню питань практики характеристики різних видів радіоактивних відходів і матеріалів, наприклад [19], можна дійти висновку, що верифікація (перевірка) та валідація (підтвердження) є обов'язковими етапами на шляху забезпечення гарантій якості отримання інформації

щодо їхніх радіаційних та інших характеристик. Це стосується як первинної інформації, тобто результатів лабораторних вимірювань вмісту радіонуклідів у складі представницьких зразків, так і наступних даних, отриманих у ході застосування різноманітних тестів і методів їхньої статистичної оцінки. За визначенням [19], валідація — це процедура, за результатами якої можна з високим ступенем впевненості стверджувати, що конкретний процес, метод або система буде послідовно приводити до результатів, які відповідають заздалегідь установленим критеріям прийнятності. У той же час верифікація має надати докази того, що ймовірний факт або твердження є істинним. Блок-схема, подана на рис. 2, дає можливість скласти уявлення про те, в яких ланцюгах складного процесу отримання даних щодо об'єкта характеристикації має застосовуватися верифікація та які функції покладені на цю процедуру.

Приклад, поданий на рис. 2, наочно демонструє, що процес систематичної оцінки отриманих даних має розпочинатися лише після їхньої верифікації та валідації експертами та/або досвідченими співробітниками. На цьому етапі мають бути виявлені недоліки як застосованих методів, так і помилки в результатах вимірювань. Наукова та статистична оцінка даних має за мету визначити, чи є вони належного типу, якості та кількості для досягнення цілей характеристикації та підтримки прийняття відповідних рішень. Детально вимоги та зміст кожного етапу застосування верифікації та валідації (див. рис. 2) викладені в [19] або інших аналогічних настановах та звітах.

Якщо повернутися до результатів аналізу поточного стану та досвіду застосування методології КМ, дані, наведені в роботах [1, 2, 6–9, 11–15, 18], дозволяють стверджувати таке:

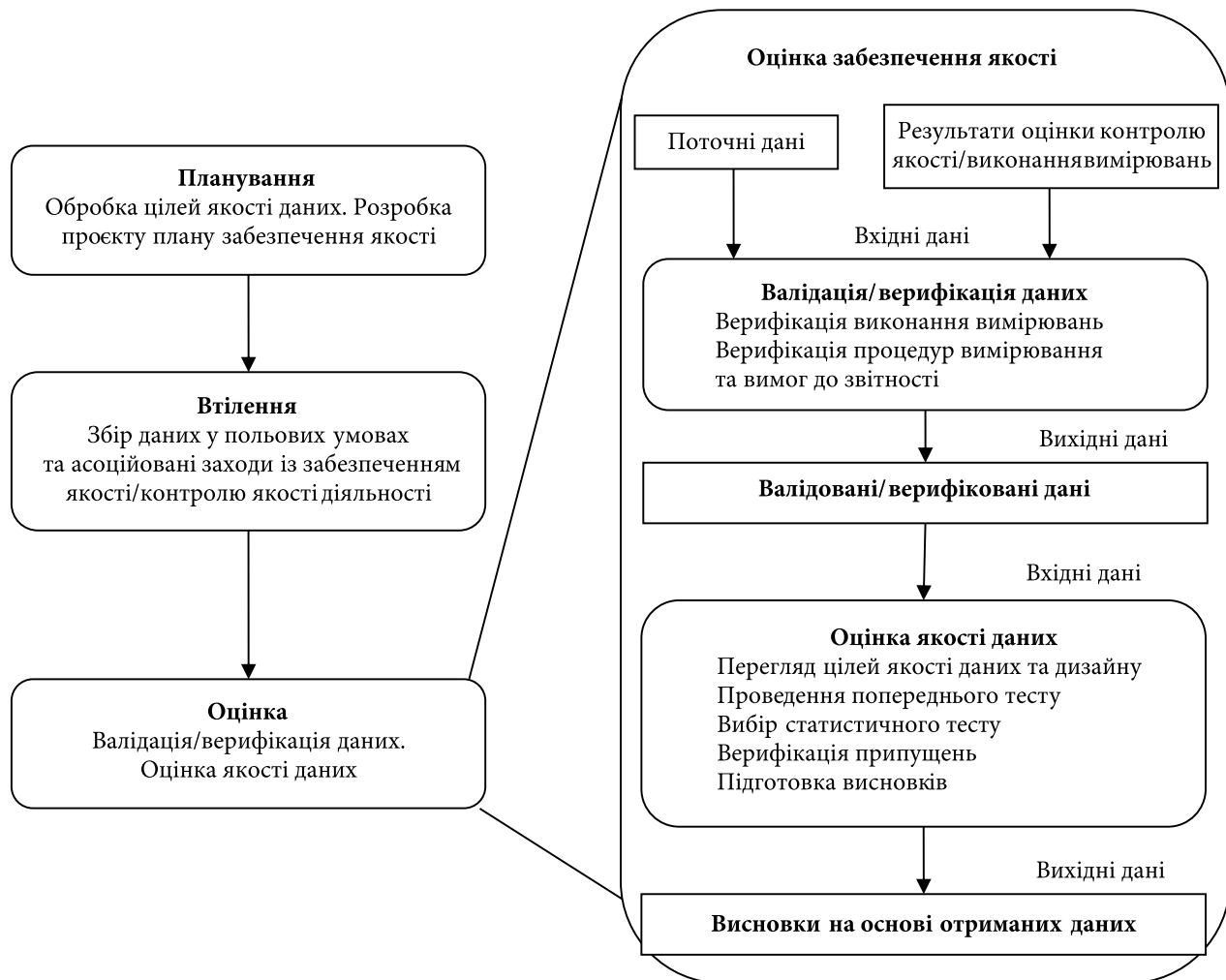


Рис. 2. Приклад застосування верифікації і валідації на етапах отримання даних стосовно властивостей об'єкта характеристикації [19]

діапазон вмісту РВВ, прогнозований з використанням середньоарифметичного значення його відношення до вмісту РР, завжди зміщується в бік більших значень, на відміну від використання його середньогометричного параметра, коли він залишається практично незмінним;

вміст РВВ, оцінений за середньогометричним значенням його відношення до вмісту РР, зазвичай призводить до заниження в діапазоні низьких значень, тоді як за середньоарифметичним параметром — до завищення в діапазоні високих значень;

недооцінка в діапазоні низьких значень вмісту РВВ мало впливає на оцінку остаточного запасу сховища для захоронення ТРВ, тоді як його завищення в діапазоні високих значень вмісту РВВ призводить до значно більшого впливу на цей показник;

найбільш точний прогноз щодо вмісту РВВ у ТРВ забезпечує використання СР, установлених за результатами регресійного аналізу експериментальних даних;

наявність значної частки результатів вимірювань у вигляді «<МДА» для деяких РВВ, що є характерною рисою історичних відходів, суттєво впливає на точність оцінки середніх показників щодо відношення вмісту РВВ і РР. Застосування методу середньої активності дає значення КМ, які призводять до систематичного завищення паспортної активності РВВ у ТРВ, особливо у випадку, коли всі дані вимірювань у вигляді «<МДА».

Методичні підходи щодо верифікації коефіцієнтів радіонуклідних векторів

Як було зазначено вище, для забезпечення надійності визначення паспортної активності РВВ у ТРВ за методологією МАГАТЕ в різних країнах світу була застосована процедура перевірки (верифікація) з метою визначення прийнятності застосування раніше визначених КМ для характеристики нових партій ТРВ [1, 8, 11, 13–15]. Необхідний масив експериментальних даних був сформований після додаткового пробовідбору у сховищах відходів і проведення відповідного об'єму лабораторних досліджень з метою визначення вмісту радіонуклідів у репрезентативних зразках ТРВ. Узагальнення опублікованих даних дозволяє виділити базовий підхід, який застосовувався для верифікації КМ. По-перше, це проведення спеціального статистичного дослідження (тесту) з порівнянням параметрів розподілу відношення «вміст РВВ / вміст РР» у ТРВ у попередніх і нових вибірках експериментальних даних. По-друге, результат застосування тесту має дати відповідь на два основних запитання — сто-

совно можливості застосування діючих КМ до нової партії відходів та застосування одного РВ для різних потоків (партій), визначеного за сумою даних.

Алгоритм тесту такий. У вибірці експериментальних даних, сформованій із результатів повторного пробовідбору або з результатів, отриманих для нової партії ТРВ, для всіх РВВ визначають КМ як середньогометричне значення відношення «вміст РВВ / вміст РР» (SF) та його середньогометричне відхилення (S). Після цього за t -статистикою Стьюдента (two-sample t -test) оцінюють значущість різниці між двома значеннями SF , визначеними за попередніми (SF_1) і новими (SF_2) результатами вимірювань у межах допустимого рівня відмінності (D) [1, 8]:

$$t = \frac{|\overline{SF_1} - \overline{SF_2}| - \log D}{S \sqrt{\frac{1}{n_1} + \frac{1}{n_2}}} \approx t_{(n_1 + n_2 - 2)}, \quad (1)$$

де $\overline{SF_1}$ і n_1 — середньогометричне значення SF і кількість даних у вибірці 1; $\overline{SF_2}$ і n_2 — середньогометричне значення SF і кількість даних у вибірці 2; D — допустимий рівень відмінності; S — корінь квадратний з об'єднаної дисперсії (pooled variance), яка розраховується як

$$S^2 = \frac{(n_1 - 1) \cdot S_1^2 + (n_2 - 1) \cdot S_2^2}{n_1 + n_2 - 2}, \quad (2)$$

де S_1^2 і S_2^2 — дисперсії $\overline{SF_1}$ і $\overline{SF_2}$ у вибірках 1 і 2 відповідно.

Як можна бачити, наведений вище алгоритм перевірки статистичної гіпотези про те, що між SF_1 і SF_2 немає істотної різниці, можна застосовувати як до двох різних SF , що належать як до одного потоку (одне — за попередніми, а інше — за новими результатами вимірювань), так і до різних потоків ТРВ. Визначене у формулі (1) значення D може бути прийнято рівним 1, як, наприклад, у роботі [15], якщо перевіряється гіпотеза, в якій базовим припущенням є збіг розподілу випадкових даних у двох вибірках за нормальним законом (SF_1 має збігатися з SF_2).

Величина t , розрахована за формулою (1), порівнюється з її критичним табличним значенням [20] відповідно до обраного рівня значущості (наприклад, для $\alpha = 0,05$) і числа ступенів свободи n ($n = n_1 + n_2 - 2$). Якщо за результатами тесту встановлено, що умови нерівності $t < t_{\alpha, n}$ виконані, це дає підставу стверджувати про відсутність істотної різниці між SF_1 і SF_2 . Отже, у цьому випадку до нової партії ТРВ можна застосовувати діюче (попереднє) значення SF , оновлювати SF_1 на SF_2

немає сенсу, оскільки немає підстав стверджувати, що значення SF_1 змінилося. При застосуванні тесту для порівняння SF_1 і SF_2 , що відповідали різним потокам ТРВ, наведений вище результат порівняння дозволяє зробити висновок: для характеристики досліджених потоків відходів можна застосовувати один SF , розрахований за сумою даних. Для цього слід додати, що визначення нового значення SF за сумою даних має сенс лише тоді, коли це призводить до звуження його дисперсії в межах допустимих значень.

У протилежному випадку, якщо за результатами тесту встановлено, що умови нерівності не виконані, тобто $t > t_{\alpha, n}$, це дає підставу вважати, що SF_1 і SF_2 не випадково відрізняються один від одного й розбіжність між ними достовірно значима або виходить за межі встановленого значення D . У цьому випадку слід зробити інший висновок: для визначення паспортної активності РВВ в ТРВ, що належать до різних потоків, слід застосовувати окремі значення SF_1 і SF_2 .

Таким чином, наведена вище процедура верифікації дозволяє прийняти статистично обґрунтоване рішення щодо подальшого застосування діючих КМ або визнання необхідності їхнього оновлення.

Ще один підхід щодо порядку верифікації КМ наведено в роботі [8]. Для його здійснення належить застосувати статистичний тест і перевірити гіпотезу про відсутність ненульового нахилу в лінійному тренді нового КМ (SF) порівняно з його попереднім значенням. Якщо нульова гіпотеза ($H_0: \beta_1 = 0$, де β_1 — нахил SF з часом) правильна, немає необхідності оновлювати КМ, оскільки не можна стверджувати, що середнє відношення «вміст РВВ / вміст РР» змінилося із часом. Однак проте, які кількісні критерії слід застосовувати до оцінки величини нахилу нового КМ, у роботі [8] не наводяться.

У роботі [13] верифікація РВ (тобто набору КМ, що відповідають окремим РВВ) була здійснена шляхом валідації відповідності нових КМ (для кожного РВВ) параметрам розподілу їхніх попередніх значень за нормальним законом. Основним критерієм валідності було попадання нового значення КМ у межі 95 %-го довірчого діапазону розподілу випадкових даних за логнормальним законом відносно попередньо встановленого його середньгеометричного значення SF :

$$\frac{\overline{SF}}{D_{2\sigma}} \leq (SF)_i \leq \overline{SF} \cdot D_{2\sigma}, \quad (3)$$

де $D_{2\sigma}$ — дисперсія $\overline{SF}$, максимальне значення якої не повинно перевищувати $D_{2\sigma} \leq 10$ [1, 11].

У випадку, коли умови нерівності (3) не виконувалися, у роботі [13] проводилася додаткова перевірка з використанням іншого критерію валідності — неперевищення граничного значення параметра $E_n < 1$, розрахованого як

$$E_n = \frac{|x - X|}{\sqrt{(u_p^2 + u_f^2)}}, \quad (4)$$

де x і X значення SF , розраховані за новими і попередніми даними відповідно; u_p і u_f — стандартне відхилення нового та попереднього значень SF відповідно.

За результатами проведеної перевірки критерії валідності були задовільними для всіх РВВ, що дало підставу зробити в роботі [13] важливий висновок: незалежно від того, в якому році впродовж періоду 1988–2008 рр. були вироблені ТРВ, для їхньої характеристики може бути застосований один РВ.

Методологія МАГАТЕ була успішно застосована для оцінки вмісту 15 РВВ у складі таких ТРВ, як відпрацьовані іонообмінні смоли та відпрацьоване активоване вугілля [11]. Значення КМ у вигляді SF або CF , що пов'язують вміст РВВ і двох гамма-випромінюючих РР (^{60}Co , ^{137}Cs), були отримані окремо для двох партій відходів, вироблених у 1993 і 2003 рр. під час проведення регламентних робіт для перезапуску дослідницького реактора, а також для об'єднаної вибірки експериментальних даних. Наведені в роботі [11] дані наочно підтвердили важливість застосування критерію валідності (3), особливо коли вирішується питання щодо об'єднання попередніх і нових даних з метою визначення більш статистично значимої величини КМ. На рис. 3 наведено ілюстрацію з роботи [11] для даних, що відповідають двом партіям іонообмінних смол, утилізованих у різні роки, яка дає можливість наочно оцінити неможливість їхнього об'єднання для визначення єдиного КМ, хоча з точки зору параметрів наведеного рівняння регресії (CF) кореляція між логарифмами вмісту РВВ і РР є задовільною для всіх даних.

За результатами проведеного дослідження і перевірки валідності нових КМ у роботі [11] було встановлено:

для одних типів ТРВ, на прикладі відпрацьованого активованого вугілля, для переважної більшості РВВ можна об'єднати попередні й нові дані та застосовувати до них єдиний КМ (SF), який задовольняє умовам нерівності (3);

для інших ТРВ, на прикладі відпрацьованих іонообмінних смол, навпаки, об'єднання є неприпустимим для РВВ лише в окремих випадках.

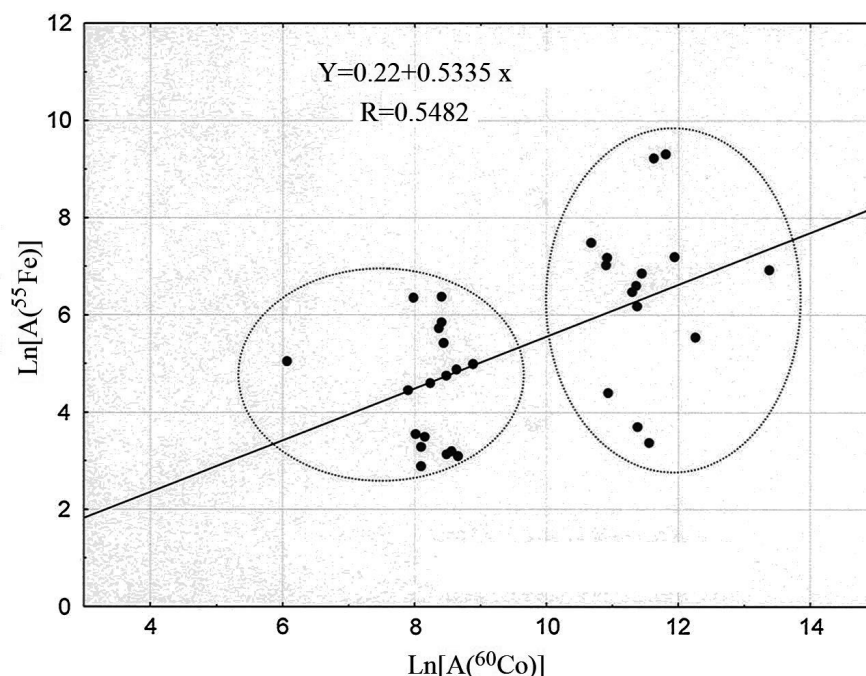


Рис. 3. Приклад розширення даних результатів вимірювання вмісту РВВ (^{55}Fe) і РР (^{60}Co) у зразках відпрацьованих іонообмінних смол від різних партій відходів (ліворуч — 1993 р., праворуч — 2003 р.), на тлі загального тренду (кореляції) між логарифмами вмісту радіонуклідів за об'єднаною вибіркою даних [11]

Як свідчать відомі дані, верифікація РВ може бути застосована також з метою уточнення деяких КМ, що відповідають окремим РВВ, вміст яких за попередніми результатами не був виявлений ($< \text{МДА}$). Наявність у масиві даних частки результатів вимірювань у вигляді « $< \text{МДА}$ » суттєво ускладнює їхній статистичний аналіз і зменшує точність оцінки параметрів їхнього розподілу, отже, і ступінь надійності таких КМ. У роботі [18] на прикладі вмісту ^{241}Am у ТРВ Чорнобильської АЕС і застосування різних методичних підходів щодо розрахунку параметрів його розподілу це було наочно продемонстровано. Тому намагання провести верифікацію КМ, оцінених за даними, в яких присутні невизначені результати у вигляді « $< \text{МДА}$ », і зменшити їхню частку за результатами повторного пробовідбору виглядає цілком виправдано.

Слід відзначити ще один сучасний підхід до верифікації валідності діючих КМ, який базується на використанні методу Байєса [21]. Розрахунковий алгоритм перевірки побудований на припущенні про нормальність розподілу випадкових даних щодо відношення «вміст РВВ/вміст РР». Запропонована процедура дозволяє відслідковувати зміни параметрів розподілу цього відношення з часом та вносити відповідні зміни у попередньо оцінені середньое-

метричні значення КМ. Запропонований алгоритм пройшов випробування й валідацію на радіоактивних металевих відходах у Європейській організації з ядерних досліджень (CERN).

Оцінюючи вищезазначений підхід з точки зору його доступності для практичного застосування, можна дійти висновку, що за складністю розрахунків він суттєво відрізняється від порядку обчислень, які можна виконати за допомогою стандартних комп'ютерних програм типу EXCEL MS Office та використання відомих статистичних таблиць (наприклад, у роботі [20]). Впровадження запропонованого алгоритму потребує залучення не тільки спеціалістів з математичної статистики, але й програмістів для реалізації необхідних розрахунків за допомогою програмних засобів. Це не применшує його цінності, однак відсутність детального опису цього складного алгоритму оцінки валідності КМ ускладнює його впровадження в систему характеристики ТРВ.

Висновки

Методологія застосування КМ передбачає виконання процедур верифікації та валідації даних на етапах створення масиву експериментальної інформації

щодо об'єкта характеристики. Що стосується технології використання РВ для паспортизації питомої та сумарної активності РВВ у складі ТРВ, чинні рекомендації МАГАТЕ лише декларують необхідність епізодичної чи систематичної перевірки та оновлення КМ, не пропонуючи чітких алгоритмів реалізації цієї процедури та термінів її проведення. Проте для системи поводження з радіоактивними відходами це один із найважливіших елементів забезпечення надійності радіологічної характеристики ТРВ за методологією МАГАТЕ і підвищення ефективності вхідного контролю відповідності рівнів їхнього радіонуклідного забруднення чинним критеріям приймання на захоронення.

В останні роки була проведена ціла низка експериментальних робіт, основним завданням яких була верифікація попередньо встановлених КМ та РВ для радіологічної характеристики партій ТРВ, що спрямовуються на захоронення, за методологією МАГАТЕ. Узагальнення досвіду проведення цих робіт дає змогу виділити базовий підхід та визначити покроковий порядок виконання верифікації, побудований на проведенні спеціального статистичного дослідження та застосування кількісних критеріїв порівняння параметрів розподілу даних щодо відношення «вміст РВВ / вміст РР» у ТРВ за попередніми та новими результатами вимірювань. Запропонований у роботі алгоритм дозволяє на підставі отриманих результатів перевірки прийняти статистично обґрунтоване рішення щодо подальшого застосування діючих КМ або визнання необхідності їхнього оновлення для характеристики нової партії відходів.

Список використаної літератури

1. Determination and use of scaling factors for waste characterization in NPP. IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.18. — Vienna : IAEA, 2009. — 142 p.
2. Михайлов А. В. Методология применения радионуклидных векторов для характеристики РАО АЭС / А. В. Михайлов, В. А. Краснов, В. Н. Безмылов // Ядерная энергетика та довкілля. — 2018. — № 2 (12). — С. 51–58.
3. Classification of radioactive waste: safety guide. — Vienna : IAEA, 2009. — Available at: https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1419_web.pdf.
4. Derivation of activity limits for the disposal of radioactive waste in near surface disposal facilities. IAEA-TEC-DOC-1380. — Vienna : IAEA, 2003. — doi.org/10.7733/jnfcwt.2020.18.4.517.
5. Критерії приймання радіоактивних відходів на захоронення в спеціально обладнаному приповерхневому сховищі твердих радіоактивних відходів (СОПСТРВ). Перший етап експлуатації СОПСТРВ. Приймання РАВ від ЗПРРВ та ЗПТРВ ДСП «ЧАЕС» для захоронення в два симетричних відсіки СОПСТРВ. Редакція 5. Затверджено т. в. о. генерального директора УкрДО «Радон» — директором ДСП «Техноцентр» А. Д. Новіковим. — Чорнобиль, 2009. — 38 с.
6. Mykhailov O. V. New methodological approaches in solving certification problem of historical solid radioactive waste sent for burial from Chornobyl Nuclear Power Plant / O. V. Mykhailov, V. M. Bezmylov // Nuclear Power and the Environment. — 2020. — № 4 (19). — P. 39–49.
7. A new approach to characterize very-low-level radioactive waste produced at hadron accelerators / B. Zaffora, M. Magistris, J. Chevalier, [et al.] // Appl. Radiat. Isot. — 2017. — Vol. 122. — P. 141–147. — Available at: <https://hal.archives-ouvertes.fr/hal-01555113/document>.
8. Statistical methodologies for scaling factor implementation: Part 1. Overview of current scaling factor method for radioactive waste characterization / T. H. Kim, J. Park, J. Lee, [et al.] // Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology. — 2020. — Vol. 18. — No. 4. — P. 517–536. — doi.org/10.7733/jnfcwt.2020.18.4.517.
9. Control experiences regarding clearable materials from nuclear power plants and nuclear installations: Scaling factors determination and measurements' acceptance criteria definition / L. Albertone, M. Altavilla, M. Marga, [et al.] // Environments. — 2019. — Vol. 6 (11). — P. 120. — doi.org/10.3390/environments6110120.
10. ISO 21238:2007 Nuclear energy — Nuclear fuel technology — Scaling factor method to determine the radioactivity of low- and intermediate-level radioactive waste packages generated at nuclear power plants. — Geneva : International Organization for Standardization, 2007.
11. Determination of scaling factors to estimate the radionuclide inventory of wastes from the IEA-R1 research reactor / M. H. T. Taddei, J. F. Macacini, R. Vicente, [et al.] // J. Radioanal. Nucl. Chem. — 2015. — Vol. 303. — No. 3. — P. 2467–2481. — doi.org/10.1007/s10967-014-3789-3.
12. Zaffora B. Statistical sampling applied to the radiological characterization of historical waste / B. Zaffora, M. Magistris, G. Saporta, F. La Torre // EPJ Nuclear Sci. Technol. — 2016. — Vol. 2. — No. 34. — P. 1–11. — doi.org/10.1051/epjn/2016031.
13. Kim T. Determination and verification of the scaling factor for the radionuclide inventory of the radioactive waste from nuclear power plants / T. Kim, K. Kang, J. Ha // Journal of Nuclear Science and Technology. — 2008. — Vol. 45. — Sup. 5. — P. 756–757. — doi.org/10.1080/00223131.2008.10875965.

14. Kim A. M. Nuclide vector for decommissioning and release measurements in Germany / A. M. Kim, F. Lietzmann // Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting (Goyang, Korea, October 24–25, 2019). — Available at: www.kns.org/files/pre_paper/42/19A-032-Andrea-Maria.pdf.
15. Михайлов О. В. Результаты верификации радионуклидного вектора для характеристики твердых радиоактивных отходов ЧАЭС, что направляются на захоронения / О. В. Михайлов // Ядерная энергетика та довкілля. — 2022. — Вип. 2 (24). — С. 43–53.
16. Система управления производственными процессами. Методика установления радионуклидных векторов для характеристики партий твердых радиоактивных отходов. СТП 2.035–2018. — Славутин : ГСП ЧАЭС, 2018. — 24 с. (редакция 2020 г.)
17. Principles of optimal sampling for characterization of solid radioactive waste of the Ignalina Nuclear Power Plant / E. Maceika, V. Remeikis, L. Juodis, [et al.] // Lithuanian J. Phys. — 2009. — Vol. 49. — P. 341–350. doi: [10.3952/lithjphys.49313](https://doi.org/10.3952/lithjphys.49313).
18. Михайлов О. В. Результаты порівняльної оцінки алгоритмів розрахунку коефіцієнтів масштабування (scaling factors) для радіонуклідів, що важко вимірюються у відходах ЧАЭС, на прикладі ^{241}Am / О. В. Михайлов // Ядерная энергетика та довкілля. — 2021. — Вип. 2 (21). — С. 61–70.
19. Radiological characterization from a waste and materials. End-state perspective: practices and experience (NEA-7373). — Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA), 2017. — 100 p. — Available at: www.oecd-neo.org/rwm/pubs/2017/7373-rad-char-pers.pdf.
20. Ross S. M. Introduction to probability and statistics for engineers and scientists. Third Edition / S. M. Ross. — USA : Elsevier Academic Press, 2004. — 641 p.
21. Bayesian framework to update scaling factors for radioactive waste characterization / B. Zaffora, S. Demeyer, M. Magistris [et al.] // Appl. Radiat. Isot. — 2020. — Vol. 159. — <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2020.109092>.

To ensure the safety of repositories used for final disposal of solid radioactive waste (SRW) of nuclear power plants and other nuclear installations, the compliance of their radionuclide contamination levels with valid acceptance criteria has to be monitored. Scaling factors (SF) are used in many world countries to quickly solve the problems with radiological characterization of SRW subject to burial. To ensure the reliability of SF application in different countries, episodic or periodic verification and update of SF values is conducted.

The purpose of work is to substantiate the global experience of SF verification, which, according to the IAEA methodology, is used for certification of specific and total activity of difficult-to-measure radionuclides (DTM) in SRW batches destined for disposal.

The work addresses the current state of SF methodology application, and analyzes the main steps of its implementation. It was stated that current IAEA recommends declare the need for their verification and update of previously established SFs only, without offering any clear algorithms for implementation of this procedure and terms of its realization. However, in practice, such a procedure is used for radiological characterization of SRW in order to ensure quality guarantees in obtaining information regarding their radiation and other characteristics. This work also examines in detail the experience in applying the SF verification on the examples of several world countries. It was concluded that the verification should be a needed element in ensuring the reliability of SF use for radiological characterization of SRW. The experience of verification by means of SF validation using quantitative criteria is summarized. An algorithm is defined, according to which, and based on obtained results, it is possible to come to a statistically justified decision regarding the further use of existing SFs or recognition of a need in their updating for radiological characterization of new batch of waste.

Keywords: solid radwaste, difficult-to-measure radionuclides, specific activity, minimum detectable activity, scaling factor, verification.

O. V. Mykhailov, V. M. Bezmylov

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants,
NAS of Ukraine, 36a, Kirova st., Chornobyl, 07270, Ukraine*

**Verification of Scaling Factors in Radiological
Characterization of NPP Solid Radwaste Using
IAEA Procedure. Overview of Modern Approaches**

References

1. *Determination and use of scaling factors for waste characterization in NPP*. IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.18. Vienna: IAEA, 2009, 142 p.
2. Mykhailov O. V., Krasnov V. O., Bezmylov V. M. (2019). Theoretical and practical aspects in using scaling factor method to characterize operational solid radioactive waste

- producible at nuclear power plants. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 13, no. 1, pp. 52–58. (in Rus).
3. IAEA (2009). Classification of radioactive waste: safety guide. Vienna: IAEA. Available at: www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1419_web.pdf.
4. IAEA (2003). *Derivation of activity limits for the disposal of radioactive waste in near surface disposal facilities*. IAEA-TECDOC-1380. Vienna: IAEA. doi.org/10.7733/jnfcwt.2020.18.4.517.
5. *Criteria for acceptance of waste for burial in specially equipped near-surface repository for solid radwaste (SESRSRW)*. First stage of SESRSRW operation. Acceptance of RAW from SSE ChNPP PTLRW and PTSRW for burial in two symmetrical compartments of SESRSRW. Revision 5. Endorsed by acting Director General of State Corporation “UkrSE ‘Radon’”. Chornobyl, 2009, 38 p. (in Ukr.)
6. Mykhailov O. V., Bezmylov V. M. (2020). New methodological approaches in solving certification problem of historical solid radioactive waste sent for burial from Chornobyl Nuclear Power Plant. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 19, no. 4, pp. 39–49.
7. Zaffora B., Magistris M., Chevalier J., Saporta G., Lucioni C., Ulrici L. (2017). A new approach to characterize very-low-level radioactive waste produced at hadron accelerators. *Appl. Radiat. Isot.*, vol. 122, pp. 141–147. Available at: <https://hal.archives-ouvertes.fr/hal-01555113/document>.
8. Kim T. H., Park J., Lee J., Kim J., Kim J. Y., Lim S. H. (2020). Statistical methodologies for scaling factor implementation: Part 1. Overview of current scaling factor method for radioactive waste characterization. *Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology*, vol. 18, no. 4, pp. 517–536. doi.org/10.7733/jnfcwt.2020.18.4.517.
9. Albertone L., Altavilla M., Marga M., Porzio L., Tozzi G., Tura P. (2019). Control experiences regarding clearable materials from nuclear power plants and nuclear installations: Scaling factors determination and measurements’ acceptance criteria definition. *Environments*, vol. 6 (11), p. 120. doi.org/10.3390/environments6110120.
10. ISO 21238:2007. *Nuclear energy — Nuclear fuel technology — Scaling factor method to determine the radioactivity of low- and intermediate-level radioactive waste packages generated at nuclear power plants*. Geneva: International Organization for Standardization, 2007.
11. Taddei M. H. T., Macacini J. F., Vicente R., Marumo J. T., Terremoto L. A. A. (2015). Determination of scaling factors to estimate the radionuclide inventory of wastes from the IEA-R1 research reactor. *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, vol. 303, no. 3, pp. 2467–2481. doi.org/10.1007/s10967-014-3789-3.
12. Zaffora B., Magistris M., Saporta G., La Torre F. (2016). Statistical sampling applied to the radiological characterization of historical waste. *EPJ Nuclear Sci. Technol.*, vol. 2, no. 34, pp. 1–11. doi.org/10.1051/epjn/2016031.
13. Kim T., Kang K., Ha J. (2008). Determination and verification of the scaling factor for the radionuclide inventory of the radioactive waste from nuclear power plants. *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 45, sup. 5, pp. 756–757. doi.org/10.1080/00223131.2008.10875965.
14. Kim A. M., Lietzmann F. (2019). Nuclide vector for decommissioning and release measurements in Germany. Proceedings of the *Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting (Goyang, Korea, October 24–25, 2019)*. Available at: www.kns.org/files/pre_paper/42/19A-032-AndreaMaria.pdf.
15. Mykhailov O. V. (2022). [Results of radionuclide vector verification to characterize solid radwaste of Chornobyl Nuclear Power Plant sent for burial]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (24), pp. 43–53. (in Ukr.)
16. *Production process control system. Methodology for the determination of radionuclide vectors for the characterization of batches of solid radioactive waste*. STP 2.035–2018. Slavutych: SSE “ChNPP”, 2018, 24 p. (revised 2020).
17. Maceika E., Remeikis V., Juodis L., Gudelis A., Plukis A., Plukiene R., Duškesas G., Baltrunas D. (2009). Principles of optimal sampling for characterization of solid radioactive waste of the Ignalina Nuclear Power Plant. *Lithuanian J. Phys.*, vol. 49, pp. 341–350. doi.org/10.3952/lithjphys.49313.
18. Mykhailov O. V. (2021). [Results of comparative evaluation of algorithms for calculating scaling factors of difficult-to-measure nuclides in ChNPP wastes at ²⁴¹Am example]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (21), pp. 61–70. (in Ukr.)
19. OECD (2017). *Radiological characterization from a waste and materials. End-state perspective: practices and experience (NEA-7373)*. Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA), 100 p. Available at: www.oecd-neo.org/rwm/pubs/2017/7373-rad-char-pers.pdf.
20. Ross S. M. (2004). *Introduction to probability and statistics for engineers and scientists*. Third Edition. USA: Elsevier Academic Press, 641 p.
21. Zaffora B., Demeyer S., Magistris M., Ronchetti E., Saporta G., Theis C. (2020). A Bayesian framework to update scaling factors for radioactive waste characterization. *Appl. Radiat. Isot.*, vol. 159. doi.org/10.1016/j.apradi-so.2020.109092.

Надійшла 15.02.2023

Received 15.02.2023

V. Ye. Khan, O. S. Lagunenکو, V. O. Krasnov, O. O. Odintsov, O. K. Kalynovskyi, V. M. Bezmylov,
V. O. Kashpur, P. V. Sabenin, O. A. Svirid, A. V. Tkach, V. P. Kovalchuk

Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 36a, Kirova st., Chornobyl, 07270, Ukraine

Radioactive Aerosols in Sub-Reactor Rooms of the Shelter Object within Conditions of the New Safe Confinement

Keywords:

New Safe Confinement,
Shelter object,
lava-like fuel-containing materials,
aerosols,
volumetric activity,
density of radionuclide deposition,
activity median aerodynamic
diameter,
dispersity

Radionuclide composition, volumetric activities, radionuclide deposition densities and dispersity of aerosols sampled in 2019–2022 in rooms 012/7, 012/15, 210/7, and in 2017–2022 in room 304/3 of the Shelter object are presented, where lava-like fuel-containing materials (LFCM) penetrated after the accident. It was stated that activity median aerodynamic diameter of carriers of radioactive products of accident in rooms 012/7, 012/15 and 210/7 increased significantly over the past 8–10 years and reached 10 μm . It evidences their dispersion origin. The availability of transuranium elements in radionuclide composition of aerosols in all rooms in the ratios that are close to similar ones in the LFCM shows that the aerosols arose as a result of lava degradation. Substantial enrichment of aerosols in rooms 304/3 by ^{137}Cs as well as ^{137}Cs and ^{90}Sr – in rooms 012/7, 012/15, and 210/7 relatively to lava compositions indicate the presence of two sources more influencing radionuclide composition of aerosols. It is confirmed by the values of parameters of disperse composition of aerosols.

Introduction

The lava-like fuel-containing materials (LFCM) incorporating a large amount of nuclear fuel and radioactive fission products were formed during the first days after the Chornobyl NPP accident in 1986. The lava produced several horizontal and vertical flows and penetrated, in particular, into the lower rooms of destroyed building of power Unit 4 (fig. 1). The “large vertical flow” reached sub-reactor room (mark 9.0 m), room 210/7 of Steam Distribution Corridor (6.0 m), and rooms 012/15 and 012/7 of Pressure Suppression Pool (3.0 and 0.0 m, accordingly) [1].

Stiffened lavas represent nuclear, radiation and radioecological hazards. According to expert estimates, the LFCM contain from 60 to 110 tons of irradiated fire, i.e. 32–58 % of initial fuel loaded into the reactor [2]. This behavior is not sufficiently studied and cannot lead to

a good forecast. The evidence of LFCM degradation, which was proven in work [3], is radioactive aerosol and radionuclide depositions in the rooms, where lava accumulations were localized.

The researches of 2010–2014 in sub-reactor rooms of the Shelter object [3–5] showed that due to lava degradation, spontaneous transition of degradation products in aerosol state is observed. In addition, the amount of radioactive aerosol, which is a product of LFCM degradation, depends on the lava type.

On November 29, 2016, the Arch of the New Safe Confinement (NSC) was installed in its design position over the Shelter object. The NSC creation resulted in the changes of temperature-moisture mode inside the object, and in gradual drying of water accumulations and drop in air humidity in its rooms. It contributes in dust resuspension, including from LFCM surface, and in generation of dust

© V. Ye. Khan, O. S. Lagunenکو, V. O. Krasnov, O. O. Odintsov, O. K. Kalynovskyi, V. M. Bezmylov,
V. O. Kashpur, P. V. Sabenin, O. A. Svirid, A. V. Tkach, V. P. Kovalchuk, 2023

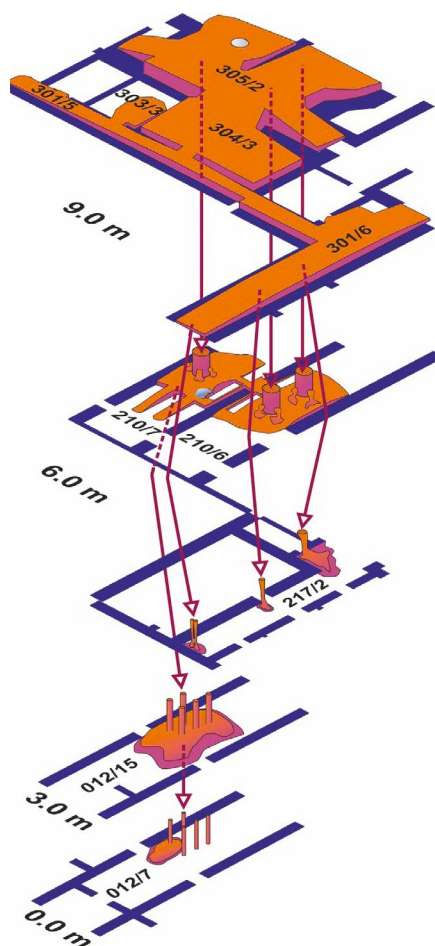


Fig. 1. LFCM accumulations and lava-flow direction

by bottom sediment surfaces produced as result of drying of radioactively contaminated water accumulations.

The researches in sub-reactor rooms of the Shelter object conducted in 2017–2018 [6–8] demonstrated that spontaneous transition of LFCM degradation products in aerosol state has decreased. Because of the above, the values of volumetric activities of radionuclides turned out to be lower as compared to the results of 2010–2014 investigations.

In 2019–2022, the work to research the behavior of radioactive aerosols in sub-reactor rooms of the Shelter object was continued. The goal of work is to monitor the dynamics of radioaerosol situation in the rooms, where LFCM are localized, within the conditions of commissioning and operation of “New Safe Confinement – Shelter object” complex.

Data on rooms and LFCM

In accordance with the Technological Regulations of the Shelter object, rooms 012/7, 012/15, 210/7, and 304/5

are considered as “unattended” rooms. No works were performed during investigation period in these and adjacent rooms.

Room 012/7 is located on the lowest height mark (0.0 m) of destroyed reactor building (Unit B). It is a part of pressure suppression pool system (PSP-1) of the Chernobyl NPP Unit 4. Its size is 6×72 m, and the height is about 3 m. From the east and west, adjacent rooms 012/6 and 012/8 are located, which are similar in their configuration and building materials. Between them, there are passages and technological apertures, through which the access to different points and air exchange are possible. Close attention is drawn to room 012/7 after the 1986 accident is due to the fact that this room appeared to be the lowest point reached by “large vertical flow” of lava; it covered a distance of approximately 10 m along the vertical from lava formation area – room 305/2 [9, 10]. The lower rooms of the Shelter object are the sites of origination of air flows carrying radioactive aerosols to free atmosphere through the technological apertures and untight sites at the upper levels of the Shelter object and through the Bypass system and Ventilation Stack. The lava accumulation in room 012/7 has elliptical shape in the plan with the longitudinal axis length of ~3 m and latitudinal axis length of ~2 m [10]. The largest height of this accumulation in the dome is ~0.8 m. The lower part of accumulation (~0.3 m) is covered with concrete that came here in 1986 in the course of erection of cascade wall of the Shelter object. In the experiments on dust suppression and LFCM localization in March 2000, southern part of accumulation was coated with a layer of EKOR-25MM organosilicon compound 1–3-cm thick [9]. Therefore, fully open horizontal projection of LFCMs is about 2.5 m². The lifetime of coating is expected to be about 100 years. According to expert estimates, this accumulation, called as PSP-1 “heap”, contains 1.0 ± 0.5 t of uranium [9].

Room 012/15 is located at height mark 3.0 m and is a part of pressure suppression pool system (PSP-2). The lava flew here along the steam-discharging pipes from room 210/7. The LFCM accumulation called as PSP-2 “heap” [9] is located between the axes $47^{+1000} - 48_{-1000}$ and rows $I_{-3000} - J$. Its northern edge in the course of the Shelter object erection was covered with the concrete and formed around 0.7-m layer over the floor. The surface of accumulation is covered by around 0.1-m thick pumice-like layer. The LFCMs are also present in five, 0.28 m in diameter, steam-discharging pipes, through which the lava penetrated into room 012/15.

According to [10], the volume of PSP-2 “heap” is $23 \pm 6 \text{ m}^3$. Having brown ceramic density of $2.14 \pm 0.34 \text{ t m}^{-3}$ and uranium content of 9–13 %, the total uranium amount in the “heap” is close to 3 t.

Room 210/7 and adjacent rooms 210/5, 210/6, 210/8, and 208/12 are the parts of Steam Distribution Corridor (SDC) system. The SDC area is about 630 m^2 . The floor is located on mark 6.0 m, and the ceiling, on 8.0-m mark. Until 2018, there was a water accumulation in the southern part of SDC room, which washed out the soles of southern slopes of the lava. Room 208/12, in which sampling equipment was installed, is always dry. The LFCM came into rooms 210/6 and 210/7 through third and fourth steam-discharging valves from southeastern and southwestern parts of room 305/2. Through the other valves, “fresh” concrete flew to these room in the course of the Shelter object erection. The total LFCM volume in SDC is about 58 m^3 [10]. The uranium amount is $12 \pm 6 \text{ t}$.

Rooms 305/2 and 304/3 played the key role in forming and spilling lava flows (see fig. 1). The reactor base on which the reactor cavity rests is located in room 305/2. Before the accident, the upper height mark of both rooms corresponded to +9 m, and the lower mark, to +12 m. After reactor explosion, due to catastrophic destruction, Central Hall, rooms 504/2, 305/2, 304/3, and rooms 303/3, 301/5 and 301/6, became a common space for air exchange and aerosol transfer.

Because of high exposure dose rate (EDR) values and collapse of structures, rooms 305/2 and 304/3 remain insufficiently investigated. The main data on LFCM amount and location are based on the results of drilling works, measurements of neutron and thermal fluxes, and on examination with video cameras [9–12]. According to the calculations [9], there are about 80 t of uranium in room 305/2 and about 6 t of uranium in room 304/3.

Tools and techniques to monitor radioactive aerosols

The aerosols were sampled by H810 SAIC blower at about 100 L min^{-1} rate. The 20-cm^2 stacks of Petrianov filters, consisting of AFA RSP-20 and AFA RMP-20 layers, were used. Two AFA filters ensured complete trapping of aerosols.

The filters were placed as close as possible to LFCM accumulations. For this, filtering funnel was installed in room 012/7 directly on the sampler located at 1-m distance from southeastern edge of LFCM heap. In room 012/15, filtering funnel was connected to the sampler

using polypropylene pipe with 2-cm internal diameter and 2-m length. In addition, the funnel with filters were located at 5-m distance from northern end of LFCM accumulation. In room 210/7, filtering funnel was connected to the sampler using the same pipe, which was introduced through the door opening into the area of southern part of LFCM accumulation. Since there was no access to room 304/3/2, the samples were taken via the borehole B-12-76 drilled in room 304/3, by way of connecting the sampler to casing pipe with 10-cm internal diameter and 2-m length.

The sampling of aerosol particles and their in-size classification was made using 5-cascade impactor IBF-5K. This device makes particle gradation on five ranges of aerodynamic diameter (AD): $<0.5 \text{ }\mu\text{m}$; $0.5\text{--}1.2 \text{ }\mu\text{m}$; $1.2\text{--}3.7 \text{ }\mu\text{m}$; $3.7\text{--}8.5 \text{ }\mu\text{m}$; $8.5\text{--}17.0 \text{ }\mu\text{m}$. As the fifth stage ($<0.5 \text{ }\mu\text{m}$), finely dispersed filter was used, which allowed more completely catching submicron-sized aerosols. The sampling was held during 1–2 weeks.

The monitoring of radionuclide deposition density was made in rooms 012/7 and 210/7. To define the density of radionuclide deposition on the underlying surface, plastic cuvette was used, at whose bottom the filter paper was laid.

Near the sampling places in rooms 012/7, 012/15, and 210/7, temperature and relative humidity were measured using Elitech RC4HA/C register and TH mini hygrometer with remote sensor of temperature-humidity. In room 304/3, temperature and humidity were measured in the borehole B-12-76.

Sample beta-activity was measured by the device MKS-01R in 4–5 days, when daughter products of radon and thoron completely decayed. As a result, total activity was identified of long-existing beta-emitting nuclides – Chernobyl accident products ($\Sigma\beta$) in taken samples, which include ^{90}Sr + ^{90}Y and ^{137}Cs isotopes.

The next measurements of radioactive substances were carried out at Canberra company gamma-spectrometer consisting of semiconductor detector GL2020R with ultrapure germanium and 500-mkm thick beryllium window, and 8192-channel amplitude pulse analyzer. The measuring range covers the energies from 10 to 1 400 keV. The detector has 0.57 and 1.2 keV resolution for 122 keV gamma-quanta energies (gamma-line of ^{57}Co) and 661.6 keV (gamma-line of ^{137}Cs), accordingly.

In aerosol and radionuclide deposition samples, after radiochemical separation, ^{90}Sr activity was determined by beta-radiometry, and the activities of ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$ and ^{241}Am – by alpha-spectrometry measurements.

Concentration of aerosols carrying the accident products

Room 012/7. Over 2019–2022 period, 35 aerosol samples and 10 samples of radionuclide deposition on underlying surface, were taken in room. The results of 2017–2018 survey period are presented in work [6].

As fig. 2 shows, in 2019–2022 volumetric activity (VA) of $\Sigma\beta$ was varying within the range of $0.15\text{--}7.2\text{ Bq/m}^3$, and ^{241}Am VA was varying within the range of $3.9 \cdot 10^{-4}\text{--}4.3 \cdot 10^{-2}\text{ Bq/m}^3$. At the same time, trend line demonstrates ^{241}Am VA drop in room air in contrast to $\Sigma\beta$ VA.

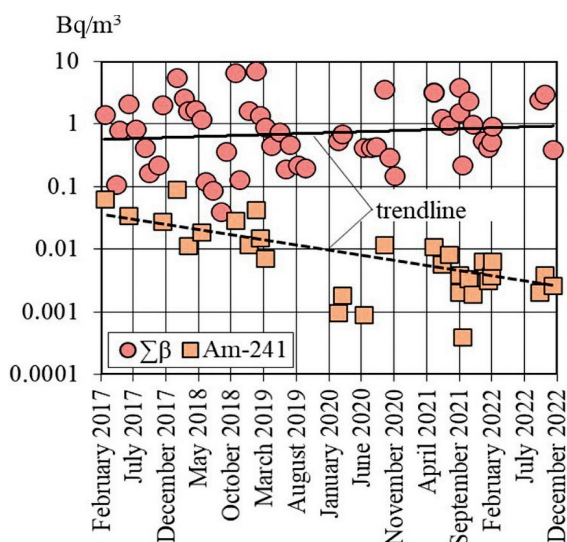


Fig. 2. VA of aerosols carrying $\Sigma\beta$ and ^{241}Am in room 012/7 in 2017–2022

In line with radiometry and gamma-spectrometry measurements of samples, $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ ratios in aerosols during 2019–2022 was fluctuating from 0.16 to 0.74 under mean value 0.4. In addition, correlation dependence of ratio over time was not established. From obtained mean value of $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ follows that ^{137}Cs input in $\Sigma\beta$ made 40 %.

In most cases, increased aerosol VA was observed under relatively low air moisture in the room, and decreased VA coincided with times with high moisture value.

As fig. 3 shows, 2019–2022, $\Sigma\beta$ deposition density was varying within the range of $23\text{--}1,500\text{ Bq/(m}^2 \cdot \text{day)}$. Deposition density of ^{241}Am was varying within the range of $0.093\text{--}15\text{ Bq/(m}^2 \cdot \text{day)}$. Trend lines indicate a drop in deposition density of $\Sigma\beta$ and americium in this room.

During 2019–2022, ratios of $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ in deposition density was changing from 0.1 to 0.37 under mean value 0.23. Correlation dependence of ratio over time was not established. From obtained mean value of $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ it follows that ^{137}Cs input in $\Sigma\beta$ radionuclide deposition made 23 %.

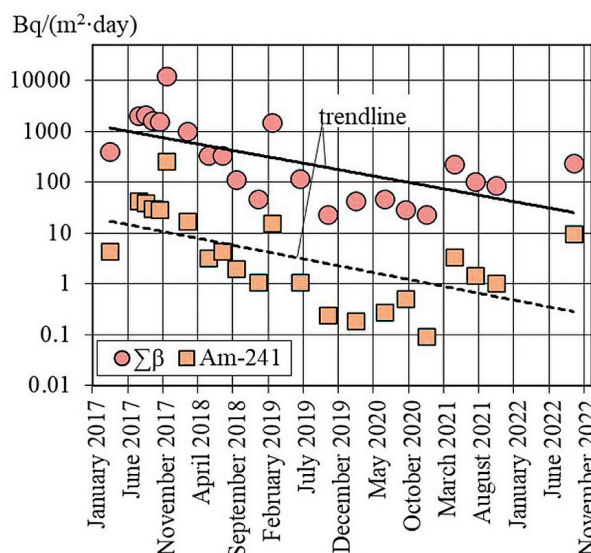


Fig. 3. Deposition density of $\Sigma\beta$ and ^{241}Am in room 012/7 in 2017–2022

Aerosol and radionuclide deposition samples were analyzed by radiochemical method. The analysis results of most active in aerosol $\Sigma\beta$ sampled on September 16, 2020, are shown below. The data shows that the ratio of $^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$ activities is equal to 62, at the same time, relative standard deviation from mean value of annual activities ratio made 43 %. The value of $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ activity ratio made 0.21 under relative standard deviation from mean annual value of this ratio made 47 %.

Content of radionuclides in aerosol in room 012/7, Bq/m^3

^{90}Sr	1.4
^{137}Cs	0.74
^{154}Eu	$7.9 \cdot 10^{-4}$
^{238}Pu	$2.3 \cdot 10^{-3}$
$^{239+240}\text{Pu}$	$5.3 \cdot 10^{-3}$
^{241}Am	$1.2 \cdot 10^{-2}$
^{244}Cm	$2.2 \cdot 10^{-4}$
$\Sigma\beta$	3.6

The analysis results samples are also shown with highest in 2020 $\Sigma\beta$ deposition density obtained when exposing deposition collector from February 25 to July 11.

Deposition density of radionuclides in room 012/7, $\text{Bq/(m}^2 \cdot \text{day)}$

^{90}Sr	18
^{137}Cs	11
^{154}Eu	$6.2 \cdot 10^{-2}$
^{238}Pu	$5.9 \cdot 10^{-2}$
$^{239+240}\text{Pu}$	0.14
^{241}Am	0.28
^{244}Cm	$4.7 \cdot 10^{-3}$
$\Sigma\beta$	47

Table 1. Radionuclide ratios in aerosols, depositions and LFCM in room 012/7

Object, year	$^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$	$^{90}\text{Sr}/^{241}\text{Am}$	$^{241}\text{Am}/^{154}\text{Eu}$	$^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$	$^{239+240}\text{Pu}/^{238}\text{Pu}$	$^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$
aerosol, 2019	66	51	11	4.8	2.5	0.38
deposition, 2019	17	41	9.1	1.9	2.2	0.17
LFCM, 2019	8.9	15.8	9.6	2.0	2.3	0.22
aerosol, 2020	130	150	16	3.9	2.1	0.32
deposition, 2020	37	88	8.1	2.4	2.4	0.17
LFCM, 2020	8.8	15.6	10.4	2.0	2.4	0.22
aerosol, 2021	190	160	–	4.2	2.2	0.39
deposition, 2021	17	29	9.4	2.5	2.2	0.23
LFCM, 2021	8.7	15.4	11.2	2.0	2.4	0.22
aerosol, 2022	150	230	–	4.0	2.8	0.57
deposition, 2022	9.4	16	14	2.9	2.2	0.37
LFCM, 2022	8.6	15.2	12.1	2.0	2.4	0.22

In table 1, mean annual values are shown of ratios of nuclide activities in aerosol samples and density of radionuclide deposition sampled during 2019–2022, and analogous radionuclide ratios in LFCM of room 012/7. The data on radionuclide composition in LFCM within sub-reactor rooms were obtained from database of Nuclear and Radiation Safety Division of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the National Academy of Sciences of Ukraine.

The data presented in table 1 testify that in 2019–2022 period, the ratio of radionuclides in aerosols and LFCM of room 012/7 differed substantially due to aerosol enrichment by ^{137}Cs and ^{90}Sr relatively to ^{241}Am , which in 2010–2011 was not observed [3]. At the same time, over time the aerosol enrichment by cesium and strontium is growing. One should also note that americium activity in the aerosols relatively to activities plutonium isotopes has also doubled as compared to their ratio in the lava [6].

In contrast to aerosols, the enrichment of radionuclide deposition by ^{137}Cs and ^{90}Sr being observed in 2019–2021, in 2022 dropped to the level of measurement uncertainty. The ratios of activities of semi-volatile transuranium elements in depositions and in LFCM have close values. The discrepancies are associated with both measurement uncertainty and heterogeneity of LFCM composition [1]. The ratio of plutonium isotopes in the both aerosol and radionuclide depositions remained close to value of analogous ratios in LFCM of room 012/7 during 2019–2022, that was also earlier observed [6].

The table 1 data show that owing to continuing erosion of LFCM surface in room 012/7, radioactive dust is generated and penetrates in the room air. However, LFCM capability in generating aerosol particles is, evidently, reducing and entails aerosol VA drop in the room. As figs. 2, 3 show, ^{241}Am content in aerosols and radionuclide depositions decreases, given that its content in LFCM grows as result of β^- -decay of ^{241}Pu isotope. Therefore, the influence of other radioactive aerosol sources on radionuclide ratio values in room 012/7 aerosol is growing. Such additional sources of radioactive aerosols can, particularly, be the surfaces of bottom sediments after drying of radioactively contaminated water (RCW), and building structures' surfaces, on which so called "condensation cesium" earlier absorbed. The same fact is testified by below results of identification of aerosol particles dispersity.

Room 012/15. Over 2019–2022 period, 29 aerosol samples were taken in the room. Survey results over 2017–2018 period are presented in work [7].

As fig. 4 shows, in 2019–2022, $\Sigma\beta$ VA was varying within the range of 0.032–4.1 Bq/m³, and ^{241}Am VA was varying within the range of $9.8 \cdot 10^{-5}$ – $1.0 \cdot 10^{-2}$ Bq/m³. At the same time, trend lines show a drop in volumetric activities of $\Sigma\beta$ and ^{241}Am in room air.

In most cases, increased aerosol VA was observed under relatively low air moisture in the room, and decreased VA coincided in time with high moisture value.

The ratio of $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ in 2019–2022 was fluctuating from 0.13 to 0.98 under mean value 0.49. No correlation dependence of this ratio over time was found. From ob-

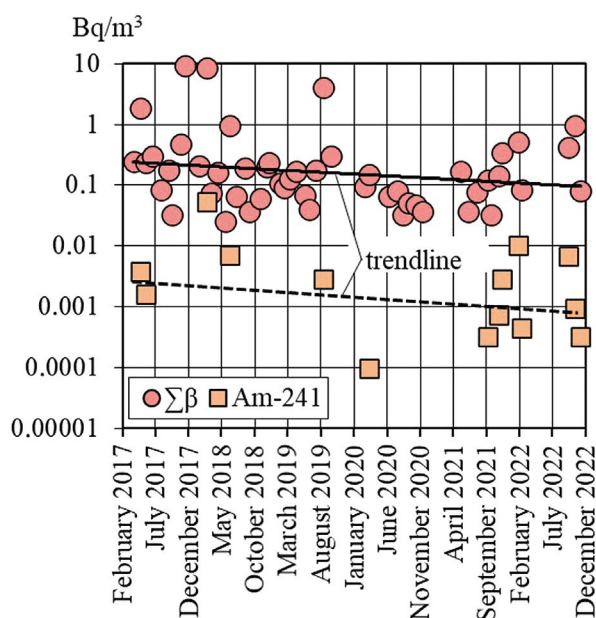


Fig. 4. VA of aerosols carrying $\Sigma\beta$ and ^{241}Am in room 012/15 in 2017–2022

tained mean value $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ follows, that ^{137}Cs input in $\Sigma\beta$ made 49%.

The aerosol samples were analyzed by radiochemical method. Below the analysis results are shown of most active on $\Sigma\beta$ aerosol samples, which were taken on September 14, 2022.

Content of radionuclides in aerosols in room 012/15, Bq/m³

^{90}Sr	$7.9 \cdot 10^{-2}$
^{137}Cs	0.26
^{154}Eu	$7.22 \cdot 10^{-4}$
^{238}Pu	$6.3 \cdot 10^{-4}$
$^{239+240}\text{Pu}$	$1.3 \cdot 10^{-3}$
^{241}Am	$6.8 \cdot 10^{-3}$
^{244}Cm	$1.1 \cdot 10^{-4}$
$\Sigma\beta$	0.42

In table 2, mean annual values of nuclide activity ratios are shown in aerosol samples taken during 2019–2022, and ratios in LFCM localized in room 012/15.

As table 2 demonstrates, during 2019–2022, plutonium isotope ratios in aerosols were close to analogous ratio in LFCM localized in the room. It indicates the fact, that in room 012/15, due to erosion of LFCM surfaces, generation of radioactive aerosols coming in air space is in progress. The divergences in values are related, as already noted above, to measurement uncertainties and inhomogeneity in LFCM composition. As the table demonstrates, the value of $^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$ ratio had significantly dropped over 2019–2022 period. It is, apparently, due to less air-exchange in room 012/15 and adjacent rooms contaminated by condensation radiocesium, but in which the LFCM is not available.

The value of ratios of $^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$ activities in aerosols was higher as compared to analogous ratio in the lava in 1.5–2.3 times. The comparison of $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ and $^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$ ratio in aerosols with radionuclide composition of LFCM demonstrates that during 2019–2022, the aerosols in room were enriched by ^{137}Cs relatively to composition of lavas, which also was earlier observed [4, 7]. On top of that, attention should be drawn to ^{90}Sr activity in its ratio to ^{241}Am radionuclide.

Room 210/7. Over 2019–2022 period, 30 aerosol samples and 11 radionuclide deposition samples were taken in the room. Survey results over previous 2017–2018 period are presented in the work [8].

In fig. 5, dynamics of $\Sigma\beta$ and ^{241}Am VA in room 210/7 over period 2017–2022 is presented. As the figure shows, in 2019–2022, $\Sigma\beta$ VA was varying within the range of 0.044–1.5 Bq/m³ and ^{241}Am VA was varying within the range of $3.2 \cdot 10^{-4}$ – $1.9 \cdot 10^{-2}$ Bq/m³. At the same time, trend lines show a drop in $\Sigma\beta$ and ^{241}Am volumetric activities in room air. In most cases, increased aerosol VA was

Table 2. Radionuclide ratios in aerosols and LFCMs in room 012/15

Object, year	$^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$	$^{90}\text{Sr}/^{241}\text{Am}$	$^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$	$^{239+240}\text{Pu}/^{238}\text{Pu}$	$^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$
aerosol, 2019	1,380	16	2.7	2.5	0.98
LFCM, 2019	9.6	21.7	1.7	2.3	0.23
aerosol, 2020	1,100	220	3.0	3.0	0.72
LFCM, 2020	9.5	21.4	1.7	2.4	0.23
aerosol, 2021	130	52	3.1	2.1	0.55
LFCM, 2021	9.4	21.1	1.7	2.4	0.23
aerosol, 2022	270	28	3.9	2.1	0.58
LFCM, 2022	9.3	20.8	1.7	2.4	0.23

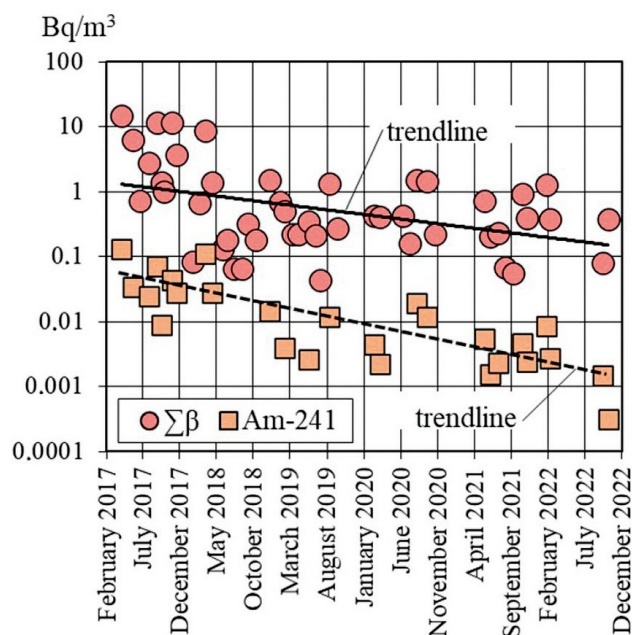


Fig. 5. VA of aerosols carrying $\Sigma\beta$ and ^{241}Am in room 210/7 in 2017–2022

observed under relatively low air moisture in the room, and decreased VA coincided in time with high moisture value.

The ratio $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ in aerosols of room 210/7 during 2019–2022 was fluctuating from 0.22 to 0.78 under mean value 0.54. Correlation dependence of this ratio over time was not revealed. From obtained mean value $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ follows, that ^{137}Cs input in $\Sigma\beta$ made 54 %.

In fig. 6, dynamics of $\Sigma\beta$ and ^{241}Am deposition density in room 210/7 is presented over 2017–2022 period. In 2019–2022, $\Sigma\beta$ was varying within the range of 12–830 Bq/(m² · day). Deposition density of ^{241}Am was varying within the range of 0.19–13 Bq/(m² · day). Trend lines show a drop in deposition density of $\Sigma\beta$ and americium in the room. As the figure shows, the graphs with radionuclide deposition density are similar in their symbasis, which makes possible to assert that the radionuclide are located on the same particles. Such particles are, apparently, LFCM fragments localized in room 210/7.

During 2019–2022, the ratio $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ in radionuclide deposition density was changing from 0.29 to 0.59 under mean value 0.41. Correlation dependence of this ratio over time was not established. From obtained mean value of $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ follows, that ^{137}Cs input in $\Sigma\beta$ radionuclide deposition made 41 %.

Aerosol samples and radionuclide deposition were analyzed by radiochemical method. The analysis results of most active on $\Sigma\beta$ aerosol sampled on September 15, 2020, are shown below.

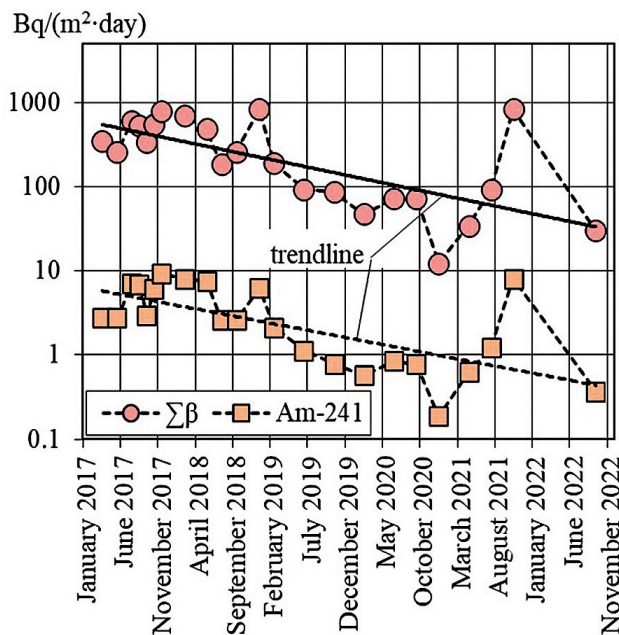


Fig. 6. Deposition density of $\Sigma\beta$ and ^{241}Am in room 210/7 in 2017–2022

Content of radionuclides in room 210/7 aerosols, Bq/m³

^{90}Sr	0.36
^{137}Cs	0.74
^{154}Eu	$7.9 \cdot 10^{-4}$
^{238}Pu	$3.2 \cdot 10^{-3}$
$^{239+240}\text{Pu}$	$7.2 \cdot 10^{-3}$
^{241}Am	$1.2 \cdot 10^{-2}$
^{244}Cm	$1.7 \cdot 10^{-4}$
$\Sigma\beta$	1.5

The analysis results of samples with highest deposition density of $\Sigma\beta$ obtained when exposing deposition collector from June 11 to September 15, 2020, are shown as well.

Deposition density of radionuclides in room 210/7, Bq/(m² · day)

^{90}Sr	24
^{137}Cs	26
^{154}Eu	$5.6 \cdot 10^{-2}$
^{238}Pu	0.15
$^{239+240}\text{Pu}$	0.36
^{241}Am	0.78
^{244}Cm	$1.2 \cdot 10^{-2}$
$\Sigma\beta$	73

Table 3 shows mean values of ratio of nuclide activities in aerosol samples and depositions sampled during 2019–2022, and ratio in LFCM located in room 210/7.

Table 3. Radionuclide ratios in aerosols, depositions and LFCMs in room 210/7

Object, year	$^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$	$^{90}\text{Sr}/^{241}\text{Am}$	$^{241}\text{Am}/^{154}\text{Eu}$	$^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$	$^{239+240}\text{Pu}/^{238}\text{Pu}$	$^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$
aerosol, 2019	72	26	11	1.8	2.5	0.57
deposition, 2019	35	29	12	1.9	2.4	0.36
LFCM, 2019	8.8	17.6	9.9	1.6	2.3	0.20
aerosol, 2020	47	25	16	1.8	2.4	0.47
deposition, 2020	30	26	12	1.9	2.3	0.37
LFCM, 2020	8.7	17.3	10.8	1.6	2.4	0.20
aerosol, 2021	83	32	–	1.7	2.6	0.54
deposition, 2021	34	22	14	2.6	2.7	0.43
LFCM, 2021	8.6	17.1	11.7	1.6	2.4	0.20
aerosol, 2022	360	56	8.5	2.2	2.4	0.64
deposition, 2022	48	17	14	3.2	2.8	0.59
LFCM, 2022	8.5	16.8	12.7	1.6	2.4	0.20

Data analysis given in table 3 shows that in 2019–2022 period, aerosol and radionuclide depositions were enriched by ^{137}Cs , as compared to LFCM composition, that was also earlier observed [5, 8]. Moreover, in the aerosols, increased ^{90}Sr activities in relation to ^{241}Am activities takes place.

Before 2021, the ratio of transuranium element activities in aerosols and depositions corresponded to analogous ratios of room 210/7 LFCM. The discrepancies, as noted above, are associated with heterogeneity of LFCM composition, and measurement uncertainty. In 2021–2022 period, a growth is observed of ^{241}Am input in alpha-activity of transuranium elements in radionuclide depositions.

As figs. 5, 6 show, volumetric activity of nuclides drops, that is, evidently, due by lessening of LFCM ability to generate aerosol particles. Therefore, the influence on the values of radionuclide ratios of room 210/7 aerosols grows for the other radioactive aerosol sources. Such a conclusion is confirmed by below results of identified disperse composition of aerosol particles.

Room 304/3. Over 2017–2022 period, 44 aerosol samples were taken in the room.

As fig. 7 shows, in 2017–2018, $\Sigma\beta$ VA was varying within the range of 0.03–3.9 Bq/m³, and ^{241}Am VA was varying within the range of $7.1 \cdot 10^{-3}$ – $3.8 \cdot 10^{-2}$ Bq/m³. Over the next 2019–2022 period, $\Sigma\beta$ VA was varying within the range of 0.05–0.76 Bq/m³, and VA ^{241}Am was varying within the range of $3.2 \cdot 10^{-4}$ – $5.6 \cdot 10^{-3}$ Bq/m³. At the same time, trend lines indicate a drop in volumetric activities of $\Sigma\beta$ and ^{241}Am in room air. In most cases,

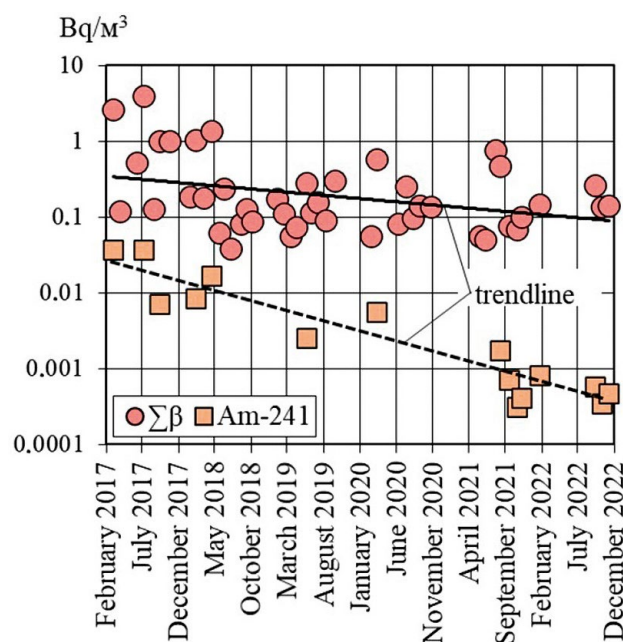


Fig. 7. VA of aerosols carrying $\Sigma\beta$ and ^{241}Am in room 304/3 in 2017–2022

increased aerosol VA was observed under relatively low air moisture in the room, and decreased VA coincided in time with high moisture value.

The ratio of $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ in 2017–2018 was fluctuating from 0.3 to 0.89 under mean value 0.6. In the next 2019–2022 period, $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ value was varying from 0.17 to 0.88 under mean value 0.61. From obtained mean value follows, that ^{137}Cs input in $\Sigma\beta$ made not less than 60 %. No correlative dependence of the ratio over time was detected.

The aerosol samples were analyzed by radiochemical method. Below the analysis results are shown of most active on $\Sigma\beta$ aerosol samples taken on November 18, 2021.

Content of radionuclides in room 304/3 aerosols, Bq/m³

⁹⁰ Sr.....	$1.1 \cdot 10^{-2}$
¹³⁷ Cs.....	$7.7 \cdot 10^{-2}$
¹⁵⁴ Eu.....	$1.2 \cdot 10^{-4}$
²³⁸ Pu.....	$2.8 \cdot 10^{-4}$
²³⁹⁺²⁴⁰ Pu.....	$4.1 \cdot 10^{-4}$
²⁴¹ Am.....	$1.2 \cdot 10^{-5}$
²⁴⁴ Cm.....	$1.2 \cdot 10^{-5}$
$\Sigma\beta$	0.10

In table 4, mean values of nuclide activity ratios in aerosol samples taken during 2017–2022, and ratios in LFCM localized in room 304/3, are given.

When comparing the ratios of ¹³⁷Cs/ $\Sigma\beta$ and ¹³⁷Cs/²⁴¹Am in room 304/3 LFCM with radionuclide composition of aerosol, we see that during 2017–2022, aerosol was enriched by ¹³⁷Cs relatively to lava composition (see table 4). Starting from 2020, growth in ⁹⁰Sr activities in relation to ²⁴¹Am activities has been observed. The table also shows that in contrast to the cesium ratios, transuranium element activities in room aerosol during 2017–2022 were remaining identical to the values of analogous ratios in the LFCM. The discrepancies in values can be associated, as mentioned above, with measurement uncertainty and heterogeneity of lava. Thus, due to LFCM surface erosion, generation of radioactive dust occurs, which penetrates in the air in room 304/3.

Dispersity of radioactive aerosols

The procedure to determine aerosol size is described in [13]. Assuming a priori lognormal distribution of aerosol particle size, we calculated activity median aerodynamic diameter (AMAD) and geometric standard deviation (σ).

Room 012/7. In 2019–2022 period, AMAD value of ¹³⁷Cs-bearing particles was varying within the range of 10.5–11.9 μm , and AMAD of ²⁴¹Am-bearing particles were 10.7–10.9 μm . Within the measurement errors, the data on nuclide activities of AMAD values can be considered as matching ones, and at the same time, significantly different from previously observed values. In 2010–2011, $\Sigma\beta$ carriers in room air were aerosol particles with AMAD 2–8 μm [3]. In the same work it was also shown that the particles containing ²⁴¹Am, based on presented results of radiochemical studies, should be considered as products of LFCM surface degradation, which are localized in room 012/7. The value of ¹³⁷Cs/²⁴¹Am ratios has demonstrated that at all impactor cascades, ¹³⁷Cs was present in excess amount relatively to its content in the lava, which was not earlier observed. Taking into account the values $\sigma > 3$, one can assume that the aerosols in room 012/7 in 2019–2022 period were produced from different sources unlike to 2010–2011 aerosols.

Room 012/5. In 2019–2022 period, the AMAD value of ¹³⁷Cs-bearing particles was varying within the range of 7.2–10.1 μm , and AMAD of ²⁴¹Am-bearing particles were 6.5–10.8 μm . Within the measurement errors,

Table 4. Radionuclide ratios in aerosols and LFCMs in room 304/3

Object, year	¹³⁷ Cs/ ²⁴¹ Am	⁹⁰ Sr/ ²⁴¹ Am	²⁴¹ Am/ ²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu/ ²³⁸ Pu	¹³⁷ Cs/ $\Sigma\beta$
aerosol, 2017	60	20	1.7	2.1	0.55
LFCM, 2017	8.0	22.5	1.6	2.3	0.21
aerosol, 2018	41	21	1.6	2.6	0.49
LFCM, 2018	7.9	22.3	1.6	2.3	0.21
aerosol, 2019	68	21	2.0	2.5	0.62
LFCM, 2019	7.8	22.0	1.6	2.3	0.21
aerosol, 2020	54	26	1.7	2.9	0.51
LFCM, 2020	7.7	21.7	1.6	2.4	0.21
aerosol, 2021	130	40	2.0	2.3	0.64
LFCM, 2021	7.6	21.4	1.6	2.4	0.21
aerosol, 2022	270	38	1.9	2.5	0.77
LFCM, 2022	7.5	21.1	1.6	2.4	0.21

the data on nuclide activities of AMAD values can be considered as matching ones and significantly different from previously observed values. In 2014, most often $\Sigma\beta$ carriers in room air were the aerosol particles with AMAD from 0.8 to 2 μm [4]. The value of $^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$ ratios has shown that at all impactor cascades, ^{137}Cs was present in excess amount relatively to its content in the lava, which was also earlier observed. The magnitude of value σ for majority of samples was more than 3.

Room 210/7. In 2019–2022 period, the AMAD value ^{137}Cs -bearing particles was varying within the range of 8.9–11.6 μm , and AMAD of ^{241}Am -bearing particle were 10–11.7 μm . Within the measurement errors, the data on nuclide activities of AMAD values can be considered as matching ones and significantly different from previously observed values. In 2013, most often $\Sigma\beta$ carriers in room air were the aerosol particles with AMAD 1–7 μm . [5]. The value of $^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$ ratios has shown that at all impactor cascades, ^{137}Cs was present in excess amount relatively to its content in the lava, which was also earlier observed. The magnitude of σ value in most cases was more than 3.

Discussion

The above materials demonstrate that in rooms 012/7, 012/15, and 210/7, volumetric activities, radionuclide composition and aerosol dispersity have changed significantly over the past ten years.

Before the last days of 2022, maximum and mean $\Sigma\beta$ and ^{241}Am VA dropped in room 012/7 air an order of value as compared to the results of previous surveys [3]. At the same time, ^{137}Cs input in $\Sigma\beta$ has tripled and significantly exceeded the value of analogous input in LFCM. Since during lava origination and its distribution along the Shelter object rooms, the LFCM were depleted by radiocesium owing to its evaporation, the sources of additional ^{137}Cs are the aerosols of radiocesium-bearing particles from the other sources. These particles are, apparently, generated as result of degradation of surfaces, on which “condensation” cesium was earlier sorbed.

The enrichment of aerosols in room 012/7 air by ^{90}Sr relatively to LFCM composition in 2019–2022 period (see Content of radionuclides in aerosol in room 012/7, Bq/m^3) was, apparently, entailed by dust generation on bottom sediment surfaces, which produced as result of complete drying in the early days of 2019 of radioactively contaminated water accumulation in room 009/4, which is connected to room 012/7. Regular surveys have shown that the value of ratios of $^{90}\text{Sr}/^{241}\text{Am}$ activities in this accumu-

lation in 2018 made around 170 [14], that is much more of analogous ratio in room 012/7 LFCM. At the same time, the value of ratios of $^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$ activities in water accumulation made not less than an order of value, which could serve as a reason for increased ratio of americium to plutonium activities in room 012/7 air in 2019–2022. Thus, bottom sediments in room 009/4 can be seen as a source more in forming aerosol situation in room 012/7, which influence, primarily, the dynamics of $\Sigma\beta$ VA (see fig. 2). The availability of more than one source, which generates aerosols, is also confirmed by the results of analyzed aerosol dispersity in room 012/7.

Before 2019, volumetric activity of radionuclides in rooms 012/15 and 210/7 in most cases was lower, than in room 012/7, that was also earlier observed [3–8]. So, ten years ago in rooms 012/15 and 210/7, $\Sigma\beta$ value seldom exceeded 10 Bq/m^3 , and in room 012/7, almost always this value was higher and even reached 600 Bq/m^3 . Such a difference was explained by less stability of lava in room 012/7 as compared to the lavas in rooms 012/15 and 210/7 [4–5].

In 2019–2022, the enrichment of aerosols in rooms 012/15, 210/7, and 304/3 air by ^{137}Cs and ^{90}Sr relatively to LFCM composition in these rooms and in room 012/7 was provoked by the presence of carrier radiocesium-bearing aerosols and dust rise from the surface of bottom sediments produced as result of RCW drying.

Figs. 2, 4, 5, and 7 show, that over the past five years, ^{241}Am VA in all four controllable rooms dropped at 10–100 times. From this it can be concluded that the capability of LFCM accumulations to generate the aerosols in these rooms is reducing. At the same time, the influence is growing of two mentioned above additional aerosol sources at the values of radionuclide ratios in the aerosols. Over the same period, $\Sigma\beta$ VA in three rooms dropped by no more than an order of value, and in room 012/7, it remained at the same level.

The AMAD of carriers of radioactive products of accident in rooms 012/7, 012/15, and 210/7 significantly grew over the past 8–10 years and reaches the values of 10–11 μm . It testifies the fact that the origination of aerosol particles-carriers of accident products occurs, mainly, due to dispersion processes [15]. At the same time, the values of dispersity parameters of aerosols also indicate that the radionuclide composition of aerosols is, apparently, formed of more than one source, which generates aerosol particles.

The results of researches of radionuclide depositions in rooms 012/7 and 210/7 show that they produced, mainly, owing to particle-fragments of LFCM surfaces

degradation. At the same time, the rate of enrichment of radionuclide deposition on ^{137}Cs and ^{90}Sr relatively to LFCM composition, is much lower than in the aerosol. Unfortunately, now we do not know how LFCM degradation products get into the air. Without mechanical action and wind loads (these are the conditions of LFCM occurrence in the Shelter object), the mechanism of transfer of degraded solids into aerosols is unknown. Presumably, the aerosol generation from LFCM surface is influenced by electric charges. They undoubtedly arise upon radioactive decay.

References

1. Pazukhin E. M. (1994). [Lava-like fuel-containing masses of the 4th unit of the Chornobyl nuclear power plant: topography, physicochemical properties, formation scenario]. *Radiokhimiya* [Radiochemistry], vol. 36, no. 2, pp. 97–142. (in Rus.)
2. Bogatov S., Borovoi A., Gavrilov S., et al. (2007) [Database on location and status of nuclear fuel at Unit 4 of the Chornobyl NPP before and after the accident. Project No. 2916 “Development of the models for nuclear fuel behavior during active phase of the Chornobyl accident”]. Preprint of the RSC “Kurchatov Institute” No. 130-11/2, 147 p. (in Rus.)
3. Ogorodnikov B. I., Khan V. Ye., Kovalchuk V. P. (2013). [Aerosols as evidences of destruction in the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 20, pp. 94–106. (in Rus.)
4. Ogorodnikov B. I., Khan V. Ye., Kovalchuk V. P. (2015). [Characteristics of radioactive aerosols in 2014 near lava-like fuel containing materials in premise 012/15 of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 25, pp. 125–138. (in Rus.)
5. Ogorodnikov B. I., Khan V. Ye., Kovalchuk V. P., Lagunen A. S., Dovydkov S. A. (2015). [Composition and concentration of radioactive aerosols near lava-like fuel containing materials in premise 210/7 of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 24, pp. 70–84. (in Rus.)
6. Lagunen A. S., Khan V. Ye., Odintsov O. O., Kovalchuk V. P., Kravchuk T. A., Kalinovskiy A. K., Kashpur V. O., Svirid O. A., Tkach A. V., Yurchuk S. V. (2019). Analysis of the use of depleted uranium as a protective material in the management of radioactive waste. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 13, no. 1, pp. 83–90. doi.org/10.31717/2311-8253.19.1.10. (in Rus.)
7. Lagunen A. S., Khan V. Ye., Odintsov O. O., Kalinovskiy O. K., Kovalchuk V. P., Kravchuk T. A., Filippov O. V., Popov M. M. (2019). [Radioactive aerosols near lava-like fuel containing materials in premise 012/15 of the Shelter object in 2017–2018]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 14, no. 2, pp. 31–38. doi.org/10.31717/2311-8253.19.2.5. (in Rus.)
8. Lagunen O. S., Khan V. Ye., Kalynovskiy O. K., Kashpur V. O., Kovalchuk V. P., Sabenin P. V., Svirid O. A., Tkach A. V., Yurchuk S. V. (2020). Radioactive aerosols near lava-like fuel containing materials in room 210/7 of the Chornobyl NPP Shelter in 2017–2018. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 17, no. 2, pp. 58–67. doi.org/10.31717/2311-8253.20.2.7. (in Rus.)
9. Klyuchnikov A. A., Krasnov V. A., Rudko V. M., Shcherbin V. N. (2011). *Obyekt “Ukrytiye” (1986–2011). Na puti k preobrazovaniyu* [The Shelter object (1986–2011). On the way to the transformation]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 288 p. (in Rus.)
10. Arutyunyan R. E., Bolshov L. A., Borovoi A. A., Velikhov Ye. P., Klyuchnikov A. A. (2010). *Yadernoye toplivo v obyekte “Ukrytie”* [Nuclear fuel in the Shelter object]. Moscow: Nauka, 240 p. (in Rus.)
11. Lagunen A. S. (2008) [Search for and study of hidden clusters of fuel-containing materials of the destroyed 4th unit of the Chornobyl NPP] (PhD dissertation). Kyiv, 148 p. (in Rus.)
12. Vysotskiy Ye. D., Krasnov V. A., Lagunen A. S., Pazukhin E. M. (2007). [Fuel in premise 305/2 of the 4-th unit of Chornobyl NPP. Critical mass zones. Revision of the scenario of lava-like fuel-containing materials formation]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 8, pp. 77–85. (in Rus.)
13. Budyka A. K., Ogorodnikov B. I., Skitovitch V. I. (1993). Filter pack technique for determination of aerosol particle size // *Journal of Aerosol Science*, vol. 24, suppl. 1, pp. S205–S206.
14. Odintsov A. A., Khan V. Ye. (2018). [Radioactive water in the Shelter object after installing the “Arch” of the New Safe Confinement into design position]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 30, pp. 67–77. (in Rus.)
15. Fuks N. A. (1955). *Mekhanika aerolei* [Aerosol mechanics]. Moscow: Academy of Sciences of the Soviet Union, 353 p. (in Rus.)

**В. Є. Хан, О. С. Лагуненко, В. О. Краснов,
О. О. Одінцов, О. К. Калиновський,
В. М. Безмилов, В. О. Кашпур, П. В. Сабенін,
О. А. Свирид, А. В. Ткач, В. П. Ковальчук**

*Інститут проблем безпеки АЕС НАН України,
вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна*

Радіоактивний аерозоль у підреакторних приміщеннях об'єкта «Укриття» в умовах нового безпечного конфайнмента

Представлено радіонуклідний склад, об'ємні активності, щільність випадінь радіонуклідів та дисперсність аерозолів, відібраних у 2019–2022 рр. у приміщеннях 012/7, 012/15, 210/7, а також у 2017–2022 рр. у приміщенні 304/3 об'єкта «Укриття», куди після аварії протікали лавоподібні паливовмісні матеріали (ЛПВМ). Встановлено, що медіанний за активністю аеродинамічний діаметр (АМАД) носіїв радіоактивних продуктів аварії в приміщеннях 012/7, 012/15, 210/7 суттєво збільшився за останні 8–10 років і досягає 10 μm . Це свідчить про їхнє диспергаційне походження. Наявність трансуранових елементів у радіонуклідному складі аерозолів у всіх приміщеннях у співвідношеннях, які близькі до аналогічних співвідношень ЛПВМ, показує, що аерозолі продовжують виникати внаслідок руйнування лави.

Істотне збагачення аерозолу у приміщенні 304/3 ^{137}Cs і ^{137}Cs та ^{90}Sr у приміщеннях 012/7, 012/15, 210/7 щодо складу лав вказує на наявність ще двох джерел, що впливають на радіонуклідний склад аерозолів. Це підтверджується значеннями параметрів дисперсного складу аерозолів. За останні п'ять років об'ємна активність ^{241}Am в повітрі чотирьох приміщень знизилася у 10–100 разів. З цього можна зробити висновок, що знижується здатність до генерації аерозолу скупчень ЛПВМ у цих приміщеннях. При цьому зростає вплив на значення радіонуклідних співвідношень інших додаткових джерел аерозолу. За той же період спостережень сумарна активність довгоживучих бета-випромінюючих нуклідів-продуктів Чорнобильської аварії у трьох приміщеннях зменшилася не більше ніж на порядок величини, а в приміщенні 012/7 залишалася на одному рівні.

Ключові слова: новий безпечний конфайнмент, об'єкт «Укриття», лавоподібні паливовмісні матеріали, аерозоль, об'ємна активність, щільність випадінь радіонуклідів, медіанний за активністю аеродинамічний діаметр, дисперсність.

Надійшла 24.02.2023

Received 24.02.2023

І. О. Коваленко¹, М. І. Панасюк¹, Н. В. Сосонна¹, Г. В. Левін¹, П. А. Люшня¹, Г. К. Роєнко¹,
Л. А. Паламар¹, М. Г. Бузинний², І. Р. Онищенко³

¹ Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна

² ДУ «Інститут громадського здоров'я О. М. Марзієва Національної академії медичних наук України»,
вул. Гетьмана Павла Полуботка (Попудренка), 50, Київ, 02094, Україна

³ ДУ «Науково-інженерний центр радіогідроекологічних полігонних досліджень НАН України»,
вул. О. Гончара, 55б, Київ, 01601, Україна

Вплив іонної сили розчину на формування підвищеної міграції ^{90}Sr в підземних водах промислового майданчика Чорнобильської АЕС

Ключові слова:

промайданчик ЧАЕС,
підземні води,
сильнолужне середовище,
іонна сила розчину,
термодинамічне моделювання,
міграція різних форм
знаходження ^{90}Sr

Виконано термодинамічне моделювання форм знаходження ^{90}Sr для пояснення умов його міграції з підземними водами на основі даних моніторингових досліджень свердловини 4-Г, яка до її ліквідації у 2008 р. розташовувалася на промисловому майданчику Чорнобильської АЕС. Дослідження міграційних форм ^{90}Sr проводилося за допомогою набору програмних інструментів Geochemist's Workbench Community Edition. Для підтвердження та розуміння міграційних процесів проводилося моделювання поширення з підземними водами різних комплексних з'єднань ^{90}Sr , таких як SrCO_3 , SrHCO_3^+ , SrSO_4 , SrOH^+ та SrNO_3^+ . За допомогою SpecE8 було виконано розрахунок різних форм знаходження ^{90}Sr , а також розраховано іонну силу розчину (ICP) підземних вод. В експерименті в інтервалі pH 9,5–12,4 спостерігається зростання в підземних водах концентрації ^{90}Sr у 200–500 разів — до 550 Бк/л. У цьому ж інтервалі pH, за даними моделювання, спостерігається зростання в підземних водах концентрації стронцію у формі SrOH^+ та його зниження у формі Sr^{2+} . Причиною різкого зростання об'ємних активностей ^{90}Sr в сильнолужних підземних водах може бути підвищення ICP > 5 ммоль/л. Збільшення ICP сильнолужних підземних вод призводить до зниження сорбційних властивостей ґрунтів і до ремобілізації адсорбованого ^{90}Sr назад до підземних вод шляхом катіонного обміну. Імовірно, в інтервалі pH 9,5–12,4 та при ICP > 5 ммоль/л відбувається зміна поверхневого заряду частинок ґрунту (зазвичай із від'ємного на позитивний), при якому катіони не можуть сорбуватися, а, навпаки, повинні ремобілізуватися з поверхні ґрунтів до підземних вод. При цьому pH = 9,5, як припускається, є точкою нульового заряду (pzc). Для оцінки можливості існування зв'язку між концентраціями ^{90}Sr та ICP було проведено кореляційний аналіз методом геохімічної статистики. При цьому ступінь кореляції $K = 0,87$, що підтримує ідею існування тісного зв'язку між цими даними.

Вступ

Вивчення умов міграції радіонуклідів із підземними та поверхневими водами виконується на всіх

ділянках потенційного та фактичного радіоактивного забруднення територій, а також розміщення сховищ відпрацьованого ядерного палива, твердих і рідких радіоактивних відходів. Але, як правило, ці

© І. О. Коваленко, М. І. Панасюк, Н. В. Сосонна, Г. В. Левін, П. А. Люшня,
Г. К. Роєнко, Л. А. Паламар, М. Г. Бузинний, І. Р. Онищенко, 2023

роботи проводяться в лабораторних умовах, які можуть тільки частково відображати реальну природну ситуацію.

Прийнято вважати, що з лужних підземних вод ^{90}Sr вилучається майже на 100 % за рахунок сорбції ґрунтами [1]. Дослідження міграції ^{90}Sr з підземними водами промислового майданчика Чорнобильської АЕС (проммайданчика ЧАЕС) [2–7], навпаки, показують, що в умовах формування в підземних водах сильнолужного середовища, в якому $\text{pH} > 9,5$, спостерігається значне (у 200–500 разів) підвищення об'ємних активностей ^{90}Sr та урану. При цьому в окремих свердловинах концентрація ^{90}Sr може зростати до 700–2 100 Бк/л. У лабораторних експериментах, що моделюють підземні води в околицях Sellafield [8], вказано, що в незабуферованих ($\text{pH} 5,5$) і буферованих HCO_3^- ($\text{pH} 7,2$) підземних водах ступінь сорбції ^{90}Sr значно підвищився — до 61,8 та 98,9 % відповідно. Між $\text{pH} 6$ – 8 відбувається майже повна ($>99\%$) іммобілізація ^{90}Sr в осадах. У сильнолужних умовах при збільшенні ІСР понад 5 ммоль/л відбувається зниження сорбційних властивостей супісків та пісків. При цьому відбувається ремобілізація адсорбованого на ґрунтах ^{90}Sr шляхом катіонного обміну.

Вивченню розподілу радіонуклідів у підземних водах проммайданчика ЧАЕС присвячено також роботи [9, 10]. Але основну увагу в них приділено визначенню джерел забруднення, а не умов транспортування ^{90}Sr у водоносному горизонті. Тобто, за літературними даними, однозначно визначеної поведінки ^{90}Sr в лужних підземних водах не існує.

У цій роботі пояснюються деякі особливості міграції ^{90}Sr з підземними водами, що отримані за допомогою термодинамічного моделювання.

Метою роботи є визначення форм знаходження ^{90}Sr в підземних водах залежно від pH розчину та можливості впливу ІСР на міграційну здатність радіостронцію у водоносному горизонті проммайданчика ЧАЕС.

Матеріали та методи

Розрахунок міграційних форм ^{90}Sr проводився за допомогою набору програмних інструментів Geochemist's Workbench Community Edition. Для підтвердження та розуміння міграційних процесів проводилося моделювання поширення з підземними водами різних комплексних з'єднань ^{90}Sr , таких як SrCO_3 , SrHCO_3^+ , SrSO_4 , SrOH^+ , SrNO_3^+ , по свердловині 4-Г.

Для аналізу даних використовувалися здебільшого такі програми з набору Geochemist's Workbench, як GSS — The Geochemist's Spreadsheet та SpecE8.

Оскільки GSS — The Geochemist's Spreadsheet — це повнофункціональна електронна таблиця, вона використовувалася для сортування, оформлення та подальшої обробки даних [11].

За допомогою SpecE8 було виконано розрахунок різних форм знаходження ^{90}Sr , а також розраховано ІСР підземних вод зі свердловини 4-Г.

Для підтвердження отриманих результатів було проведено кореляційний аналіз між отриманими розрахунковими даними для ІСР та активністю ^{90}Sr методом геохімічної статистики [2].

Результати

У роботі використано результати моніторингових спостережень свердловини 4-Г.

Ряди спостережень за динамікою pH та об'ємними активностями ^{90}Sr умовно розділили на три періоди (рис. 1): період I — значення pH 7,5–8,5; період II — значення pH 8,5–9,5; період III — значення pH 9,5–12,5.

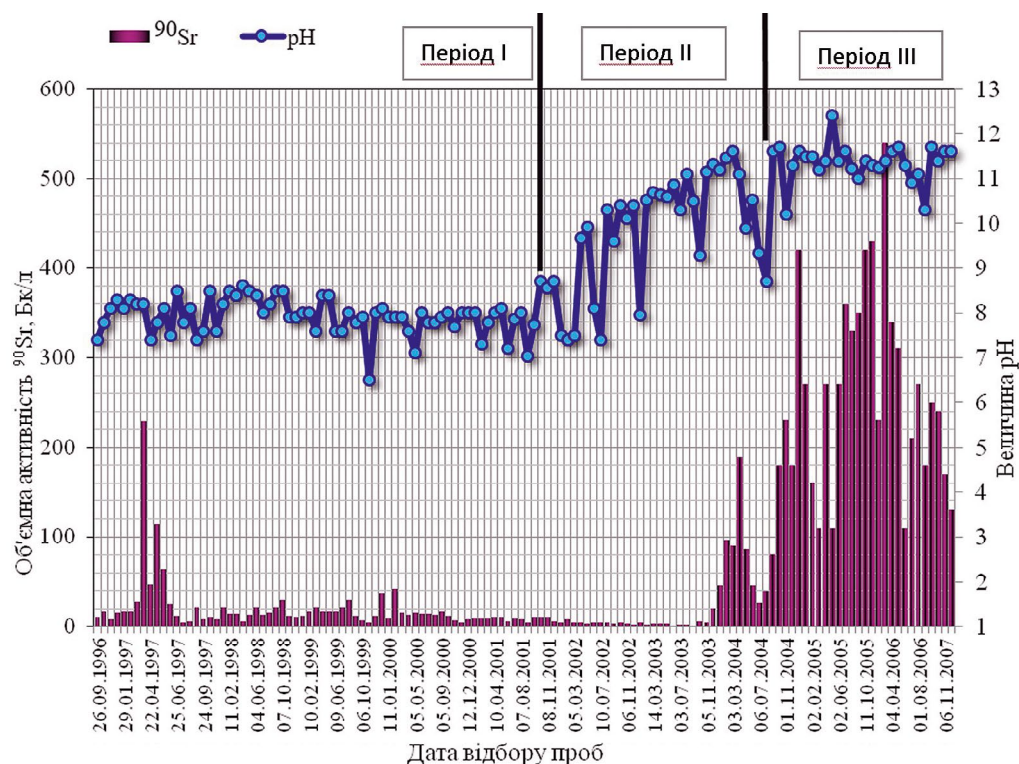
Як видно з рис. 1, при pH ґрунтових вод, характерних для періоду I, значення концентрації ^{90}Sr низькі. У разі підвищення pH до 8,5–9,5 (період II) об'ємні активності ^{90}Sr зменшуються. Причини зниження концентрацій ^{90}Sr полягають у тому, що при pH 8,3–8,5 частина гідрокарбонат-іонів переходить у карбонат-іони, які у свою чергу утворюють з іонами кальцію та іонами стронцію нерозчинні сполуки, що випадають з розчину ґрунтових вод в осад [4]. Проте при pH вище, в основному 9,5 (період III), різко зростають об'ємні активності ^{90}Sr .

Значення pH , об'ємної активності ^{90}Sr та хімічного складу у пробах зі свердловини 4-Г для дат відбору проб, що обрані представляти свої періоди (03.12.1998 р. — період I; 05.02.2002 р. — період II; 23.02.2006 р. — період III), наведено в табл. 1.

Похибка вимірювань $^{90}\text{Sr} \pm 25$ – 30% , $\text{pH} \pm 0,5\%$, компонентів хімічного складу ± 10 – 15% .

Концентрація стабільного та радіоактивного $\text{Sr}_{\text{стаб+радіоактив}}$ взята умовно однакова (1 мг/л) для досліджень за всіма періодами, щоб порівнювати зміни різних форм знаходження.

За допомогою SpecE8 було виконано розрахунок концентрацій $\text{Sr}_{\text{стаб+радіоактив}}$ у різних формах залежно від періоду спостережень, що встановлені для свердловини 4-Г (табл. 2). Як видно з таблиці, концентрація

Рис. 1. Динаміка величини pH та об'ємної активності ^{90}Sr у пробах ґрунтових вод зі свердловини 4-ГТаблиця 1. Значення pH, хімічного складу та об'ємної активності ^{90}Sr у пробах зі свердловини 4-Г залежно від періоду моніторингових спостережень, мг/л

Номенклатура визначень	Період I	Період II	Період III
pH	6,75	9,15	11,3
Na^+	17,1	26,9	58
K^+	16,4	7	50
Ca^{2+}	12	4	24
Mg^{2+}	4,8	1,5	4,9
NH_4^+	1,1	1	4,5
Cl^-	4,76	2,8	6,4
SO_4^{2-}	24,6	28,8	24,7
NO_3^-	6,5	0	2,4
NO_2^-	0	1,5	3
HCO_3^-	85,4	51,9	45,8
CO_3^{2-}	0	9	118,5
Окислюваність, мг O_2 / л	20,4	16,8	13,12*
SiO_2	10,86	22,83	10,9
PO_4^{3-}	5	11,25	0,86
F^-	1,22	3	1,4
Мінералізація	172,60	134,40	342,2
$\text{Sr}_{\text{стаб+радіоактив}}$	1	1	1
^{90}Sr , Бк/л	10	8	540*

* Розмірність наведено в стовпчику «Номенклатура визначень».

Таблиця 2. Розраховані форми знаходження ^{90}Sr в пробах підземних вод залежно від періоду моніторингових спостережень по свердловині 4-Г, мг/л

Форми знаходження	Період I	Період II	Період III
SrCO_3	$2 \cdot 10^{-4}$	0,039	0,24
SrHCO_3^+	0,020	0,015	$6,89 \cdot 10^{-4}$
SrSO_4	0,061	0,075	0,044
SrOH^+	$2,88 \cdot 10^{-7}$	$7,11 \cdot 10^{-5}$	0,0082
$\text{Sr}^{2+} + ^{90}\text{Sr}$	0,958	0,93	0,827
SrNO_3^+	$8,64 \cdot 10^{-4}$	–	$2,51 \cdot 10^{-4}$
Іонна сила, ммоль/л	2,72	2,27	5,73

розчинної комплексної нейтральної сполуки, що не сорбується, SrCO_3 зростає в періоді III в 6 разів. Концентрація SrHCO_3^+ , навпаки, зменшується. Концентрація SrSO_4 зростає в періоді II, але спадає в періоді III, SrOH^+ зростає в періоді III, а Sr^{2+} зменшується. SrNO_3^+ в періоді III зменшується. Також у періоді III спостерігається суттєве, більш ніж у 2 рази, зростання ІСР.

Для дослідження динаміки розповсюдження SrOH^+ було взято за основу дані, що характеризують період III (проба від 23.02.2006 р.). У SpecE8 цій пробі надавались різні значення рН та обраховувались кон-

центрації SrOH^+ і Sr^{2+} , отримані дані були використані для побудови графіка (рис. 2).

Зростання концентрацій стронцію у формі SrOH^+ в періоді III за часом збігається з підвищенням ІСР (рис. 3). При ІСР більше 5 ммоль/л спостерігається значне підвищення об'ємних активностей ^{90}Sr .

У рамках експерименту, за даними термодинамічного моделювання, у SpecE8 було побудовано графік залежності між концентраціями стронцію та ІСР (рис. 4). У періоді III при рН орієнтовно 9,5 спостерігається зростання ІСР. При цьому відбувається зменшення концентрацій стронцію у формі Sr^{2+} .

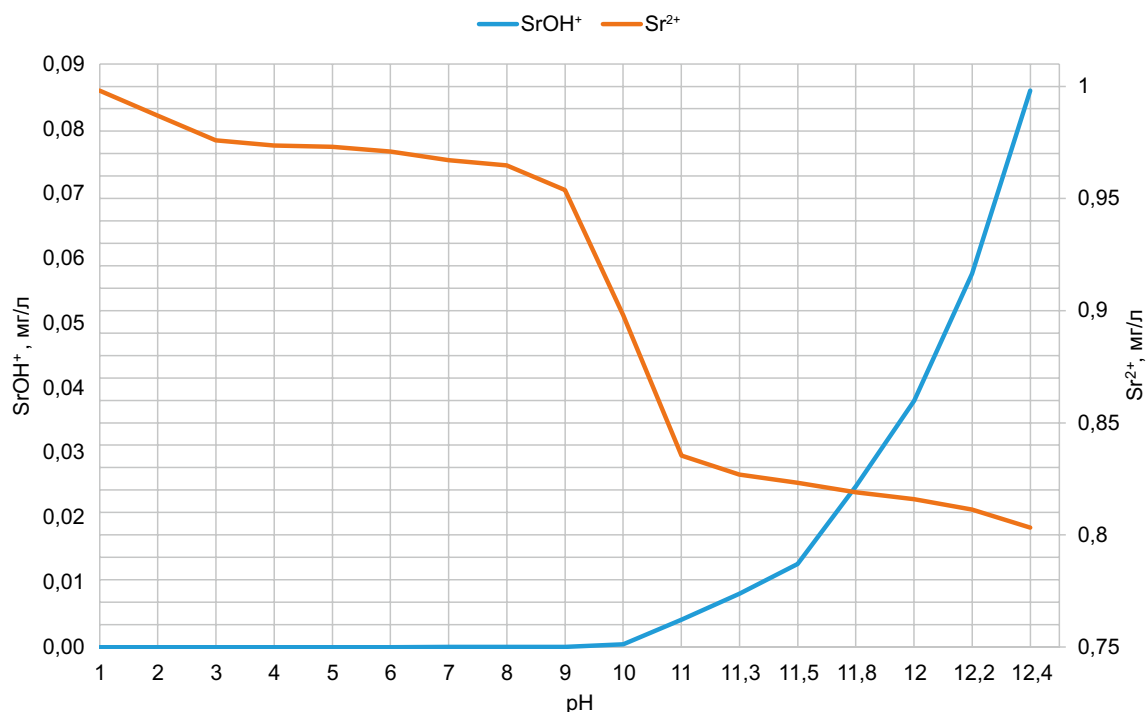
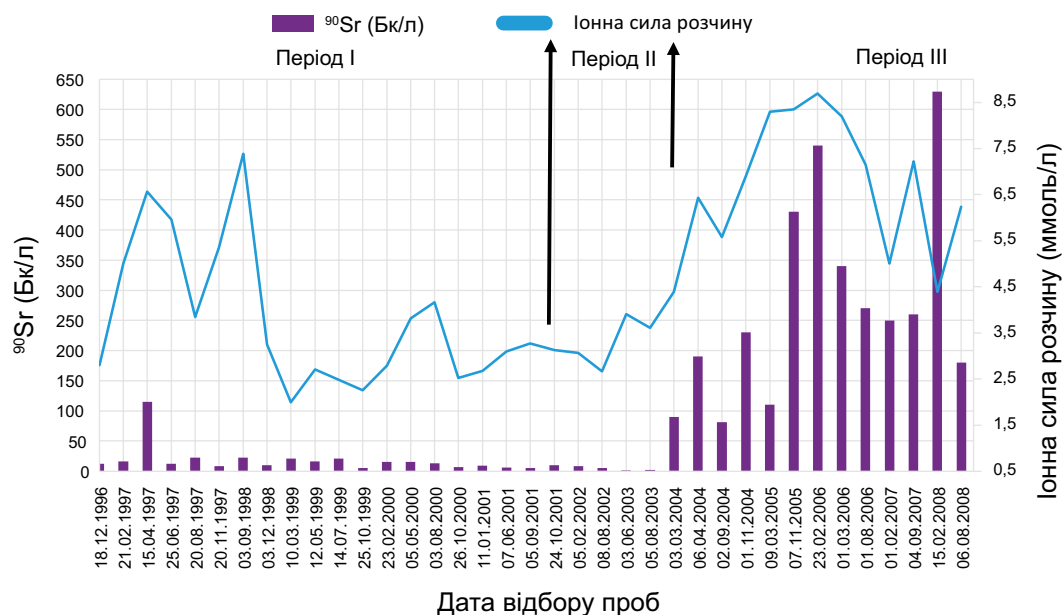
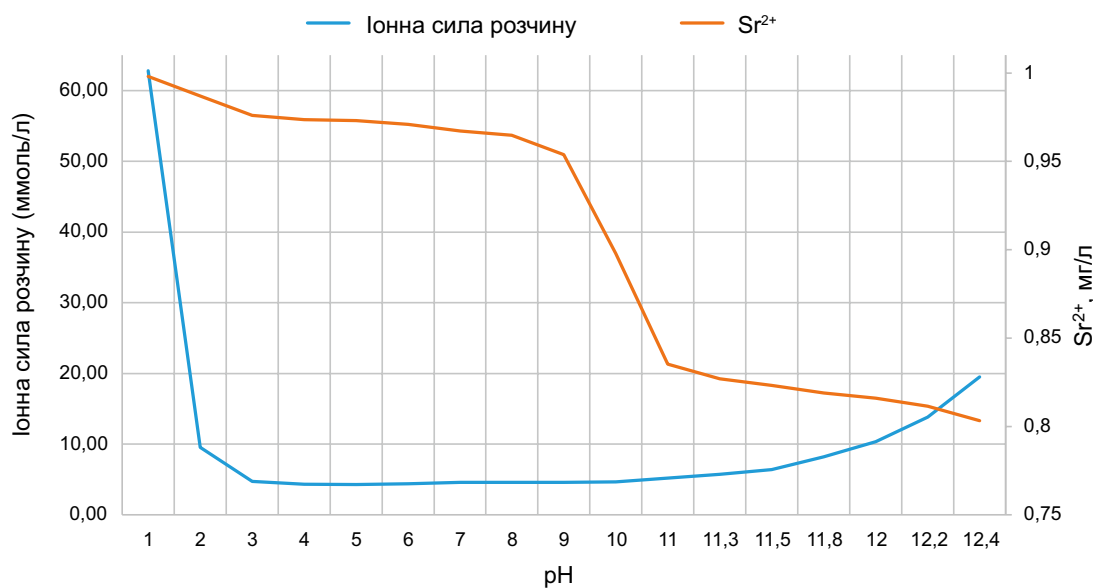


Рис. 2. Динаміка концентрації Sr^{2+} і SrOH^+ залежно від рН, за даними термодинамічного моделювання моніторингових результатів по свердловині 4-Г

Рис. 3. Динаміка концентрації ^{90}Sr та ІСР у пробах зі свердловини 4-ГРис. 4. Зміни концентрацій стронцію у формі Sr^{2+} та ІСР залежно від pH за даними термодинамічного моделювання проби води із свердловини 4-Г від 23.02.2006 р.

Слід зазначити, що спостерігається відповідність динаміки ІСР до динаміки pH у досліджуваних пробах підземних вод (рис. 5).

Обговорення результатів

Таким чином, за результатами виконаного аналізу можемо стверджувати, що підвищення ІСР підзем-

них вод сприяє зниженню сорбції ^{90}Sr ґрунтами та його ремобілізації з поверхні часток ґрунтів за рахунок катіонного обміну за аналогією з даними [8]. Як відомо, ІСР — це міра інтенсивності електричного поля, яке створюється іонами в розчині. Імовірно, що з початком періоду III, відбувається зміна поверхневого заряду частинок ґрунту з від'ємного на позитивний, при якому катіони не можуть сорбуватися, а, на-

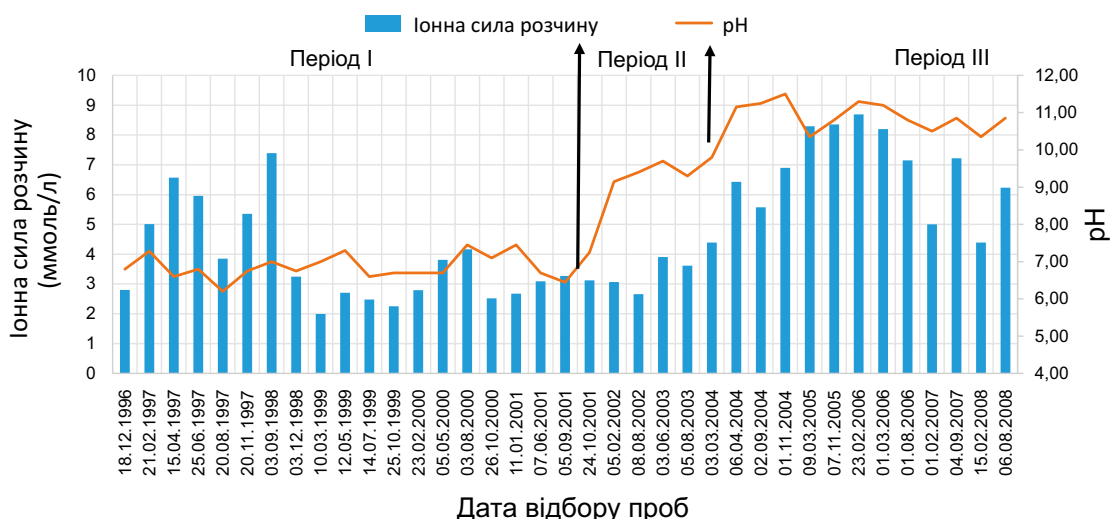


Рис. 5. Фактичні значення рН у пробах зі свердловини 4-Г та розподіл ІСР

впаки, повинні ремобілізуватися. Водночас $\text{pH} = 9,5$, імовірно, є точкою нульового заряду (pzc).

Для кількісної оцінки ступеня зв'язку між концентраціями ^{90}Sr та ІСР у пробах підземних вод був зроблений кореляційний аналіз методом геохімічної статистики (2), який показав наявність високої кореляції між цими параметрами (рис. 6). Ступінь кореляції $K = 0,83$, яка є аналогом звичайного поняття коефіцієнта кореляції, є достатньо високим ($K = 1$ — Р, де Р є загальновідомим критерієм p-value), який оцінює ймовірність того, що встановлений зв'язок є випадковим, тобто підтверджується ідея наявності тісного зв'язку між іонною силою та концентраціями ^{90}Sr в пробах води зі свердловини 4-Г.

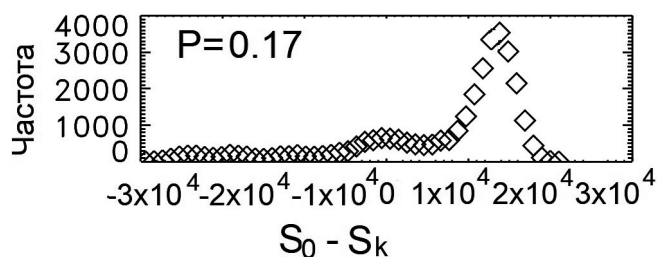


Рис. 6. Розрахунок кореляції між об'ємною активністю ^{90}Sr та іонною силою в пробах підземних вод зі свердловини 4-Г

Поява піка далеко справа від нуля свідчить про сильну скорельованість вибірок, які порівнюються (2).

Висновки

Визначено, що зростання ІСР підземних вод до рівнів вище 5 ммоль/л поряд з іншими факторами

супроводжується зростанням у 200–500 разів об'ємних активностей ^{90}Sr в сильнолужних підземних водах. Збільшення ІСР сильнолужних підземних вод призводить до зниження сорбційних властивостей ґрунтів і ремобілізації адсорбованого ^{90}Sr назад до підземних вод шляхом катіонного обміну. Цей результат відповідає висновкам [8], які отримані за результатом лабораторних експериментів, тоді як за багаточисельними літературними даними, наприклад [1], вважається, що сорбція стронцію ґрунтами в сильнолужних умовах досягає 99 %.

Результати термодинамічного моделювання показують, що для значень $\text{pH} > 9,5$ концентрації Sr^{2+} у вигляді стронцій-іону зменшуються, а у вигляді SrOH^+ зростають. Такі ж дані отримано в роботі [8].

Автори висловлюють глибоку подяку В. Є.-І. Хану та О. О. Одінцову за виконані лабораторні визначення концентрацій ^{90}Sr у пробах ґрунтових вод.

Список використаної літератури

1. Role of magnetite and humic acid in radionuclide migration in the environment / B. K. Singh, A. Jain, S. Kumar [et al.] // Journal of Contaminant Hydrology. — 2009. — Vol. 106, no. 3–4. — doi.org/10.1016/j.jconhyd.2009.02.004.
2. Correlation between chemical composition and ^{90}Sr concentrations in groundwater of the Chornobyl NPP industrial site / I. O. Kovalenko, M. I. Panasiuk, A. D. Skorbut [et al.] // Journal of Environmental Radioactivity. — 2021. — Vol. 240. — Art. 106756.
3. Забруднення ^{90}Sr підземних вод території об'єкта «Укриття» Чорнобильської атомної електростанції / І. А. Литвин, М. І. Панасюк, Г. В. Левін, І. П. Они-

- щенко // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2016. — Вип. 26. — С. 122–127. — Режим доступу: http://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2017/2016_26/c122.pdf.
4. Radioactive contamination of groundwater and soils of the local zone of the “Shelter” object and the ChNPP industrial site / M. I. Panasyuk, A. M. Alferov, A. D. Scorbun [et al.] // Collection of reports “Twenty-five years of the Chernobyl disaster. Security of the future”. — 2011. — P. 79–84.
 5. Panasyuk M. I. Laws of distribution of uranium in groundwater of ChNPP industrial site / M. I. Panasyuk, I. A. Lytvyn // Nuclear Physics and Atomic Energy. — 2017. — Vol. 18. — P. 56–62.
 6. Soils and ground water’s radioactive contamination into the local zone of the “Shelter” object and industrial site of Chernobyl NPP / M. I. Panasyuk, I. A. Lytvyn, E. P. Liushnya [et al.] // Uranium — Past and Future Challenges. — Springer International Publishing, 2015. — P. 657–664. — doi.org/10.1007/978-3-319-11059-2_75.
 7. Можливість використання термодинамічного моделювання формування високих концентрацій ^{90}Sr в сильнолужних підземних водах / М. І. Панасюк, Д. Т. Матросов, О. І. Стоянов, Г. В. Левін // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2018. — Вип. 31. — С. 120–126.
 8. Effect of groundwater pH and ionic strength on strontium sorption in aquifer sediments: Implications for ^{90}Sr mobility at contaminated nuclear sites / S. H. Wallace, S. Shaw, K. Morris [et al.] // Applied Geochemistry. — 2012. — Vol. 27, no. 8. — doi.org/10.1016/j.apgeochem.2012.04.007.
 9. Изучение особенностей радионуклидного состава грунтовой воды скважины 4-Г локальной зоны объекта «Укрытие» / В. Е. Хан, А. А. Одинцов, А. К. Калининский [и др.] // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2006. — Вип. 4. — С. 111–120.
 10. Радионуклиды в грунтовой воде наблюдательных скважин локальной зоны объекта «Укрытие» / А. А. Одинцов, В. Е. Хан, В. А. Краснов, Э. П. Пазухин // Радиохимия. — 2007. — Т. 49, № 5. — С. 467–473.
 11. Bethke C. M. *GWB Essentials Guide* / C. M. Bethke, B. Farrel, M. Sharifi. — Illinois: Aqueous Solutions, LLC Champaign, 2022. — 220 p. — Available at: <https://www.gwb.com/pdf/GWB2022/GWBessentials.pdf>.

I. O. Kovalenko¹, M. I. Panasiuk¹, N. V. Sosonna¹,
G. V. Levin¹, P. A. Lushnia¹, G. K. Roienko¹,
L. A. Palamar¹, M. G. Buzynnyi², I. P. Onyshchenko³

¹ Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 36a, Kirova st., Chornobyl, 07270, Ukraine

² SI “O. M. Marzieiev Institute for Public Health”, National Academy of Medical Sciences of Ukraine, 50, Hetman Pavlo Polubotok (Popudrenko) st., Kyiv, 02094, Ukraine

³ SI “Radioenvironmental Centre of the NAS of Ukraine”, 55b, O. Honchara st., Kyiv, 01601, Ukraine

Influence of Ionic Strength in the Formation of Increased Migration of ^{90}Sr in Groundwater at the Industrial Site of the Chornobyl NPP

Thermodynamic modeling of ^{90}Sr migration was performed based on data from monitoring studies on well 4-G, which, before its liquidation in 2008, was located on the industrial site of the Chornobyl nuclear power plant. The study of the ^{90}Sr migration forms was carried out using a set of software tools “Geochemist’s Workbench Community Edition”. In order to confirm and understand the migration processes, modeling of the spread of various complex ^{90}Sr compounds such as SrCO_3 , SrHCO_3 , SrSO_4 , SrOH^+ and SrNO_3^+ with groundwater was carried out. With the help of SpecE8, the calculation of various forms of ^{90}Sr was performed, and the ionic strength of the groundwater solution (ISS) was also calculated.

In the range of pH 9.5–12.4, there is an increase in the Sr^{2+} concentration in groundwater by 200–500 times to 550 Bq/l. In the same pH interval, according to thermodynamic modeling, an increase in the concentration of strontium in the form of SrOH^+ and a decrease in the form of Sr^{2+} is observed in groundwater. At the same time, the dominance of strontium concentrations in the form of SrOH^+ over Sr^{2+} does not occur.

The reason for the sharp increase in the volume activities of ^{90}Sr in strongly alkaline groundwater was the increase in the ISS > 5 mmol/l. An increase in the ISS of strongly alkaline groundwater leads to a decrease in the sorption properties of soils, and to the remobilization of adsorbed ^{90}Sr back to groundwater through cation exchange. Probably, in the pH range of 9.5–12.4 and the ISS > 5 mmol/l, there is a change in the surface charge of soil particles, usually from negative to positive, in which cations cannot be sorbed, but, on the contrary, must to remobilize from the soil surface to groundwater. At the same time, pH = 9.5 is probably the point of zero charge (pzc).

To assess the possibility of a relationship between the concentrations of ^{90}Sr and ISS, a correlation analysis using the geochemical statistics method was carried out. At the same time, the correlation coefficient $K = 0.87$, which proves the existence of a close relationship.

Keywords: Chornobyl nuclear power plant site, underground water, highly alkaline environment, ionic strength of the solution, thermodynamic modeling, migration of various ^{90}Sr forms.

References

1. Singh B. K., Jain A., Kumar S., Tomar B. S., Tomar R., Manchanda V. K., Ramanathan S. (2009). Role of magnetite and humic acid in radionuclide migration in the environment. *Journal of Contaminant Hydrology*, vol. 106 (3–4), pp. 144–149. doi.org/10.1016/j.jconhyd.2009.02.004.
2. Kovalenko I. O., Panasiuk M. I., Skorbun A. D., Sosonna N. V., Ojovan M. I., Shevchenko O. L., Onyshchenko I. P. (2021). Correlation between chemical composition and ^{90}Sr concentrations in groundwater of the Chornobyl NPP industrial site. *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 240, 106756. doi.org/10.1016/j.jenvrad.2021.106756.
3. Lytvyn I. A., Panasyuk M. I., Levin G. V., Onyschenko I. P. (2016). [Groundwater contamination by ^{90}Sr on the territory of the Shelter object of the Chornobyl nuclear power plant]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 26, 122–127. Available at: http://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2017/2016_26/c122.pdf. (in Rus.)
4. Panasyuk M. I., Alferov A. M., Skorbun A. D. (2011). Radioactive contamination of groundwater and soils of the local zone of the “Shelter” object and the ChNPP industrial site. *Collection of Reports “Twenty-Five Years of the Chornobyl Disaster. Security of the Future”*, pp. 79–84.
5. Panasyuk M. I., Lytvyn I. A. (2017). Laws of distribution of uranium in groundwater of ChNPP industrial site. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, vol. 18, pp. 56–62.
6. Panasyuk M. I., Lytvyn I. A., Liushnya E. P., Alfeyoroff A. M., Levin G. V., Shestopalov V. M. (2015). Soils and ground water’s radioactive contamination into the local zone of the “Shelter” object and industrial site of Chornobyl NPP. In: *Uranium — Past and Future Challenges*. Cham: Springer International Publishing, pp. 657–664. doi.org/10.1007/978-3-319-11059-2_75
7. Panasyuk M. I., Matrosov D. T., Stoianov O. I., Levin G. V. (2018). Possibility of using thermodynamic modeling of formation of high concentrations of ^{90}Sr in highly alkaline underground waters. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, pp. 120–126. doi.org/10.31717/1813-3584.18.31.14. (in Ukr.)
8. Wallace S. H., Shaw S., Morris K., Small J. S., Fuller A. J., Burke I. T. (2012). Effect of groundwater pH and ionic strength on strontium sorption in aquifer sediments: Implications for ^{90}Sr mobility at contaminated nuclear sites. *Applied Geochemistry*, vol. 27, no. 8, pp. 1482–1491. doi.org/10.1016/j.apgeochem.2012.04.007.
9. Khan V. E., Odintsov A. A., Kalynovsky O. K., Dubenko P. N., Pazukshin E. M., Krasnov V. A. (2006). [Study of particularities of radionuclides composition in ground waters 4-g borehole of local area of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, no. 4, pp. 111–120. Available at: <http://dspace.nbuv.gov.ua/handle/123456789/127887>. (in Rus.)
10. Odintsov A. A., Khan V. E., Krasnov V. A., Pazukshin E. M. (2007). [Radionuclides in the groundwater of observation wells in the local zone of the Shelter object]. *Radiochemistry*, no. 5, pp. 467–473. Available at: <http://chernobyl-database.com/radionuclides-in-groundwaters-from-observation-holes-in-the-shelter-local-area-probably-english>. (in Rus.)
11. Bethke C. M., Farrel B., Sharifi M. (2022). *GWB Essentials Guide*. Illinois: Aqueous Solutions, LLC Champaign, 220 p. Available at: <https://www.gwb.com/pdf/GWB2022/GWBessentials.pdf>.

Надійшла 27.12.2022

Received 27.12.2022

О. Г. Тищенко¹, **В. П. Ландін¹**, Н. М. Цидик¹, В. В. Мартиненко²

¹ Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна

² Природний заповідник «Древлянський», вул. Замкова, 188, смт Народичі, Житомирська область, 11401, Україна

Оцінка радіоекологічної ситуації для території природного заповідника «Древлянський» станом на 2023 р.

Ключові слова:

природний заповідник «Древлянський», геосистемний аналіз, радіаційний стан, радіоекологічна критичність лісових насаджень

Розглянуто технологічні прийоми підготовки геопросторових даних для оцінки радіоекологічної ситуації та візуалізації результатів із використанням програмних пакетів геоінформаційної системи (ГІС). Розраховано сучасні рівні щільності забруднення ґрунту ^{137}Cs в межах сітки лісових кварталів природного заповідника «Древлянський». Проведено радіоекологічне зонування з визначенням придатності території для проведення лісозахисних заходів із виділенням критичних територій, що формують небезпечні рівні дозового навантаження на співробітників заповідника. Отримано оцінку просторового розподілу радіаційного забруднення запасів деревини та легкозаймистого паливного матеріалу в межах лісових кварталів заповідника. Проведений аналіз сучасної радіоекологічної ситуації для території природного заповідника «Древлянський» показав ефективність застосування в роботі програмних пакетів ArcGIS та MapInfo.

Вступ

Природний заповідник (ПЗ) «Древлянський» розташований у Житомирській області, межує на сході із зоною відчуження Чорнобильської АЕС, а значна його частина входить у зону обов'язкового відселення. Рівні забруднення території заповідника обумовлені розташуванням у межах західного радіоактивного сліду, що утворився внаслідок аварійного викиду на Чорнобильській АЕС у квітні 1986 р. У переданих заповіднику лісових насадженнях господарська діяльність, за винятком гасіння лісових пожеж, була припинена у зв'язку з високими рівнями радіоактивного забруднення. Слід зазначити, що за даними обстеження на період 1991 р. радіоактивне забруднення території заповідника мало плямистий характер. Щільність ^{137}Cs у 95 % обстеженої площі коливалася в межах від 143 до 3042 кБк/м², або від 3,9 до 82 Кі/км². За 32 роки щільність забруднення змен-

шилася більше, ніж у два рази, але виконання всіх видів робіт у лісах досі потребує дотримання норм радіаційної безпеки. За радіаційною оцінкою, тобто за щільністю забруднення ґрунту ^{137}Cs , територію заповідника було розділено на 5 зон у градаціях від 2 і більше 30 Кі/км². Ступінь радіоактивного забруднення деревини в лісах заповідника також коливався в широких межах і залежав від щільності забруднення ґрунту в насадженнях. На прикладі радіоактивно забрудненої території показано підходи для оцінки сучасного радіоекологічного стану з урахуванням радіоактивного розпаду радіонуклідів у ґрунті в межах лісових кварталів із застосуванням геоінформаційних технологій. Технологія передбачала інтерполяцію розрахованих на актуальний час даних щільності забруднення ґрунту за умови відсутності вхідних даних за окремими кварталами лісництва заповідника. Розроблене зонування території за щільністю забруднення ґрунту ^{137}Cs на 2023 р. було вико-

© О. Г. Тищенко, **В. П. Ландін**, Н. М. Цидик, В. В. Мартиненко, 2023

ристано для розподілу лісогосподарських заходів, що забезпечує обмеження дозового навантаження на співробітників заповідника.

Постановка завдання

У результаті роботи відпрацьовувалася процедура підготовки даних та тестувалися технологічні підходи для оцінки сучасного стану радіаційно забрудненої території за лісовими кварталами. На основі оцінки виявлялися критичні особливості території з метою запобігання впливу радіоактивного фону на формування дози опромінення співробітників заповідника в разі проведення спеціальних лісогосподарських заходів у лісових насадженнях.

Хід виконання роботи

Актуалізація карт щільності забруднення ґрунту ^{137}Cs передбачала декілька етапів роботи.

1. Підготовка картографічного матеріалу із застосуванням програмних пакетів ArcGIS та MapInfo. Для цього було проведено:

а) підготовку растрових цифрових картосхем. В основу розробки цифрового картографічного матеріалу покладено скановані картосхеми лісництва ПЗ «Древлянський», геоприв'язані топографічні карти масштабу 1 : 100 000. Картографічні матеріали представлено в географічній координатній системі WGS84 та UTM;

б) розробку векторних картографічних матеріалів. Геоприв'язані картосхеми були оцифровані відповідно до мережі кварталів лісництва заповідника. Таким чином, було отримано цифрові векторні шари структурного поділу території дослідження на квартальну мережу з мінімально допустимою картографічною похибкою. Після підготовки графічної складової окремого картографічного шару було сформовано структуру інформаційної таблиці з подальшим заповненням необхідними даними. Перевірку точності картографічних шарів проведено з використанням мультиспектрального космічного знімка Sentinel-2 для досліджуваної території.

2. Підготовка для перерахунку та аналіз оновлених даних забруднення ґрунтового покриття ^{137}Cs . Вхідні точкові дані рівнів щільності забруднення ґрунту ^{137}Cs за 1991 р. були сформовані як картографічний шар, в якому по окремих ділянках території заповідника були відсутні дані забруднення. Для вирішення цієї проблеми необхідно було про-

вести роботу щодо підготовки даних для інтерполяції. Далі за оновленими даними на період 2023 р. було проведено зонування території за критеріями радіоактивного забруднення. Функціональну схему підготовки та аналізу даних показано на рис. 1.

Обробка даних складалася з таких кроків:

а) переведення наявних значень відповідно до міжнародної системи фізичних величин та одиниць СІ;

б) перерахунок наявних даних з урахуванням радіоактивного розпаду ^{137}Cs на період 2023 р. за квартальною сіткою лісництва;

в) поєднання картографічного шару квартальної мережі ПЗ «Древлянський» з таблицею перерахованих за формулою радіоактивного розпаду (на актуальну дату 2023 р.) значень щільності забруднення ґрунту ^{137}Cs . У файлі вхідних даних (1991 р.) отримано географічні координати для центрів кварталів. Таким чином, сформовано матрицю даних для інтерполяції значень щільності забруднення по території заповідника та територіях, що межують з ним;

г) інтерполяція даних щільності забруднення ґрунту;

г) перетворення інтерпольованих значень із растрового шару в сітку з кроком 110 м;

д) розрахунок середньозваженого значення в межах кварталів лісництва заповідника;

е) побудова тематичних карт щільності забруднення для досліджуваної території на періоди 1991 та 2023 р.

Вхідні точкові дані було інтерпольовано з використанням методу IDW (зворотних зважених відстаней), що входить у модуль Spatial Analyst Tool пакета ArcGIS за шістьма вхідними значеннями для точки інтерполяції з розрахунковим кроком у просторі — 110 м. Цей метод визначає, що об'єкти, які знаходяться найближче один до одного, більше подібні, ніж віддалені. У результаті отримано растровий картографічний шар та побудовано тематичну карту щільності забруднення ґрунтового покриття ^{137}Cs для території заповідника. З урахуванням специфіки діяльності в заповіднику та актуальних значень щільності забруднення ґрунту ^{137}Cs на період 2023 р. запропоновано шкалу категорій для зонування території та регламентовані для них види діяльності відповідно до рекомендацій із ведення лісового господарства в умовах радіаційного забруднення. Наступним кроком для оцінки сучасного рівня радіаційного забруднення стало обґрунтування зонування досліджуваної території за можливістю виконання окремих лісогосподарських заходів. Отримані актуалізовані



Рис. 1. Функціональна схема обробки та аналізу даних щодо оцінки забруднення радіонуклідами ґрунту та фітомаси в лісових насадженнях

дані щільності забруднення лісових насаджень у відділеннях заповідника були покладені в основу «Зонування території заповідника за можливістю виконання окремих лісогосподарських заходів станом на 2023 р.». Зонування розроблено на основі чинних нормативно-правових актів України, що стосуються передусім ліквідації наслідків Чорнобильської катастрофи [1, 2].

У цьому зонуванні також враховано чинні нормативні документи, зокрема державні гігієнічні нормативи щодо вмісту ^{137}Cs та ^{90}Sr у деревині, грибах, ягодах і дикорослій лікарській сировині [3, 4]. Зонування лісових насаджень за щільністю забруднення радіонуклідами є інструментом, що дає змогу ухвалювати обґрунтовані управлінські рішення щодо забезпечення радіаційної безпеки працівників, можливості виконання термінових видів лісогосподарських заходів і диференційованого використання деревини та другорядної продукції лісового господарства.

У зонуванні території ПЗ «Древлянський» з урахуванням радіоактивного забруднення ґрунту використано критерії, закладені в [5], а також враховано положення, закладені в [6, 7]. На території заповідника виділено п'ять зон за середньозваженим значенням щільності забруднення ^{137}Cs , розрахованим для кварталів лісництв (рис. 2).

У табл. 1 показано розподіл площ із різними рівнями забруднення по кварталах лісництв ПЗ «Древлянський» у межах природоохоронних науково-дослідних відділень (ПОНДВ) станом на 2023 р.

Оцінка просторового розподілу та забруднення фітомаси у деревостанах ПЗ «Древлянський»

Важливим етапом в оцінці радіоактивного стану території є визначення рівнів забруднення деревини та компонентів фітомаси в лісових насад-

Таблиця 1. Загальна площа кварталів (км²) за рівнями забруднення ґрунту ^{137}Cs

ПОНДВ	Категорія зонування, Ки/км ²				
	>30,0	>15–30	>10–15	>5–10	>2–5
Народицьке	2,25	58,01	15,65	7,81	–
Мотійківське (Заліське лісництво)	8,23	20,49	0,37	2,0	3,37
Базарське (Кліщівське лісництво)	8,53	31,85	6,4	4,1	–

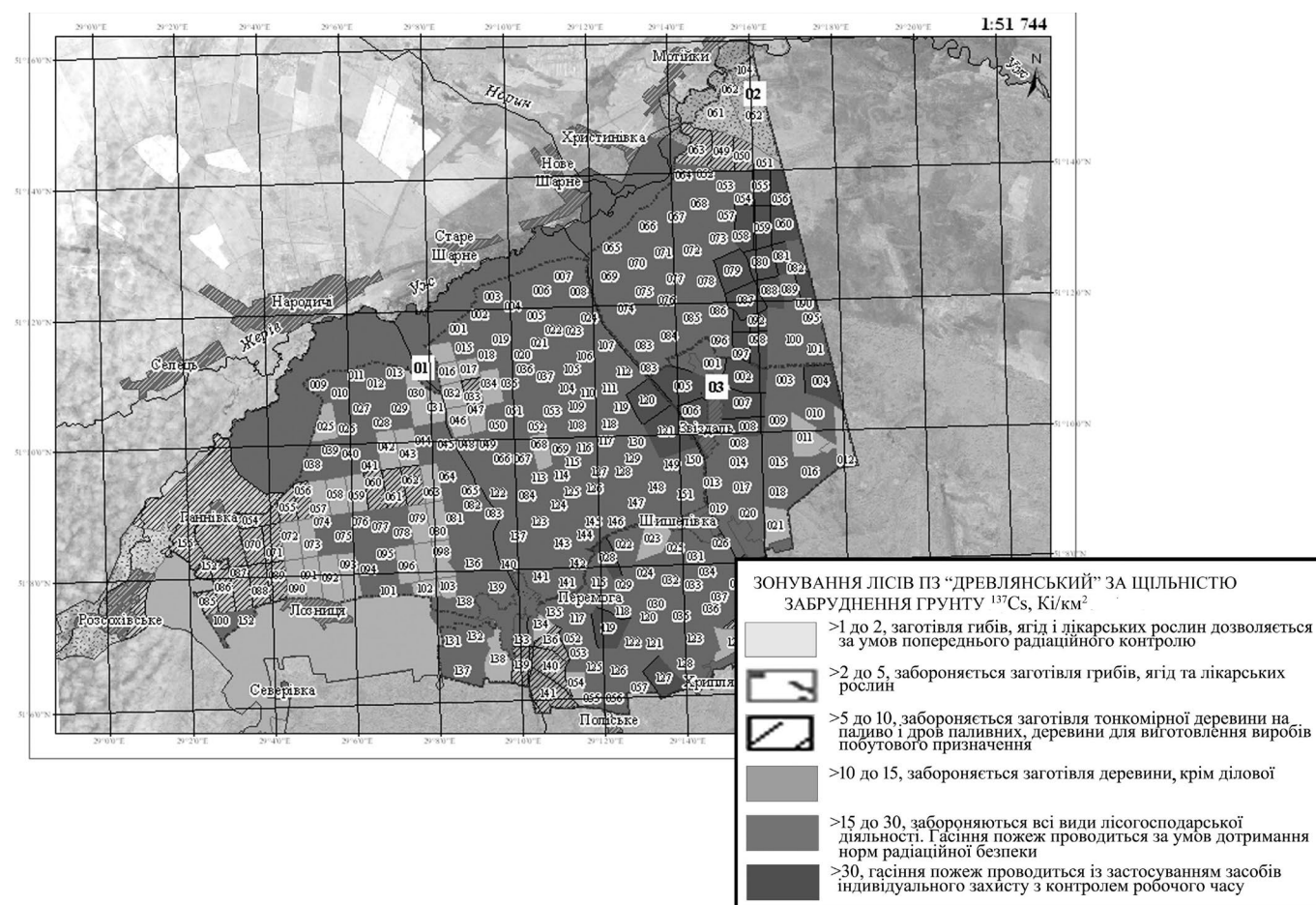


Рис. 2. Зонування території лісництва (01 — Народицького; 02 — Заліського; 03 — Клішівського) у ПЗ «Древлянский» за щільністю забруднення ґрунту ^{137}Cs станом на 2023 р. (див. кольоровий рисунок на сайті журналу)

женнях. Накопичення забруднених радіонуклідами компонентів фітомаси і лісового відпаду в насадженнях є передумовою ускладнення ситуації в разі лісової пожежі. Компоненти фітомаси малого діаметра (відпад, кора, гілки, голки) є швидкогорючим паливним матеріалом, тому важливо оцінити ступінь його забруднення та локалізацію по території, що може потрапити в зону впливу вогню.

Дані просторового розподілу щільності радіоактивного забруднення ґрунту на період 2023 р. по кварталах відділень заповідника використані як складова для розрахунку активності деревини та компонентів фітомаси деревостанів. Розрахунок питомої активності ^{137}Cs (Бк/кг) у деревині та інших компонентах фітомаси сосни (формула (1)) виконувався з використанням коефіцієнтів переходу з ґрунту у фітотому, що наведені в опублікованих наукових та нормативних матеріалах [8, 9]:

$$A_n = A_s \cdot Tf_n, \quad (1)$$

де A_n — питома активність ^{137}Cs у компонентах фітомаси, Бк/кг; A_s — щільність забруднення ґрунту ^{137}Cs , кБк/м^2 ; n — компонента фітомаси: ($n1$) — деревина, ($n2$) — кора, ($n3$) — гілки, ($n4$) — голки, ($n5$) — відпад сосни; Tf_n — коефіцієнт переходу ^{137}Cs з ґрунту в n -й компонент фітомаси: суху деревину, кору, гілки, голки, відпад сосни. Tf_{n5} — для відпаду сосни, розраховано як середнє значення між компонентами: кора, гілки та голки сосни.

Коефіцієнти переходу ^{137}Cs ($(\text{Бк/кг})/(\text{кБк/м}^2)$) з ґрунту в деревину та компоненти фітомаси сосни: Tf_{n1} деревина — 1,7; Tf_{n2} кора — 6,0; Tf_{n3} гілки — 8,5; Tf_{n4} голки — 17,0; Tf_{n5} відпад сосни — 10,5.

Проведення розрахунків за формулою (1) у файлі, що містить матрицю даних середньозваженого значення щільності забруднення ^{137}Cs (кБк/м^2) на 2023 р. по кварталах лісництв, передбачає поновлення структури інформаційної таблиці. Після розрахунку отримано статистичну характеристику даних



Рис. 3. Структура даних таксаційного обстеження з характеристикою деревостанів заповідника по виділах

(табл. 2) та побудовано тематичні картосхеми просторового розподілу питомої активності деревини та інших компонентів фітомаси (Бк/кг) у соснових насадженнях.

Оцінка запасів фітомаси та рівнів забруднення ¹³⁷Cs у насадженнях сосни по кварталах лісництв

Аналіз валових та середніх за площею кварталів запасів деревини проводився на основі таксаційного опису лісових насаджень ПЗ «Древлянський», складеного за натурними обстеженнями по виділах. Виділ є найменшою структурною складовою лісництва. Таксаційний опис містив вихідні характеристики деревостанів: склад насаджень, вік, висота, діаметр, тип лісорослинних умов та запас деревини на виділі у тис. м³. Ці дані стали вхідними для розрахунку фітомаси компонентів деревного матеріалу малого діаметра: кора, гілки, голки, відпад. Для

аналізу даних у пакетах геоінформаційної системи (ГІС) з коректним проведенням розрахунків та запитів необхідно було визначити структуру та задати тип даних в інформаційних таблицях. Із цією метою у структурі даних були передбачені поля, що використовувалися для зв'язку та інтеграції даних, типізації та класифікації (рис. 3). Далі поля, що відповідають кількісним значенням запасів фітомаси компонентів деревостанів, в інформаційній таблиці заповнювались із використанням коефіцієнтів залежності їхньої маси від маси запасів деревини.

У результаті обробки даних по виділах розраховано сумарні та середні за площею запаси деревини, а також інші характеристики деревостанів по кварталах лісництв. Для подальших розрахунків радіоактивного забруднення фітомаси отримано значення, які перераховані з об'ємних одиниць в одиниці маси з використанням довідника щільності деревини різних видів дерев [10].

Таблиця 2. Статистичні показники розрахункових даних питомої активності ¹³⁷Cs у фітомасі (Бк/кг) по території ПЗ «Древлянський» на 2023 р.

Фітокомпонент	Мінімум	Максимум	Середнє	Стандартне відхилення
Деревина	135,8	2 932,4	1 249,6	466,2
Кора	479,5	10 349,6	4 410,4	1 645,3
Гілки	679,3	14 661,9	6 248,0	2 330,8
Голки	1 358,6	29 323,9	12 496,1	4 661,7
Відпад	839,2	18 111,9	7 718,2	2 879,3

Таблиця 3. Мінливість запасу легкозаймистих фітокомпонентів (кг/м²) по території ПЗ «Древляньський»

Фітокомпонент	Мінімум	Максимум	Середнє	Стандартне відхилення
Кора	0,1	1,8	1,1	0,3
Гілки	0,3	2,4	1,6	0,3
Голки	0,1	0,6	0,4	0,1
Відпад	0,2	3,3	2,2	0,6

Накопичена фітомаса легкозаймистого деревного матеріалу малого діаметра в радіоактивно забруднених соснових деревостанах є чинником високої пожежної небезпеки і, таким чином, складовою у джерелах емісії радіонуклідів. У табл. 3 наведено дані мінливості розрахованих запасів фітокомпонентів.

Активну участь у горінні серед усіх видів надземних лісових горючих матеріалів беруть голки у кроні дерев. Саме голки є провідником і підтримувачем горіння в разі верхової пожежі, а за низової — у складі відпаду та підстилки. Відпад як складову паливного матеріалу малого діаметра також важливо враховувати в оцінці забруднення. Відпад у соснових насадженнях утворюється щорічно, накопичується

та утворює шари підстилки. До складу відпаду сосни входять голки, гілочки, кора, насіння, шишки та інші відмерлі частини рослин [11]. На рис. 4 показано просторовий розподіл накопичених запасів відпаду по деревостанах ПЗ «Древляньський». На більшій частині території щорічний запас відпаду утворює шар щільністю від 2 до 3 кг/м², окремі квартали виділяються за підвищеною щільністю відпаду більше 3 кг/м² та розташуванням на межі з трав'янистою територією заплави р. Уж. У разі переходу пожежі з трав'яної повсті в заплаві ріки до кромки лісу квартали з підвищеним накопиченням відпаду перетворюються на осередки розповсюдження вогню вглиб лісу з вірогідністю збільшення його інтенсивності.



Рис. 4. Просторовий розподіл накопичення соснового відпаду (кг/м²) по кварталах ПЗ «Древляньський» (див. кольоровий рисунок на сайті журналу)

Таблиця 4. Статистичні показники розрахованих даних питомої поверхневої активності ^{137}Cs фітомаси ($\text{Бк}/\text{м}^2$) по території ПЗ «Древлянський» на 2023 р.

Фітокомпонент	Мінімум	Максимум	Середнє	Стандартне відхилення
Деревина	2 700,9	65 962,4	28 885,1	13 786,6
Кора	534,8	11 496,4	4 968,3	2 312,3
Гілки	1 308,7	23 029	10 198,1	4 127,1
Хвоя	688,7	11 514,5	4 734,7	2 064,5
Відпад	1 701,6	37 377,6	17 015,5	7 774,8

Дані запасів деревини та фітокомпонентів за насадженнями були використані у визначенні валового запасу ^{137}Cs (кБк) та питомої поверхневої активності ^{137}Cs ($\text{Бк}/\text{м}^2$) [8]. Питома поверхнева активність у деревині та інших компонентах фітомаси сосни за кварталами лісництва заповідника визначається за формулою

$$A_{js} = A_j \cdot Q_{js}, \quad (2)$$

де A_{js} — питома поверхнева активність ^{137}Cs компонентів фітомаси, $\text{Бк}/\text{м}^2$; A_j — питома активність ^{137}Cs в компонентах фітомаси, $\text{Бк}/\text{кг}$; Q_{js} — запаси компонентів, $\text{кг}/\text{м}^2$.

Статистичні дані розподілу питомої поверхневої активності ^{137}Cs у компонентах фітомаси деревостанів заповідника наведено в табл. 4.

Висновки

Проведений аналіз сучасної радіоекологічної ситуації для території ПЗ «Древлянський» показав ефективність застосування сучасних програмних пакетів ArcGIS та MapInfo. Ці програми суміщають можливості підготовки інформаційних матриць для розрахунків та інтерполяції в разі обмеженості вхідних даних, групування та класифікації за значеннями, формування тематичних наборів даних для зберігання й подальшого використання, картографування та відображення результатів на картосхемах.

Вивчення перебігу пожеж за минулі періоди показало, що накопичення горючого деревного матеріалу малого діаметра впливає на підвищення пожежної та радіаційної небезпеки в лісових насадженнях. Таким чином, для кварталів з великими запасами відпаду та інших легкозаймистих фітокомпонентів необхідно передбачити комплекс лісгосподарських заходів з метою запобігання розповсюдження по-

лум'я в разі переходу пожежі з трав'янистої на заліснену частину заповідника.

Поновлення ситуаційних картосхем щільності забруднення ґрунту радіонуклідами з просторовим розподілом запасів деревини, компонентів фітомаси та їхньої активності за ^{137}Cs дало змогу провести оцінку сучасної радіоекологічної ситуації та визначити пожежонебезпечні квартали лісництва. Використовуючи зонування території за щільністю забруднення ґрунту ^{137}Cs на 2023 р., проведено розподіл лісгосподарських заходів, що забезпечить обмеження дозового навантаження на співробітників ПЗ «Древлянський».

Список використаної літератури

1. Норми радіаційної безпеки і санітарні правила роботи з джерелами іонізуючого випромінювання : методичні рекомендації / відп. ред. І. М. Гудков. — Київ, 2012. — 36 с.
2. Рекомендації з ведення лісового господарства в умовах радіоактивного забруднення / О. В. Тарасевич, В. П. Краснов, О. О. Орлов [та ін.]. — Харків, 2017. — 127 с.
3. Гігієнічний норматив питомої активності радіонуклідів ^{137}Cs та ^{90}Sr у деревині та продукції з деревини (ГНПАР-2005). — Державний гігієнічний норматив // Офіційний вісник України. — 2005. — № 46. — С. 164–166.
4. Допустимі рівні вмісту радіонуклідів ^{137}Cs і ^{90}Sr у продуктах харчування та питній воді. — Гігієнічний норматив ГН 6.6.1.1.-130-2006. — Вид. офіц. — Київ, 2006. — 22 с.
5. Закон України «Про правовий режим території, що зазнала радіоактивного забруднення внаслідок Чорнобильської катастрофи» № 795-ХІІ від 28.02.1991 р. // Відомості Верховної Ради. — 1991. — № 16. — ст. 198.
6. Зонування території Лісового фонду України за щільністю забруднення техногенними радіонуклідами та можливістю диференційованої заготівлі продукції лісового господарства в умовах радіоактивного забруд-

- нення / О. О. Орлов, В. В. Шевчук, О. В. Жуковський, Т. В. Курбет. — Харків : УкрНДІЛГА, 2021. — 23 с.
7. Правила охорони праці для працівників лісового господарства та лісової промисловості НПА-ОП-02.0-1.04-05 / В. Данилов, С. Ірклієнко, М. Полончук [та ін.]. — Київ : Відлуння, 2005. — 456 с.
 8. Інтегрована система охорони лісів від пожеж. : монографія / С. В. Зібцев, П. І. Лакида, П. П. Яворовський [та ін.]. — Київ : Наукова столиця, 2020. — С. 98–100.
 9. Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in terrestrial and fresh-water environments IAEA-TRS-472. — Vienna : IAEA, 2010. — 194 p.
 10. Глезер Л. И. Справочник по массам авиационных и других материалов (весовые характеристики) / Л. И. Глезер, Я. И. Заяц, П. И. Чудаков. — 4-е изд., перераб. и доп. — Москва : Машиностроение, 1975.
 11. Лісове господарство України. — Київ : Вид-во Державного агентства лісових ресурсів України, 2014. — 17 с.

О. Н. Tyshchenko, **V. P. Landin, N. M. Tsydyk, V. V. Martynenko²**

¹ Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 12, Lysohirska st., Kyiv, 03028, Ukraine

² Drevlians Nature Reserve, 188, Zamkova st., Narodychi, Zhytomyr region, 11401, Ukraine

Assessment of the Radioecological Situation for the Territory of the Drevlians Nature Reserve as of 2023

Technological methods for preparing geospatial data for assessing the radioecological situation and visualizing the results using geographic information system (GIS) software packages are presented in the article. The current levels of soil ¹³⁷Cs contamination density within the grid of forest quarters of the reserve are given. The article emphasizes that the current levels of radiation contamination in the reserve have an irregular distribution. In this work, the procedure for data preparation was developed and technological methods were tested to assess the current state of the radioactively contaminated territory by forest quarters. The interpolation method was used to eliminate unevenness in the mapping layer of the source data. Radioecological zoning of the territory based on the density of soil contamination with ¹³⁷Cs for 2023 was carried out to determine the suitability of the territory for the implementation of forest protection measures. Critical areas that generate hazardous

levels of dose load for the employees of the Reserve were identified on the maps. The spatial distribution of forest fallout density was calculated. The spatial distribution of radiation contamination of timber and flammable fuel material within the forest quarters of the reserve was estimated. The analysis of the current radioecological situation for the territory of the Drevlians Reserve showed the effectiveness of using modern ArcGIS and MapInfo software packages. Such software combines the following capabilities: preparation of information matrices for calculations and interpolation, in case of limited input data, grouping and classification by values, formation of thematic data sets for storage and further display of results on map schemes.

Keywords: Drevlians Nature Reserve, geosystem analysis, radiation status, radioecological criticality of forest plantations.

References

1. Gudkov I. M. (ed.) (2012). *Normy radiatsiinoi bezpeky i sanitarni pravyla roboty z dzherelamy ionizuiuchoho vyprominiuvannia: metodychni rekomendatsii* [Radiation safety standards and sanitary rules for working with sources of ionizing radiation: methodological recommendations]. Kyiv, 36 p. (in Ukr.)
2. Tarasevych O. V., Krasnov V. P., Orlov O. O., Landin V. P. (2017). *Rekomendatsii z vedennia lisovoho hospodarstva v umovakh radioaktyvnoho zabrudnennia* [Recommendations for managing forestry in conditions of radioactive contamination]. Kharkiv, 127 p. (in Ukr.)
3. [Hygienic standard of specific activity of radionuclides ¹³⁷Cs and ⁹⁰Sr in wood and wood products GNPAP-2005]. Approved by Order of the Ministry of Health of Ukraine no. 573, dated October 31, 2005. *Official Bulletin of Ukraine*, no. 46, pp. 164–166. (in Ukr.)
4. [Permissible levels of radionuclides ¹³⁷Cs and ⁹⁰Sr in food and drinking water. Hygienic standard GN6.6.1.1.-130-2006]. Approved by Order of the Ministry of Health of Ukraine no. 256, dated May 3, 2006. Kyiv, 22 p. (in Ukr.)
5. Law of Ukraine “On the legal regime of the territory exposed to radioactive contamination as a result of the Chornobyl disaster” no. 795-XII dated February 28, 1991. *Bulletin of the Verkhovna Rada*, no. 16, art. 198. (in Ukr.)
6. Orlov O. O., Shevchuk V. V., Zhukovskiy O. V., Kurbet T. V. (2021). [Zoning of the territory of the Forest Fund of Ukraine according to the density of pollution by man-made radionuclides and the possibility of differentiated harvesting of forestry products in conditions

- of radioactive contamination]. Kharkiv: URIFFM, 23 p. (in Ukr.)
7. Danylov V., Irkliencko S., Polonchuk M., Lukisha V. (2005). [Rules of labour protection for the workers of forestry and forest industry of NPAOP-02.0-1.04-05]. Kyiv: Vidlunnia, 456 p. (in Ukr.)
 8. Zibtsev S. V., Myroniuk V. V., Bohomolov V. V., Yavorovskyi P. P., Soshenskyi O. M., Humeniuk V. V., Sendonin S. Ye., Levchenko V. V., Puzrina N. V. (2020). *Intehrovana systema okhorony lisiv vid pozhezh* [Integrated forest fire protection system]. Kyiv, Naukova stolytsia, 340 p. (in Ukr.)
 9. IAEA (2010). *Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in terrestrial and fresh-water environments* IAEA-TRS-472. Vienna: IAEA, 194 p.
 10. Hlezer L. Y., Zaiats Ya. I., Chudakov P. I. (1975). *Spravochnik po massam aviacionnykh materialov: vesovye kharakteristiki* [Handbook of masses of aviation and other materials (weight characteristics)]. Moscow: Mashynostroenie, 296 p. (in Rus.)
 11. State Agency of Forest Resources of Ukraine (2014). *Lisove hospodarstvo Ukrainy* [Forestry economy of Ukraine]. Kyiv: Publishing house of State Agency of Forest Resources of Ukraine, 17 p. (in Ukr.)

Надійшла 08.05.2023

Received 08.05.2023

В. С. Гавриленко, І. В. Куцина, Д. І. Хвалін

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна

Результати діяльності Інституту проблем безпеки атомних електростанцій НАН України у 2022 р.

Ключові слова:

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій, результати наукової діяльності, висвітлення наукових досягнень, міжнародне співробітництво, створення об'єктів права інтелектуальної власності, видавнича діяльність

Наведено найважливіші результати наукової та науково-організаційної діяльності Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України у 2022 р. Показано, що навіть за надскладних умов, у яких перебуває вся країна з причини вторгнення російських військ на територію України, співробітники Інституту докладали великих зусиль задля виконання запланованих завдань із забезпечення ядерної та радіаційної безпеки зруйнованого четвертого енергоблока Чорнобильської атомної електростанції, поводження з ядерно небезпечними матеріалами, а також підвищення надійності та безпеки експлуатації діючих атомних станцій. Результати цих досліджень знайшли впровадження на виробництві, в електроенергетиці та під час навчального процесу, а також висвітлені в низці публікацій та наукових заходів.

Вступ

Юридична адреса Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України), лабораторна й офісна бази знаходяться в м. Чорнобилі, який із 24 лютого по 31 березня 2022 р. перебував під окупацією російських військ. Науково-дослідницькі лабораторії Інституту є єдиними у світі, в яких виконують дослідження паливовмісних матеріалів (ПВМ) з об'єкта «Укриття» (ОУ) Чорнобильської атомної електростанції (ЧАЕС). Виконання досліджень здійснювалися завдяки наявності в структурі Інституту спеціалізованих лабораторій: радіохімічної, спектрометричної, матеріалознавчої, ядерної та радіаційної безпеки, а також радіоекологічної. У квітні цього року співробітники ІПБ АЕС отримали дозвіл на відвідування лабораторних і офісних приміщень у Чорнобилі. Вхідні двері будівель та майже всіх лабораторних і офісних приміщень, а також гуртожитків були пошкоджені, дверні замки злама-

но. Більшість вікон у будівлях розбиті. Усі металеві сейфи зламано. Значну частину унікального наукового лабораторного обладнання, вимірювальних приладів та обладнання розграбовано, пошкоджено або знищено. Вкрадено системні блоки, комп'ютерні сервери, оргтехніку, розбито або знищено вимірювальні пристрої. З усіх комп'ютерних станцій, що залишились у лабораторіях, вкрадено жорсткі диски. Пограбовано гаражі з автомобільною технікою, яка використовувалася для доставки науковців на об'єкти досліджень у межах усієї зони відчуження, а також викрадено спеціалізовану техніку, інструменти та автомобільне паливо [1, 2].

Наукові співробітники ІПБ АЕС докладають зусиль, щоб довести інформацію про руйнування та пограбування наукових лабораторій до своїх колег із закордонних наукових установ із проханням надати технічну й фінансову міжнародну допомогу щодо їхнього відновлення. Зрозуміло, що державний бюджет України в цей непростий час спрямований на вирішення питань оборони держави, а після перемо-

© В. С. Гавриленко, І. В. Куцина, Д. І. Хвалін, 2023

ги також будуть завдання, пов'язані з відновленням інфраструктури країни. Саме з цих міркувань науковцями Інституту 25 квітня 2022 р. було створено благодійну організацію «Чорнобильський науковий фонд ядерної безпеки», який за допомогою небайдужих міжнародних партнерів та інших благодійників буде вирішувати питання відновлення лабораторій ІПБ АЕС. Президент НАН України академік Анатолій Загородній звернувся по допомогу до світової наукової спільноти та відповідних наукових фінансових фондів для відновлення будівель, лабораторного, офісного та технічного обладнання в м. Чорнобилі.

У результаті проведених відновлювально-ремонтних робіт, а також завдяки благодійній допомозі вдалося налагодити роботу в офісі, частково відновити комп'ютерну та лабораторну бази, що дало змогу в найкоротші терміни забезпечити відновлення відповідних ліцензій Державної інспекції ядерного регулювання України (ДІЯР України) та виконання ІПБ АЕС статутних завдань.

З початку збройного вторгнення російських військ на територію України за кордон виїхало 26 співробітників Інституту, з них 10 повернулося. В інші міста України виїхало 7 співробітників, але всі з часом повернулися. На сьогодні в лавах Збройних сил України перебувають 5 наукових працівників Інституту, а в складі Територіальної оборони України — 7 працівників.

Незважаючи на об'єктивні складнощі за умов відключень електроенергії, подекуди відсутності опалення та водопостачання, порушення функціонування громадського транспорту, телекомунікаційних засобів і засобів передачі даних тощо, ІПБ АЕС НАН України докладає зусиль задля збереження науково-технічного потенціалу з метою виконання запланованих завдань відповідно до основних напрямів своєї діяльності:

- перетворення ОУ на екологічно безпечну систему; безпеки експлуатації ядерних установок;
- зняття з експлуатації ядерних установок;
- поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) та радіоактивними відходами (РАВ).

Постановою Президії НАН України № 417 від 22.12.2021 р. «Про оцінювання діяльності наукових установ НАН України» було затверджено перспективний план такого оцінювання на період 2022–2026 рр. Відповідно до зазначеного плану в 2022 р. передбачалось проведення оцінювання ефективності діяльності ІПБ АЕС. У зв'язку з цим було розпочато організаційні заходи, зокрема погоджено план-графік і сформовано

експертну комісію. Але з причини військової агресії Російської Федерації проти України та введення Указом Президента України № 64/2022 від 24.02.2022 р. воєнного стану в Україні було неможливим проведення оцінювання ефективності діяльності наукових установ НАН України відповідно до згаданого плану. Враховуючи це, Постановою Президії НАН України № 102 від 06.04.2022 р. «Про відтермінування проведення оцінювання ефективності діяльності наукових установ НАН України» було призупинено проведення підготовчих заходів з такого оцінювання на час дії в Україні воєнного стану.

У 2022 р. фахівцями Державного підприємства «Національна атомна енергогенеруюча компанія “Енергоатом”» (ДП «НАЕК “Енергоатом”») було проведено черговий аудит системи управління якістю ІПБ АЕС для підтвердження здатності постачати продукцію (надавати послуги) за умов забезпечення гарантованої якості та виконання вимог з ядерної та радіаційної безпеки. За результатами аудиту ІПБ АЕС був включений до переліку постачальників ДП «НАЕК “Енергоатом”» (Рішення про затвердження постачальника № РШ-П 046.055-22 від 29.12.2022 р.) [3].

У 2022 р. за особистий внесок у вирішення проблем безпеки об'єктів атомної енергетики, багаторічну сумлінну працю, високий професіоналізм та з нагоди 30-ї річниці заснування ІПБ АЕС НАН України були нагороджені: Відзнакою НАН України «За наукові досягнення» — 1 працівник, Відзнакою НАН України «За професійні здобутки» — 2 працівники, Подякою НАН України — 4 працівники, Почесною грамотою НАН України — 4 працівники, грамотою Відділення фізико-технічних проблем енергетики НАН України — 13 працівників.

У 2022 р. згідно з Тематичним планом науковими співробітниками Інституту виконувались 8 робіт за бюджетними темами відомчої тематики, 3 — програмно-цільової та конкурсної тематики, а також 6 — госпдоговірної тематики. У цій статті наведено результати, які отримані під час виконання робіт із кожного напрямку діяльності Інституту.

Перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему

Розроблено та введено в експлуатацію на ЧАЕС експертну дослідницьку систему моніторингу важливих параметрів скупчення ядерно небезпечних матеріалів (рис. 1), локалізованих у приміщенні ОУ, яка дозволяє з урахуванням динамічних факторів



Рис. 1. Основні вузли розробленої дослідницької системи моніторингу

в онлайн-режимі оперативно контролювати стан цих матеріалів, а також сприяє підвищенню достовірності визначення зміни підкритичності ПВМ ОУ в умовах нового безпечного конфаймента (НБК) та забезпечує екологічну безпеку довкілля, захист персоналу й населення.

На основі комплексного моніторингу досліджено вплив стану лавоподібних ПВМ на рівень ядерної безпеки НБК, а також оновлено базу даних, яка вміщує інформацію про основні характеристики цих матеріалів, для виконання коригувальних дій із підвищення ядерної та радіаційної безпеки за умов небезпечної зміни стану ПВМ. Усе це дозволило розробити організаційні заходи щодо запобігання або зниження ризиків у разі небезпечної зміни стану цих матеріалів. Результати роботи впроваджено в Державному спеціалізованому підприємстві (ДСП) «ЧАЕС» і сприяють контролю стану небезпечних лавоподібних ПВМ під час перетворення ОУ на екологічно безпечну систему.

Досліджено стан захисного полімерного покриття в підпокрівельному просторі ОУ та вплив контрольних параметрів на персонал і довкілля під час експлуатації комплексу НБК-ОУ. Результати роботи впроваджені в ДСП «ЧАЕС» і дозволяють приймати науково обґрунтовані рішення щодо термінів проведення зрошування захисним покриттям поверхонь у підпокрівельному просторі ОУ.

На основі радіогідроекологічних досліджень на промисловому майданчику ЧАЕС і математичного моделювання потенційного надходження радіонуклідів у довкілля науково обґрунтовано розміщення

оптимальної мережі спостережних свердловин для створення системи радіогідроекологічного моніторингу радіаційно небезпечних об'єктів. Результати роботи впроваджено у ДСП «ЧАЕС» і дозволяють удосконалити контроль гідроекологічних умов експлуатації ОУ, а також підвищити рівень ядерної та радіаційної безпеки.

Розроблено методику порівняльного аналізу сценаріїв поетапного вилучення ПВМ на основі експертних оцінок значень масиву критеріїв, які відображають різні аспекти стану ОУ й особливості діяльності з його перетворення на екологічно безпечну систему. Запропоновано принципово нові технологічні рішення щодо вилучення ПВМ і супутніх РАВ з верхніх, проміжних та нижніх висотних відміток ОУ, а також ПВМ і супутніх РАВ, що локалізовані в завалах під каскадною стіною, у машинному залі, просторі за «піонерною» стіною та локальній зоні ОУ. Для окремих скупчень ПВМ технологічні рішення розроблені як з урахуванням наявності НБК та його систем, так і за умови зняття його з експлуатації. Отримані результати у вигляді науково обґрунтованих рекомендацій щодо поетапного вилучення/переведення у контрольований стан ПВМ заплановані до впровадження у Державному агентстві України з управління зоною відчуження (ДАЗВ) і ДСП «ЧАЕС», що дозволить підвищити рівень ядерної та радіаційної безпеки.

За допомогою лабораторної установки з електрохімічною коміркою уточнено закономірності процесів вилуговування урану, продуктів поділу й активації з включень реальних зразків ПВМ ОУ ко-

ричної кераміки, що дозволило вдосконалити фізичну модель еволюції структури лавоподібних ПВМ і підвищити точність прогнозу їхньої майбутньої поведінки. Результати роботи заплановані до впровадження у ДСП «ЧАЕС» і сприяють підвищенню достовірності визначення поведінки ПВМ в умовах НБК та впливають на рівень ядерної та радіаційної безпеки.

За допомогою експериментальних досліджень на реальних радіоактивно забруднених зразках ядерно небезпечних матеріалів ЧАЕС шляхом порівняння ефективності різних типів дезактивації науково обґрунтовано рекомендації з використання відомих методів, спрямованих на зменшення радіаційного навантаження на довкілля та персонал, які можуть використовуватися за сучасних умов станції (рис. 2). Результати роботи заплановано до впровадження в ДСП «ЧАЕС», що сприяє оптимальному вибору стратегії поводження з радіоактивними матеріалами, а також дає змогу зменшити витрати на рекультиваційні та реабілітаційні заходи.

У рамках угоди про науково-технічне співробітництво між Японським агентством з атомної енергії (JAEA) та ІПБ АЕС виконуються проекти «Аналіз паливовмісних матеріалів у зруйнованих блоках АЕС «Фукусіма-Даїчі» та «Дослідження деградації паливовмісних матеріалів унаслідок впливу мікроорганізмів». Мета — визначення структури мікробів і впливу мікроорганізмів на перерозподіл радіонуклідів у сформованій у ньому екосистемі. Під час виконання роботи, зокрема, на реальних експериментальних зразках ПВМ ОУ досліджено закономірності вилуговування змішаних фізико-хімічних

(унаслідок хімічного впливу води) та біологічних (вплив мікроорганізмів) процесів. Зразки культур ОУ продемонстрували значно вищий ступінь переходу ^{137}Cs до культурального середовища порівняно з рештою експериментальних і контрольних зразків, що дозволяє стверджувати про внесок певних видів мікроорганізмів у процеси вилуговування.

У 2022 р. продовжено роботи в рамках спільного українсько-японського проекту «Покращення радіаційного контролю навколишнього середовища та законодавчої бази в Україні для екологічної реабілітації радіоактивно забруднених майданчиків» програми «Науково-технічне партнерство в інтересах сталого розвитку» (Science and Technology Research Partnership for Sustainable Development, SATREPS) за підтримки Японського Агентства з науки і технологій (Japan Science and Technology Agency, JST) і Японського агентства міжнародного співробітництва (Japan International Cooperation Agency, JICA). Метою роботи є посилення технічного рівня радіаційного контролю й законодавчої бази в Україні для екологічного відновлення радіоактивно забруднених територій, а також забезпечення моніторингу та моделювання для підтримки здійснення нового районування Чорнобильської зони відчуження (ЧЗВ). На основі статистичного аналізу часових рядів даних вимірювання питомої активності повітря та супутникової метеорологічної інформації з використанням сучасних методів математичного моделювання досліджено розповсюдження радіоактивних аерозолів, які потрапили в атмосферу як результат лісових пожеж у ЧЗВ та біля її границь протягом 11–31 березня 2022 р.

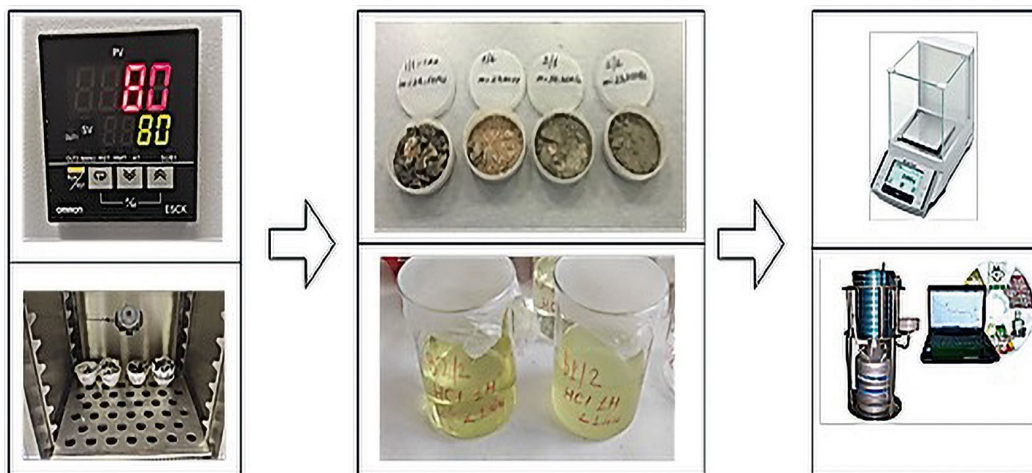


Рис. 2. Високотемпературна термічна дезактивація зразків (сушка, підготовка, характеристика)

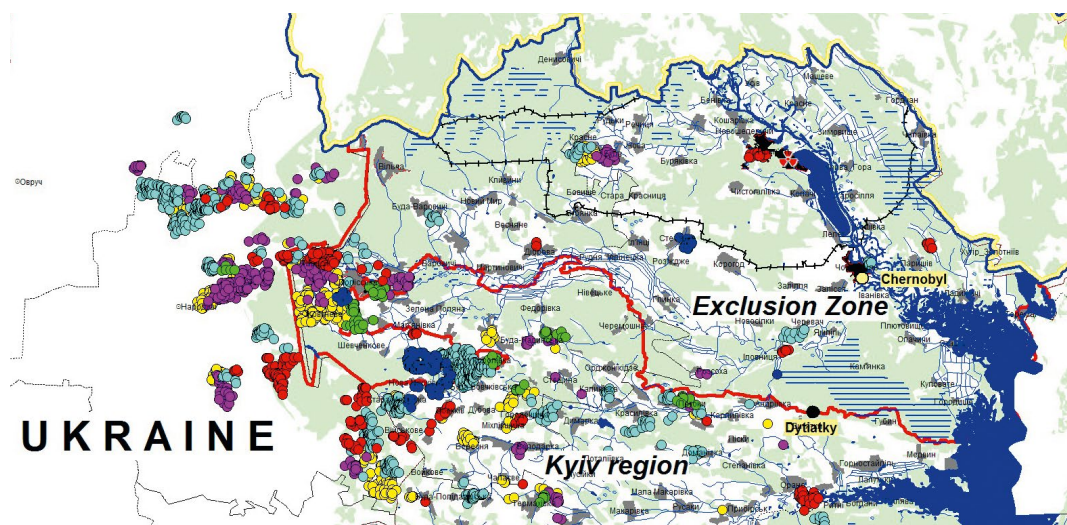


Рис. 3. Розташування основних районів пожеж у ЧЗВ та біля її границь: 11 березня (сині кола), 14–16 березня (зелені), 17–19 березня (фіолетові), 20–21 березня (жовті), 22–24 березня (блакитні) та 25–29 березня 2022 р. (червоні) (див. кольоровий рисунок на сайті журналу)

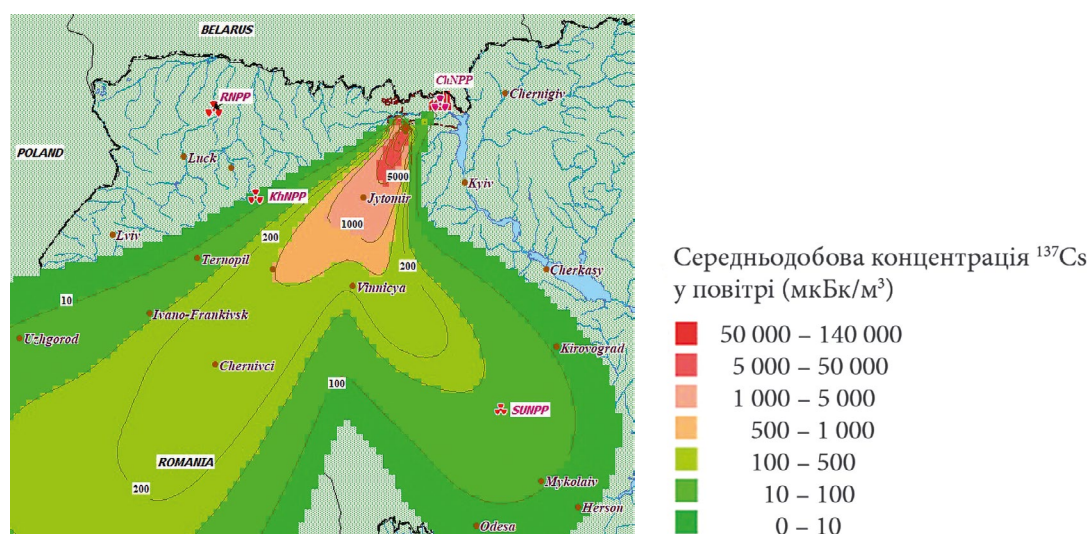


Рис. 4. Середньодобова концентрація активності радіонуклідів ^{137}Cs в приземному шарі повітря, обумовлена емісією продуктів горіння протягом 11 березня 2022 р. (див. кольоровий рисунок на сайті журналу)

внаслідок збройного вторгнення російських військ на територію України (рис. 3, 4) [4]. Результати роботи використані в рамках програми SATREPS, а прогностичні оцінки були оперативно передані до НАН України, Національної комісії з радіаційного захисту населення України, ДІЯР України, а також викладені на офіційному веб-сайті ІПБ АЕС НАН України.

У рамках договору між ІПБ АЕС та South West Nuclear Hub — School of Physics University of Bristol (Велика Британія) виконується робота «Випробуван-

ня експериментальних пристроїв для оцінки радіаційних умов об'єктів на ЧАЕС і НБК». Мета роботи — дослідження радіаційно небезпечних об'єктів ЧАЕС за допомогою нового унікального обладнання. Під час виконання роботи, зокрема, з використанням комбінованої системи тривимірного сканування Light Detection and Ranging (LiDAR), встановленої на самохідному роботизованому пристрої Boston Dynamics «Spot», створено візуальні об'ємні зображення («хмари» або сукупності точок) важкодоступних приміщень Чорнобильської станції (рис. 5).



Рис. 5. Візуальна картина («хмара» точок) центрального залу зруйнованого реактора 4-го енергоблока ЧАЕС

Безпека експлуатації ядерних установок

За допомогою дослідження сучасного стану та перспектив розвитку ядерних технологій у світі з урахуванням впливу невизначеності різних факторів шляхом комплексного порівняльного аналізу різних ядерно-енергетичних технологій розроблено наукові та техніко-економічні основи оптимального вибору головного обладнання перспективних ядерних установок. Наукові та науково-практичні результати у вигляді багатокритеріальних методологічних рекомендацій впроваджено у ДП «НАЕК «Енергоатом», що дозволяє розвинути енергетичну галузь України за рахунок використання ядерних установок, які відповідають міжнародним вимогам з безпеки.

На основі аналізу впливу типу охолодження на вірогідність безвідмовної роботи потужних генераторів блоків АЕС і накопиченого вітчизняного та світового досвіду створення й експлуатації генераторів великої одиничної потужності з повним повітряним охолодженням, а також проведення теоретичних та експериментальних досліджень закономірності фізичних процесів в активних елементах конструкції науково обґрунтовано можливість забезпечення пожежо- та вибухобезпеки АЕС шляхом відмови від застосування водневого охолодження для генераторів енергоблоків станцій. Результати роботи у вигляді нових технічних рішень конструкції потужних турбогенераторів заплановані до використання під час навчального процесу на кафедрі електромеханіки факультету електроенер-

готехніки та автоматики Національного технічного університету України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського» (НТУУ «КПІ імені І. Сікорського»).

На основі дослідження закономірності впливу радіаційного опромінення на термодинамічні властивості рідинних систем із використанням методів нерівноважної статистичної термодинаміки розроблено теоретичну модель для визначення дифузійних потоків у рідинних системах, що дозволяє врахувати зміни рівноважної частини коефіцієнта дифузії під впливом радіаційного опромінення. Усе це покладено в основу науково обґрунтованих рекомендацій із вибору оптимальних параметрів радіаційного випромінювання для оптимізації режимів опромінення в радіаційній медицині з метою зменшення побічного негативного впливу на організм, а також проведення уточненої оцінки рівня радіаційної безпеки довкілля та населення на радіоактивно забруднених територіях. Результати роботи заплановані до використання під час навчального процесу на кафедрі молекулярної фізики фізичного факультету Київського національного університету імені Тараса Шевченка.

В рамках угоди між Урядом України та Урядом Китайської Народної Республіки (КНР) та за сприянням Міністерства освіти і науки (МОН) України співробітники ІПБ АЕС НАН України виконали науково-дослідницьку роботу «Дослідження технології нейтронно-дозиметричного супроводу корпусу реактора типу PWR» (договір № М/43-2022 від 24.05.2022 р.). Мета роботи полягала в розробці засобів управління терміном служби корпусу реакто-

ра для забезпечення безпеки експлуатації елементів енергоблока з реактором типу PWR (водо-водяний енергетичний реактор). Наукові та науково-практичні результати у вигляді проекту Технічного завдання на розробку системи нейтронно-дозиметричного моніторингу корпусу реактора типу PWR передано Міністерству освіти Китаю та МОН України, що дозволяє китайським спеціалістам розпочати діяльність із продовження термінів експлуатації АЕС.

У рамках угоди про співробітництво з компанією Qingdao Xianchu Energy Development Group Ltd. групою співробітників ІПБ АЕС спільно з китайськими інженерами виконується розробка технологічних

пристроїв для дистанційної підготовки та приварювання заглушки на резервуар з кислотою за умов високого значення іонізуючого випромінювання, підвищеної вологості та температури. Принцип дії базується на переносі пристрою мобільним роботом для виконання шліфування зварювального шва, зварювання труб і неруйнівного контролю зварювального шва. На основі технічного завдання розроблено комплексне рішення, яке складається з двох змінних модулів, а саме шліфувального та зварювально-діагностичного (рис. 6, 7). На сьогодні виконується розробка маніпулятора для встановлення модулів на трубу резервуара (рис. 8), орієнтовний термін закін-

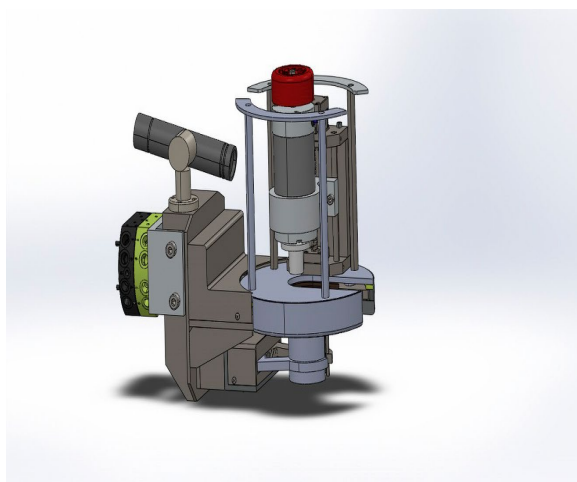


Рис. 6. Модель шліфувального модуля

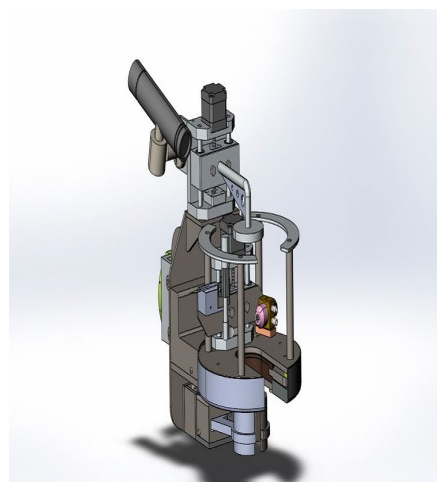


Рис. 7. Модель зварювально-діагностичного модуля



Рис. 8. Маніпулятор для встановлення модулів на трубу резервуара

чення проекту — кінець 2023 р. Після детального аналізу концепту з китайської сторони та двостороннього обговорення особливостей конструкції було прийнято рішення щодо незначного корегування проектних матеріалів із подальшим затвердженням концептуального рішення. Результати роботи заплановані до впровадження на АЕС «Хайян».

За результатами роботи в рамках гранту Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) «Методи аналізу гідрогеологічних параметрів водонесних горизонтів поблизу АЕС із застосуванням індикаторів» (Methods for Analyzing the Hydrogeological Characteristics of the Aquifers in the Vicinity of Nuclear Power Plants using Indicators, Research Contract No. F22546), який було звершено у 2020 р., вийшла друком колективна монографія «Use of isotope hydrology to characterize groundwater systems in the vicinity of nuclear power plants».

У 2022 р. продовжується виконання наукового проекту МАГАТЕ «Розробка та застосування ізотопних методів для ефективного управління водними ресурсами в гірничих районах» (Development and Application of Isotope Techniques for Efficient Water Resources Management in Mining Areas, Research Contract No. F33026). Мета роботи — оцінка впливу підприємств Калусько-Голинського родовища калійних солей на засолення питного водонесного горизонту за допомогою ізотопного методу та математичної моделі техногенно-геологічних умов. Під час виконання досліджень, зокрема, визначено джерела хімічного забруднення водонесного горизонту, який експлуатується свердловинами Добрівлянського водозабору і є єдиним джерелом питної води для м. Калуш та інших населених пунктів цього району, а також побудовано карти розподілу в підземних і поверхневих водах важких ізотопів водню, кисню та індикаторів забруднення. Результати цих досліджень надалі будуть основою під час побудови математичної моделі гідрогеологічних умов для прогнозу розповсюдження хімічного забруднення від джерел засолення до Добрівлянського водозабору підземних вод.

В рамках взаємодії з The OECD Nuclear Energy Agency (NEA) ІПБ АЕС НАН України є учасником проекту «Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident Information Collection and Evaluation (FACE) Project». Мета — уточнення інтерпретації сценаріїв аварій на АЕС «Фукусіма-Даїчі», включаючи вплив заходів щодо управління аваріями, а також поточних можливостей та напрямів подальшого удосконалення моделювання розвитку важких аварій, інтерпре-

тація результатів аналізу урановмісних частинок і визначення відповідних методів та процедур лабораторного аналізу в «гарячих» камерах для майбутнього застосування до аналізу уламків палива, підтримка каналів зв'язку між японськими організаціями та міжнародними партнерами для обміну даними, інформацією та досвідом для вирішення питань, пов'язаних із ліквідацією наслідків аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі», а також підвищення безпеки реакторів у різних країнах.

Співробітники ІПБ АЕС НАН України як спостерігачі беруть участь у міжнародному проекті «European Commission supported H2020-Euratom-1 project “Towards improved assessment of safety performance for long-term operation of nuclear civil engineering structures (ACES)”, September 2020 — August 2024». Мета — дослідження впливу високих флюєнсів нейтронів на міцність бетону біологічного захисту легководяних реакторів. У рамках цього проекту було проведено дослідження спеціальних фібробетонів для потреб атомної енергетики. Такі бетони армуються спеціальною нейтроннопоглинаючою базальтовою фіброю, що з одного боку забезпечує покращені механічні характеристики бетону, а з іншого — зменшує потік нейтронів від ВЯП (і, як наслідок, флюєнс нейтронів у бетоні), а також значно зменшує рівень мікротріщин у бетоні за рахунок зменшення усадки бетону під час його затвердіння. Крім цього, виконано моделювання переносу нейтронів і гамма-квантів за допомогою точних тривимірних моделей контейнерів з ВЯП, що дозволяє оцінити вплив руйнівних факторів на бетон у різних частинах контейнерів зберігання протягом експлуатації сховищ ВЯП.

Зняття з експлуатації ядерних установок

В ІПБ АЕС НАН України з метою екологічної реабілітації радіоактивно забруднених територій ЧЗВ на основі результатів експериментальних і теоретичних досліджень розроблено й науково обґрунтовано рекомендації щодо можливості повернення різних частин території зони відчуження до господарського використання, у тому числі виробництва сільськогосподарської продукції, а також для вибору та зміни форм землекористування на сільськогосподарських територіях, прилеглих до цієї зони. Результати роботи впроваджено у Природному заповіднику «Древлянський» Міністерства захисту довкілля та природних ресурсів України, що дозволяє оперативно оцінювати

радіаційні умови на території природоохоронних відділень і визначати доцільність та обсяги необхідних заходів щодо радіологічного захисту навколишнього середовища, працівників і населення.

Створено метеорологічну базу даних вимірювань на метеостанції у м. Чорнобилі за останні 10 років, обрано екстремальні метеорологічні ситуації, підготовлено та статистично оброблено метеорологічну інформацію для ЧЗВ за останні 5 років (роза вітрів, максимальні та мінімальні значення швидкості вітру, температури й вологості приземного повітря).

Розроблено основні методологічні засади радіоекологічного моніторингу території, які включають районування території зони спостереження за ландшафтно-геохімічними і фізико-географічними характеристиками та формування мережі пунктів спостереження. Запропоновано загальні принципи організації мережі радіоекологічного моніторингу агросфери за умов аварії на радіаційно небезпечних об'єктах. Засобами геоінформаційних технологій запропонований метод комплексного радіоекологічного районування реалізовано на прикладі 100-км зони впливу Рівненської АЕС та Хмельницької АЕС. Отримані результати дозволять запровадити практичні заходи щодо раціональної організації систем радіаційного та радіоекологічного моніторингу на державному рівні, а також підвищити рівень радіаційної та екологічної безпеки навколишнього середовища й населення. Науково обґрунтовані рекомендації щодо принципів організації мережі радіаційного та радіоекологічного моніторингу, а також розробки регламентів спостережень за нормальних умов та аварійних ситуацій заплановані до впровадження

в Державній службі України з надзвичайних ситуацій під час формування нового документу «Організація системи радіаційного моніторингу навколишнього природного середовища».

Поводження з ВЯП і РАВ

За допомогою методів комп'ютерного моделювання науково обґрунтовано рекомендації щодо використання сучасних композитних матеріалів із покращеними захисними властивостями для виготовлення контейнерів зберігання ВЯП (рис. 9), а також оптимальні технічні рішення щодо безпечного поведіння з ВЯП, включаючи його довгострокове зберігання. Шляхом експериментальних досліджень визначено важливі радіаційні параметри, що характеризують стан безпеки навколишнього та виробничого середовища на майданчику Централізованого сховища ВЯП (ЦСВЯП). Розроблено технологічний Регламент на виробництво бетону та заповнення обичайок контейнерів зберігання ВЯП, а також Регламент радіаційного контролю на етапі введення в експлуатацію ЦСВЯП, який у 2021 р. погоджено ДІАР України, у 2022 р. впроваджено у ДП «НАЕК «Енергоатом»», що сприяє введенню в експлуатацію ЦСВЯП і дозволяє посилити енергетичну незалежність України за рахунок відмови від послуг Російської Федерації зі зберігання ВЯП.

За допомогою прикладного програмного забезпечення на основі розрахункових алгоритмів оновлення значень коефіцієнтів масштабування науково обґрунтовано рекомендації з автоматизації процедури верифікації радіонуклідних векторів, які засто-

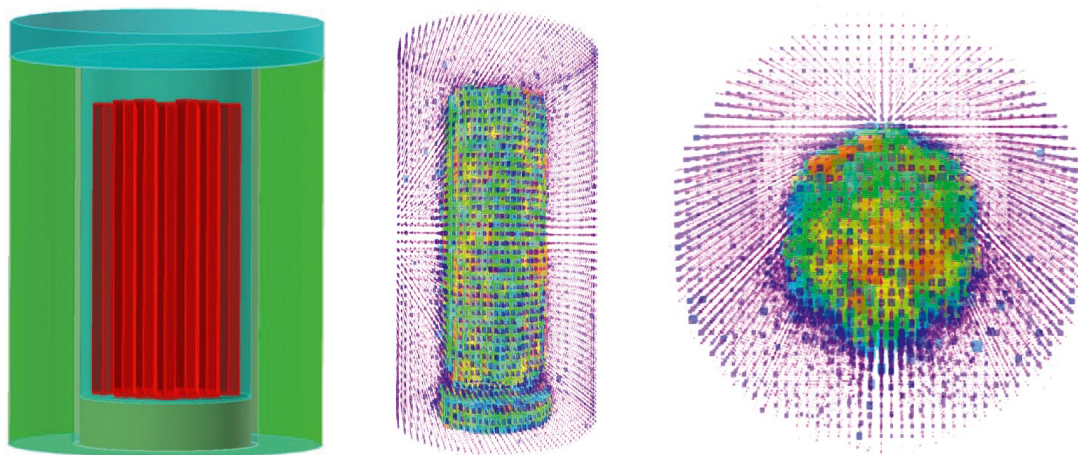


Рис. 9. Візуалізація математичного моделювання захисних властивостей контейнера для зберігання ВЯП

совуються для характеристики РАВ. Результати роботи заплановано до впровадження в ДСП «ЧАЕС», що дозволить підвищити надійність застосування методів радіологічної характеристики партій твердих РАВ, спрямованих на захоронення. Крім цього, визначення оптимальних методичних підходів із застосуванням розрахункових алгоритмів дозволить провести верифікацію діючих радіонуклідних векторів за наявними даними, коли внаслідок розграбування російськими окупантами вимірювальних лабораторій ЧАЕС неможливо отримати нові експериментальні дані щодо рівня радіонуклідного забруднення твердих РАВ у нових партіях, які плануються захоронити.

Співпраця з національними та закордонними науковими організаціями

ІПБ АЕС продовжує плідну співпрацю з більше ніж 20 науковими установами України в рамках договорів про спільну науково-технічну діяльність.

Інститут має угоди про співробітництво з такими міжнародними організаціями та компаніями як: МАГАТЕ, Підрозділ з проблем безпеки НАТО (NATO Emerging Security Challenges Division, США), Відділ безпеки та радіації Дослідницького центру Юліха (Research Center Jülich, Department for Safety and Radiation), Міжнародна консультативна група Consortium of PLEJADES GmbH, товариство Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS (Німеччина), Японське агентство з атомної енергії (Japan Atomic Energy Agency, JAEA), Національна корпорація «Університет Фукусіми» (Японія), ТОВ «Китайсько-українські ядерно-енергетичні технології Сянчу», Університет Південної Кароліни, Університет штату Східного Теннессі, Університет Клемонса (США), компанія Qingdao Xianchu Energy Development Group Ltd. (КНР), Аргонська національна лабораторія (США), Університет Брістоля (Велика Британія), Корейський науково-дослідний інститут атомної енергії (Південна Корея), Університет Упсала (Швеція) та інші.

У січні цього року відбувся робочий візит до Університету Брістоля делегації співробітників ІПБ АЕС НАН України та ДАЗВ України. Заявка, що була подана на фінансування спільного грантового проєкту з НАТО «Enhanced radiation detection for nuclear security and incident response», отримала офіційне схвалення від НАТО, однак у зв'язку з військовою агресією Російської Федерації проєкт не було розпо-

чато. Водночас унаслідок результатів цієї агресії виникла невизначеність у радіаційному контролі ЧЗВ, що привело до міжнародної ініціативи ATLAS — відновлення моніторингу радіаційних загроз ЧЗВ.

У рамках тристороннього меморандуму про науково-технічне співробітництво між ІПБ АЕС НАН України, Шведською агенцією оборонних досліджень (FOI) та Університетом Упсала (Швеція) продовжується виконання роботи «Моніторинг ксенону в просторі під НБК». Мета — розробка методології та технології моніторингу ізотопів ксенону в ОУ для підтвердження ефективності роботи системи ядерної безпеки комплексу НБК-ОУ. Внаслідок військової агресії Російської Федерації виникли труднощі в проведенні робіт з адаптації розробленої агенством FOI установки з контролю радіоактивних ізотопів ксенону в просторі під аркою НБК. Однак було опубліковано звіт щодо робіт, виконаних у кінці 2021 р. — на початку 2022 р. «Radioxenon measurements at the Shelter Object in the New Safe Confinement at Chornobyl Nuclear Power Plant — Proposed concept and initial investigations, FOI-R». Подальші роботи з відбору та вимірювання проб реактивних ізотопів ксенону з ОУ були неможливі, оскільки обладнання було розграбовано та/або знищено. На сьогодні співробітники ІПБ АЕС виконують роботи щодо камерального аналізу раніше отриманих даних за допомогою математичних алгоритмів, розроблених в Інституті з метою детектування «слідових» сигналів наявності радіоактивних ізотопів ксенону.

Науково-організаційна діяльність

В ІПБ АЕС НАН України приділяється увага підвищенню кваліфікації співробітників. Зокрема, у 2022 р. сім співробітників підвищили кваліфікацію з охорони праці, два співробітники — з радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів; шість співробітників — з техногенної безпеки в галузі цивільного захисту, шість — з мовної освіти.

На сьогодні сім фахівців ІПБ АЕС працюють над дисертаційними роботами на здобуття наукового ступеня доктора наук, вісім — над роботами на здобуття наукового ступеня кандидата наук, шестеро працівників навчаються в аспірантурі.

Під керівництвом співробітника Інституту два магістри з НТУУ «КПІ імені І. Сікорського» успішно захистили магістерські роботи та два здобувачі — дисертації за спеціальністю «Атомна енергетика».

У 2022 р. шість студентів НТУУ «КПІ імені І. Сікорського» проходили дипломну практику в ІПБ АЕС. Прийнято на роботу п'ять спеціалістів з вищою освітою у віці до 35 років. На додаток, три співробітники Інституту закінчили вищі навчальні заклади без відриву від виробництва.

Один молодий науковець бере участь у проведенні досліджень в рамках міжнародної угоди з МАГАТЕ за темою «Розробка та застосування ізотопних методів для ефективного управління водними ресурсами в гірничих районах».

У звітному році Інститутом організовано:

відеоконференцію з представниками Інституту радіаційного захисту та ядерної безпеки (IRSN), Франція (22 квітня, онлайн-режим);

VII Міжнародну конференцію INUDEC0'22 «Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища» (27–28 квітня, м. Славутич), спільно з ДСП «ЧАЕС», Виконавчим комітетом міської ради м. Славутич, ДАЗВ України та Інститутом проблем математичних машин і систем НАН України;

лекцію в рамках проєкту «Наукові зустрічі» (14 червня, м. Київ) спільно з Радою молодих вчених НАН України;

Науково-практичну міжнародну конференцію «Переробка рідких радіоактивних відходів: український контекст» (30 червня, м. Київ), спільно з Компанією «Альфа Атом», Держаною установою «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України», ДСП «Центральне підприємство з поводження з радіоактивними відходами», Національним університетом «Львівська політехніка» та ін.;

XVII Міжнародну науково-практичну конференцію МОДС'2022 «Математичне та імітаційне моделювання систем» (14–16 листопада, м. Чернігів), спільно з Чернігівським національним технологічним університетом, Центральним науково-дослідним інститутом озброєння та військової техніки Збройних сил України, Інститутом проблем математичних машин та систем НАН України та ін.

Водночас співробітники ІПБ АЕС брали участь у 17 міжнародних заходах в Україні, Польщі, Канаді, Німеччині, США, Швеції, Австрії, Ізраїлі, Португалії, Франції, Італії, Китаї, Японії, Великобританії та в 11 національних заходах у Києві, Харкові, Житомирі, Чернігові, Чорнобилі, Славутичі.

Інститут продовжує працювати з громадськістю, зокрема, шляхом висвітлення результатів своєї діяльності та наукових досягнень у засобах масової інфор-

мації. Досвід, отриманий у результаті виконуваних робіт, передається у вигляді звітів до Українського інституту науково-технічної експертизи та інформації (УкрІНТЕІ), опублікованих статей, інформації на сайті Інституту, публікації монографій, підручників, навчальних посібників, довідників, методичних рекомендацій, доповідей на семінарах, конференціях, читанні лекцій у вищих навчальних закладах під час підготовки бакалаврів, магістрів та аспірантів.

Співробітники ІПБ АЕС брали участь у близько 20 телепередачах і 4 радіопередачах, у тому числі в інформаційному агентстві Міністерства оборони України, а також надали низку інтерв'ю [5]. Більшість матеріалів присвячена російсько-українській війні.

У 2022 р. було надруковано 7 книжкових видань, авторами яких стали співробітники ІПБ АЕС (рис. 10):

1. Булавін Л. А. Розсіяння та зв'язані стани в системі декількох частинок / Л. А. Булавін, В. І. Ковальчук, А. В. Носовський. — Київ : ІПБ АЕС НАН України, 2022. — 200 с.

2. Bulavin L. Soft Matter Systems for Biomedical Applications. Springer Proceedings in Physics Series. Volume 266 / edited by L. Bulavin, N. Lebovka. — Springer Cham, 2022. — 466 p.

3. Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України: 30 років / А. В. Носовський, О. В. Балан, В. І. Борисенко та ін.; за загальною редакцією А. В. Носовського. — Київ : ІПБ АЕС НАН України, 2022. — 608 с.

4. Use of isotope hydrology to characterize groundwater systems in the vicinity of nuclear power plants. Results of coordinated Research Proect (CRP) F33022, 2016–2020. — Kyiv : ISP NPP, NAS of Ukraine, 2022. — 200 p.

5. Prister B. Comprehensive radioecological monitoring for objects of radioactively contaminated areas / B. Prister, T. Lev, A. Nosovskyi, M. Talerko. — Kyiv : Akadempriodyka, 2022. — 286 p.

6. Досвід військових формувань у ліквідації наслідків аварії на Чорнобильській АЕС через призму радіаційних та хімічних загроз / Л. А. Устінова, В. Л. Савицький, М. І. Проданчук, Д. А. Бази́ка, Б. С. Прістер, Н. П. Курділь; за ред. Л. А. Устінової. — Київ : «Видавництво Людмила», 2022. — 392 с.

7. Яценко Ю. В. Метеорологічні спостереження та зведення для забезпечення цивільної авіації / Ю. В. Яценко. — Київ : Інтерконтиненталь-Україна, 2022. — 100 с.

На окрему увагу заслуговує історія підготовки колективної монографії «Use of isotope hydrology



Рис. 10. Книжкові видання співробітників ІПБ АЕС НАН України, надруковані у 2022 р.

to characterize groundwater systems in the vicinity of nuclear power plants» за результатами спільних робіт науковців із 10 країн світу в рамках гранту МАГАТЕ. Текст монографії було передано для друку у видавництво «Фенікс» ще до початку війни. Надзвичайність історії полягає в тому, що перед війною макет монографії було передано у друкарню, розташовану в м. Макарові, яке опинилося в окупації. Будівля друкарні була зруйнована вщент. Попри те, що на території друкарні буквально не залишилося «живого» місця, усе згоріло, тираж уже готової монографії дивом вцілів. Коли місто було деокуповане та російські війська відійшли, видавництво передало тираж Інституту. Інтерес до монографії виявило МАГАТЕ, попросивши надіслати примірники до 9 країн, науковці з яких брали участь у підготовці матеріалів рукопису: Аргентини, Бразилії, Литви, Італії, Марокко, Пакистану, Китаю, В'єтнаму та Японії. Зацікавленість виявляють також фахівці з України, Індії, Кувейту, Еквадору та інших країн.

З 2018 р. ІПБ АЕС є співзасновником журналу «Ядерна енергетика та довкілля» (ISSN 2311-8253) спільно з ДП «Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування»

та громадською організацією (ГО) «Українське ядерне товариство». Відповідно до Наказу МОН України № 1643 від 28.12.2019 р. журнал внесено до Переліку наукових фахових видань України [6]. Журнал індексується в базах даних Index Copernicus (входить до Index Copernicus Master List), Google Scholar, INIS, ResearchBib.

Результати досліджень співробітників Інституту у 2022 р. опубліковані в наукових виданнях, що індексуються провідними наукометричними базами даних (Scopus, Web of Science). Загальна кількість цих статей у півтора рази перевищує аналогічний показник порівняно з середнім значенням 2017–2021 рр. і відповідає показнику минулого року. Водночас публікаційна активність закордоном підвищилась також у півтора рази порівняно з середнім значенням аналогічного показника за останніх п'ять років і відповідає показнику 2021 р. Кількість статей у рецензованих фахових виданнях України на 24% менша, ніж попереднього року.

Отримано 12 актів впровадження результатів науково-дослідницьких робіт, що відповідає їхній кількості минулого року. Крім цього, в ІПБ АЕС НАН України у 2022 р. посилено склад підрозділу з пи-

тань трансферу технологій, інноваційної діяльності та інтелектуальної власності, що, зокрема, сприяло збільшенню зареєстрованих об'єктів права інтелектуальної власності в шість разів порівняно з середнім значенням аналогічного показника за останніх п'ять років.

З причини введення в Україні воєнного стану та метою збереження наукового потенціалу більшість зустрічей і заходів відбувається в онлайн-режимі за допомогою сучасних телекомунікаційних засобів, тому ІПБ АЕС постійно підтримує свій інтернет-сайт [7], а також сайт науково-технічного журналу «Ядерна енергетика та довкілля» в належному стані. Створена робоча група з популяризації наукової діяльності оперативно надає до прес-служби НАН України відповідну інформацію. Як приклад, у 2022 р. було направлено більше 15 матеріалів, які надалі були розміщені на сайті НАН України [8].

Висновки

ІПБ АЕС НАН України залишається єдиною науковою установою в Україні, яка починаючи з 1992 р. забезпечує науково-технічну підтримку робіт зі зняття з експлуатації енергоблоків ЧАЕС та перетворення ОУ на екологічно безпечну систему. Соціальне значення робіт, що виконуються, полягає в захисті людини та навколишнього природного середовища від потенційних ризиків, пов'язаних з існуванням радіаційно небезпечного зруйнованого четвертого енергоблока, небезпека якого з часом зростає за рахунок руйнування конструкцій, що постраждали внаслідок аварії. Вирішення проблеми перетворення об'єкта на екологічно безпечну систему є актуальним завданням сьогодення не тільки для України, але й для всього міжнародного співтовариства.

За складних умов ІПБ АЕС НАН України підтримує в належному технічному стані будівлі та приміщення установи в м. Києві, а також докладає великих зусиль для відновлення лабораторної бази в м. Чорнобилі, яка постраждала внаслідок збройної агресії Російської Федерації проти України. Так, для виконання проектних робіт із відбудови лабораторних приміщень залучено Спеціалізовану проектну організацію. Зокрема, у 2022 р. відремонтовано покрівлю та встановлено блискавкозахист на будівлю в м. Чорнобилі.

Таким чином, незважаючи на об'єктивні складнощі, ІПБ АЕС НАН України докладає всіх можливих зусиль для збереження науково-технічного по-

тенціалу та виконання важливих завдань відповідно до основних напрямів своєї діяльності, а також керуючись стратегією розвитку планує стати провідною організацією України з науково-технічного супроводу діяльності з мирного використання ядерної енергії.

Список використаної літератури

1. Про перебування російських окупантів на території зони відчуження Чорнобильської АЕС / ІПБ АЕС НАН України : офіційний веб-сайт. — Режим доступу: <https://www.ispnpp.kiev.ua/rashist-maroders>.
2. Носовський А. В. Щодо наслідків тимчасової окупації території зони відчуження Чорнобильської АЕС: Стенограма доповіді на засіданні Президії НАН України 20 квітня 2022 року / А. В. Носовський // Вісник Національної академії наук України. — Вип. 6. — С. 65–71. — doi.org/10.15407/vism2022.06.065.
3. Рішення про затвердження постачальника № РШ-П 0.46.055-22. — Київ : ДП «НАЕК «Енергоатом»». — Режим доступу: <https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2023/01/RSH-P0.46.055-22.pdf>.
4. Hu J. A tuning-free wildfire detection algorithm reveals the impact of both Chornobyl wildfires and the Russian invasion of Ukraine in 2022 / J. Hu, Y. Igarashi, S. Kotsuki, Z. Yang, M. Talerko, V. Landin, O. Tischenko, M. Zheleznyak, V. Protsak, S. Kirieiev // Research Square. — July 2022. — doi.org/10.21203/rs.3.rs-1833678/v1.
5. Звіт про діяльність Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України у 2022 році / ІПБ АЕС НАН України. — Київ, 2022. — 156 с. — Режим доступу: <https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2017/10/zvit-2022.pdf>.
6. Науково-технічний журнал «Ядерна енергетика та довкілля» : офіційний веб-сайт. — Режим доступу: <http://npe.org.ua/uk>.
7. Інститут проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України : офіційний веб-сайт. — Режим доступу: <http://www.ispnpp.kiev.ua>.
8. Національна академія наук України : офіційний веб-сайт. — Режим доступу: <https://www.nas.gov.ua/ua/pages/default.aspx>.

V. S. Havrylenko, I. V. Kutsyna, D. I. Khvalin

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants,
NAS of Ukraine, 12, Lysogirskа st., Kyiv, 03028, Ukraine*

The Work Results of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine in 2022

The most important results of the scientific and scientific-organizational activities of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the National Academy of Sciences of Ukraine (ISP NPP, NAS of Ukraine) in 2022 are presented. It is shown that even under the extremely difficult conditions in which the entire country is due to the invasion of Russian troops into the territory of Ukraine, the employees of the Institute made great efforts to implement planned tasks to ensure nuclear and radiation safety of the destroyed fourth power unit of the Chornobyl nuclear power plant, handling of nuclear hazardous materials, as well as increasing the reliability and safety of nuclear power plants operation. The results of these studies were implemented in the fields of production, electric power industry and during the educational process, as well as highlighted in a number of publications and scientific events. Thus, despite the objective difficulties and guided by the development strategy, the ISP NPP plans to preserve the scientific and technical potential under the conditions of power outages, lack of heating and water supply in some places, disruption of the functioning of public transport, telecommunications and data transmission facilities, etc., as well as to become the leading organization of Ukraine for scientific and technical support of activities for the peaceful use of nuclear energy.

Keywords: Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, National Academy of Sciences of Ukraine, results of scientific activity, coverage of scientific achievements, international cooperation, creation of objects of intellectual property law, publishing activity.

References

1. [On the presence of Russian occupiers in the Exclusion Zone of the Chornobyl nuclear power plant]. ISP NPP, NAS of Ukraine: official website. Available at: <https://www.ispnpp.kiev.ua/rashist-maroders>. (in Ukr.)
2. Nosovskyi A. V. [Regarding the consequences of the temporary occupation of the Exclusion Zone of the Chornobyl nuclear power plant: transcript of the report at the meeting of the Presidium of the National Academy of Sciences of Ukraine on April 20, 2022]. *Bulletin of the National Academy of Sciences of Ukraine*, vol. 6, pp. 65–71. doi.org/10.15407/vsn2022.06.065.
3. *Decision on supplier approval No. PIII-II 0.46.055-22*. Kyiv: SE NNEGC “Energoatom”. Available at: <https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2023/01/RSH-P0.46.055-22.pdf>. (in Ukr.)
4. Hu J., Igarashi Y., Kotsuki S., Yang Z., Talerko M., Landin V., Tischenko O., Zheleznyak M., Protsak V., Kiriev S. (2022). A tuning-free wildfire detection algorithm reveals the impact of both Chornobyl wildfires and the Russian invasion of Ukraine in 2022. *Research Square*. doi.org/10.21203/rs.3.rs-1833678/v1.
5. *Report on the activities of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the National Academy of Sciences of Ukraine in 2022*. Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 2022, 156 p. Available at: <https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2017/10/zvit-2022.pdf>. (in Ukr.)
6. Scientific Journal “Nuclear Power and the Environment”: official website. Available at: <http://www.npe.org.ua>.
7. Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine: official website. Available at: www.ispnpp.kiev.ua.
8. National Academy of Sciences of Ukraine: official website. Available at: <https://www.nas.gov.ua/ua/pages/default.aspx>.

Надійшла 20.03.2023

Received 20.03.2023

Правила для авторів

Загальні вимоги

1. Редакція збірника «Ядерна енергетика та довкілля» приймає раніше неопубліковані авторські статті, що відповідають профілю видання та мають наукове та практичне значення. Тексти статей та всі матеріали до них повинні бути ретельно відредаговані та перевірені.

2. Статті, які є результатами робіт, проведених у сторонніх організаціях, повинні мати супровідний документ від цих організацій. Разом зі статтею до редакції журналу має бути поданий документ про можливість відкритої публікації матеріалів та згоду авторів на поширення їх через мережу Інтернет.

3. Матеріали, що надходять до редакції для публікування, проходять обов'язкове рецензування. Зауваження рецензентів направляють розробнику матеріалів без вказівки імен рецензентів. Після отримання рецензій і відповіді автора редакційна рада ухвалює рішення про можливість і порядок публікації роботи. Незначні правки стилістичного, номенклатурного та формального характеру вносять до тексту без узгодження з автором.

4. Редакція приймає статті українською або англійською мовою.

5. Рукопис статті можна подати у вигляді електронної копії (на електронному носії або електронною поштою). Тверда копія статті подається за бажанням. Електронна версія статті повинна бути створена за допомогою текстового редактора Microsoft Word з урахуванням таких вимог: шрифт — Times New Roman; кегель — 11 пт; міжрядковий інтервал — 1,5; розстановка переносів — переносів немає; форматування — по ширині; колір шрифту — чорний; абзацний відступ — 1,5 см; розміри полів, мм: зліва — 24 мм, справа — 16 мм, зверху — 22 мм, знизу — 28 мм.

6. Загальний обсяг статті разом з графічними матеріалами не повинен перевищувати 15 сторінок формату А4.

7. На титулі статті має бути представлено її УДК.

Українською та англійською мовами слід навести:

прізвище, ім'я та по батькові автора;

його учений ступінь, звання, посаду, ідентифікатор ORCID;

повну назву організації, де працює автор, і її поштову адресу;

назву статті;

анотацію та ключові слова.

8. У разі співавторства додатково слід вказати прізвище, ім'я та по батькові автора, відповідального за контактування з редакцією, його телефон і адресу електронної пошти.

9. Графічний матеріал подають окремими від тексту файлами у форматі EPS, TIFF або JPG з густиною точок на дюйм не менше 300 dpi. Зображення повинні бути якомога зрозумілішими. Варто враховувати, що друкована версія журналу виходить чорно-білим друком, тому автору варто звернути увагу на те, щоб через втрату кольору не були втрачені важливі деталі рисунків.

Назви та докладне пояснення змісту слід наводити в підписах під рисунками, а не на самих ілюстраціях. Текст не повинен повторювати інформацію, представлену в рисунках, він має тільки давати основні висновки за ними та резюмувати інформацію. Якщо рисунки мають малу кількість даних, їх варто замінити описом у тексті. Якщо рисунок складається з кількох підрисунків (а, б, в, ...), то підпис до рисунка має містити опис кожного з підрисунків. Розмір шрифту надписів на рисунках і підписів до них — 10 пт, гарнітура — Times New Roman.

Графіки повинні відображати великі обсяги даних ясно і зрозуміло. Оформляючи в статті графіки, автор

має переконатися, що в них підписано всі осі, вказано всі одиниці виміру для величин, підписано всі кривії масиви даних.

Схеми допомагають визначити ключові деталі в процесі, тому мають бути позбавлені зайвої інформації. Оформляючи схему, потрібно підписати всі ключові елементи й навести додаткові пояснення в її заголовку та основному тексті.

10. Таблиці нумерують послідовно, відповідно до першого згадування про них у тексті. Перед кожною таблицею повинна стояти її назва. Слід розшифрувати всі нестандартні аббревіатури у виносках, використовуючи таку послідовність символів: *, **. Слід упевнитися, що кожна таблиця процитована в тексті.

11. Формули створюють у формульному редакторі MathType Equation або MS Equation та нумерують у круглих дужках з правого боку. Грецькі і кириличні літери в формулах варто набирати прямим шрифтом (опція «текст»), латинські – курсивом. Позначення величин і символи в тексті і таблицях варто набирати як елементи тексту, а не як об'єкти формульного редактора.

12. Посилання на рисунок, графік, схему або таблицю є обов'язковим у тексті статті та згадується безпосередньо перед рисунком, графіком, схемою або таблицею.

13. Скорочення слів, словосполучень, назв, термінів, за винятком загальноприйнятих, можливе тільки після їх повного першого згадування в тексті. Далі таке слово або формулювання слід вживати лише в скороченому вигляді.

14. Одиниці вимірювання мають бути вказані у відповідних метричних одиницях або в їх десяткових кратних одиницях.

15. Матеріали, які не відповідають зазначеним вимогам, редакцією не розглядаються.

16. Публікація у журналі є безкоштовною. Виплата авторського гонорару не передбачається.

Структура та зміст статті

Стаття повинна бути побудована за традиційним для світової наукової періодики планом: структурована за розділами та завершуватися конкретними висновками, в яких у лаконічній формі викладено результати роботи та пропозиції автора, що впливають із викладеного матеріалу.

Назва статті повинна відображати основну ідею дослідження; акцентувати на важливості дослідження; бути лаконічною; зацікавлювати читачів.

Прізвища авторів англійською мовою подаються відповідно до прийнятої міжнародної системи транслітерації (з української – відповідно до Постанови Кабінету Міністрів України № 55 від 27.01.2010 «Про впорядкування транслітерації українського алфавіту латиницею», з російської – відповідно до «Системы транслитерации Библиотеки конгресса США»). Наведення прізвища у різних системах транслітерації призводить до дублювання профілів (ідентифікаторів) автора в базі даних (профіль створюється автоматично в разі збігу його даних по двох публікаціях).

Анотація – це стисла інформація про зміст статті. Багато читачів знайомитимуться тільки з анотацією статті, тому вона має бути зрозумілою та інформативною за умови опублікування її окремо від статті. Вона не має повторювати відомості, що містяться в заголовку. Анотація українською мовою має бути розміром приблизно 1000 знаків. Оскільки єдиним джерелом інформації щодо змісту статті для іноземних спеціалістів є анотація англійською мовою, вона має бути більшою за обсягом (не менше 1800 знаків), більш структурованою та не має бути перекладним варіантом анотації українською. Оптимальним для такої анотації є структурування відповідно до основних елементів самої статті (актуальність, матеріали та методи, висновки тощо). Вона має бути інформативною (позбавленою загальних слів), змістовною (відображати основний зміст статті та результатів досліджень) і містити термінологію, характерну для іноземних спеціальних текстів. Неприйнятним є нередатований автоматичний переклад за допомогою онлайн-сервісів.

Ключові слова використовуються для індексування роботи в електронних системах та мережі Інтернет. Чим краще будуть підбрані ключові слова до роботи, тим більше людей зможуть її знайти, здійснюючи пошук за такими самими ключовими словами. Це збільшить читаність статті, а отже, підвищить ймовірність її цитування. Ключові слова повинні відображати зміст статті та бути конкретними у своїй предметній галузі.

Структура статті передбачає такі основні розділи:

вступ;
стан проблеми та аналіз літературних даних;
постановка завдань дослідження;
матеріали дослідження, експериментальна частина;
інтерпретація результатів та їх апробація;
висновки.

Вступ має надати читачеві інформацію (зокрема довідкового характеру), необхідну для того, щоб зрозуміти, яке питання вивчалось, а також причини, з яких автор проводить дослідження. У вступі стисло потрібно відобразити передумови до проведення дослідження: подати загальне розуміння проблеми, яку автор порушив, й аргументовано обґрунтувати актуальність дослідження, описати проблему та тематику, а також навести актуальні знання, пов'язані з розглянутими науково-дослідницькими завданнями.

Стан проблеми та аналіз літературних даних дає змогу виявити «нішу», де автори проводять наукові дослідження. Розділ пишуть на основі публікацій періодичних наукових видань (книги, підручники, монографії, стандарти, звіти до таких не належать). Огляд періодики з проблеми, що досліджується автором, має охоплювати джерела не більше 10-річної давності (у галузі ІТ-технологій – 5-річної давності). Обов'язковим є огляд закордонних наукових періодичних видань. Цей розділ є одним із найважливіших, оскільки з нього випливає, наскільки автор особисто розуміє стан проблеми, яку береться досліджувати.

У літературному огляді висвітлюють не вирішені іншими вченими частини проблеми, які досліджує автор; викладають причини цього дослідження; чітко визначають цілі дослідження, які повинні узгоджуватися з іншою частиною рукопису; наводять посилання на важливі джерела, які дають змогу повніше розкрити суть роботи.

Правильно підібраний літературний огляд передбачає:

цитування автором найбільш релевантних результатів попередніх досліджень і пояснення того, наскільки вони співвідносяться з поточним дослідженням;

посилання на дослідження різних дослідницьких груп;

посилання на оригінальні дослідження, а не на велику кількість оглядових статей;

максимальна користь цитат для читача (читачеві не цікаво, коли автор посилається на велику кількість своїх робіт або на інші роботи для того, щоб показати глибину своїх знань);

посилання на результати інших досліджень, які або суперечать отриманим автором результатам (якщо такі є), або підтверджують їх.

Джерела в тексті статті повинні бути відсортовані за порядком згадування.

Матеріали дослідження, експериментальна частина є розділом, зі змісту якого має бути зрозуміло, як отримано всі результати. Варто описати систему дослідження (методи, методику тощо). Методи, які використовували для обробки даних, мають бути обґрунтовані (спиратися на статистику). Автор, який використав методику опублікованого дослідження, повинен послатися на неї та дати резюме процедури в тексті статті.

Результати дослідження мають бути чітко визначені, а підсумкові результати – об'єктивно підтверджені (наприклад, результатами математичного, статистичного, імітаційного моделювання, натурними експериментами, фундаментальними положеннями наукових дисциплін у відповідній предметній галузі).

Інтерпретація результатів та їх апробація передбачає приклади практичних рішень (результати чисельних експериментів, графіки, діаграми тощо) на основі отриманих автором наукових результатів. Приклади дають змогу оцінити адекватність запропонованих теоретичних рішень та їх практичну значимість. Потрібно вказати, в умовах якого виробництва були впроваджені або можуть бути впроваджені результати досліджень.

Якщо результати не є основною метою статті, їх можна узагальнити й не публікувати дані детально. Тим не менш, у разі недостатньої кількості інформації читач може втратити довіру до дослідження, припустивши, що автор приховує слабкі докази.

Висновки відображають, наскільки матеріал дослідження відповідає його цілям, сформульованим у вступі. Варто означити, чи існують альтернативні інтерпретації отриманих результатів та порівняти отримані результати з результатами інших досліджень.

Доречно вказати, як результати наукової розвідки можуть вплинути на майбутні дослідження, чи є в дослідженні обмеження. Перевірте відповідність описаних висновків отриманим даним.

Список використаної літератури

Кожна констатація факту чи опис попередніх висновків, цитати, методи, моделі, рисунки, таблиці тощо, запозичені з інших робіт, обов'язково супроводжуються посиланням на першоджерело.

Посилання на список літератури повинні бути пронумеровані послідовно відповідно до їх порядку у тексті.

Правильне описання джерел, на які посилаються автори, є запорукою того, що цитовану публікацію буде враховано в процесі оцінювання наукової діяльності її авторів, а отже, й організації, регіону, країни. За цитуванням журналу визначається його науковий рівень, авторитетність тощо.

Після статті українською мовою має бути розміщено два списки:

1) *Список використаної літератури* — джерела мовою оригіналу, оформлені відповідно до вимог українського стандарту бібліографічного опису ДСТУ ГОСТ 7.1:2006 «Бібліографічний запис. Бібліографічний опис. Загальні вимоги та правила складання».

2) *References* — той самий список літератури, де українські та російські джерела транслітеровані в латинському алфавіті та подані за допомогою міжнародної системи запису посилання American Psychological Association (APA).

Для статті англійською мовою достатньо лише списку *References*.

Оформлення бібліографічного списку «Список використаної літератури»

1. Основним нормативним документом для оформлення списку літератури є ДСТУ ГОСТ 7.1:2006 «Бібліографічний запис. Бібліографічний опис. Загальні вимоги та правила складання».

2. Бібліографічний опис складають за такою загальною формою:

Автори. Основна назва [**Загальне позначення матеріалу**] = **Паралельна назва: відомості, що стосуються назви** / перші відомості про відповідальність ; **відомості про інших осіб чи установи, які несуть інтелектуальну відповідальність за видання.** – Відомості про повторність видання / Відповідальність за повторне видання. – Зона специфічних відомостей. – Місце видання: Видавництво, рік. – Фізична (кількісна) характеристика. – (Серія. Підсерія ; №, т.). – **Примітки.** – Стандартний номер та умови доступності.

Елементи, виділені жирним шрифтом, є факультативними.

3. Бібліографічний опис кожного окремого документа складається на мові цього документа.

4. У випадках, коли документ має одного, двох, трьох авторів – у заголовку вказується прізвище тільки першого автора (спочатку прізвище, потім ініціали). За косою рисою в зоні назви та відомостей про відповідальність вказуються прізвища авторів з ініціалами (обов'язково повторюється прізвище першого автора, зазначеного у заголовку бібліографічного опису; спочатку ініціали, потім прізвище).

5. Проміжки між знаками та елементами запису є обов'язковими і використовують для розрізнення знаків граматичної і приписаної пунктуації.

6. Уніфіковані форми скорочень українською та латинською мовами: та інші (et alii) – та ін. (et. al.); і так далі (et cetera) – і т. д. (etc.); без місця (sine loco) – б. м. (s. l.); без видавця (sine nomine) – б. в. (s. n.).

7. Джерела у списку варто розміщувати послідовно відповідно до їх порядку у тексті.

Оформлення списку літератури «References»

1. Список літератури («References») для Scopus та інших зарубіжних баз даних (БД) необхідно наводити окремим блоком, повторюючи список, наданий українською/російською мовою, незалежно від того, є в ньому іноземні джерела чи немає.

2. За основу побудови посилання в списку літератури латиницею в журналі «Ядерна енергетика та довкілля» взято принципи формування бібліографічних посилань American Psychological Association (APA). Відповідно до специфіки адаптації бібліографічного опису матеріалів українською та російською мовами враховано рекомендації експерта бази даних Scopus О. В. Кирилової.

Бібліографічні посилання латиницею для журналу створюють за принципом, що дасть змогу зарубіжним наукометричним базам у найлегший спосіб фіксувати дані про елементи кожного посилання та забезпечити коректні показники їх цитованості.

3. В опис статті необхідно вносити всіх авторів, не скорочуючи перелік до трьох, як це рекомендовано чинними в Україні державними стандартами.

4. Деякі елементи бібліографічного опису подають курсивом, як показано на зразках нижче.

5. У випадках оформлення україно- або російськомовного джерела іншою мовою після заголовка і відомостей про видання, транслітерованих латиницею, в [квадратних дужках] вказується переклад українського (російського) заголовка разом з відомостями про видання в англійську мову.

6. Для транслітерування прізвищ авторів, назв статей, книжок, видавництв тощо варто користуватися онлайн-конвертерами окремо для українською та російської мов, посилання на які подані нижче. Ці ресурси пропонують найпоширеніші варіанти транслітерування: для української мови – згідно з чинним стандартом (Паспортний КМУ); для російської – відповідно до правил Держдепартаменту США. Такий підхід дозволить уніфікувати дані для міжнародних баз, адже різні системи транслітерації сприятимуть створенню різних результатів.

Онлайн-конвертер з української мови для транслітерації: <http://translit.kh.ua/?passport>.

Онлайн-конвертер з російської мови для транслітерації: <http://ru.translit.net/?account=bgn>.

Для україномовних і російськомовних статей, які використовують з журналів, рекомендуємо такий варіант структури бібліографічних посилань в References:

ПІБ авторів (транслітерація);

рік видання в дужках;

назва статті у варіанті, що транслітерується, і переклад назви статті англійською мовою в квадратних дужках [];

назва джерела (транслітерація) і переклад назви джерела англійською мовою [];

вихідні дані з позначеннями англійською мовою.

позначення мови оригіналу (in Rus., in Ukr.).

Спростити процес створення списку «References» дають змогу ресурси автоматичного формування бібліографічних описів за пропонованими стандартами. Причому описи можна створювати для різних видів публікацій (книга, стаття з журналу, інтернет-ресурс тощо). Приклади таких сайтів: <http://www.easybib.com>; <http://www.bibme.org>.

Приклади оформлення списку літератури References та більше інформації дивіться на сайті журналу pre.org.ua в розділі «Вимоги до статей».

