

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT



Науково-технічний журнал

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

№ 1 (29) 2024

Співзасновники:

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій
Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України),
ГО «Українське ядерне товариство»

Виходить до 4 разів на рік

Внесено до Реєстру суб'єктів у сфері медіа
Національної ради України з питань телебачення
та радіомовлення (Рішення № 791 від 31.08.2023 р.,
ідентифікатор медіа R30-01221)

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 № 7 від 3 червня 2024 р.)

Підписано до друку 28.06.2024. Формат 60×90 1/8
Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 10,25
Тираж 150 пр. Зам. № 195

Віддруковано ФОП Андрієвська Антоніна Петрівна,
02099 м. Київ, вул. Севастопольська, буд. 12/22, кв. 25

Головний редактор

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

Заступник головного редактора

Паскевич С. А., канд. біол. наук (ІПБ АЕС НАН України)

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, заслужений енергетик
України,

Габелков С. В., д-р фіз.-мат. наук (ІПБ АЕС НАН України),

Дубковський В. О., д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),

Кравченко В. П., д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),

Корольов О. В., д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),

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),

Hyatt N., PhD, BSc, проф. (Ун-т Шеффілда, Велика Британія),

Pretzsch G., Dr. (GRS, Німеччина),

Schillebeeckx P., Dr. (JRC, Бельгія),

Washiya T., Dr. (IAEA, Японія)

Відповідальний секретар

Куцина І. В. (ІПБ АЕС НАН України)

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, 2024

© ГО «Українське ядерне товариство», 2024

ЗМІСТ

<i>А. О. Остаповець, В. І. Коньшин</i> Дослідження методів і засобів підвищення ефективності експлуатації енергоблоків АЕС України за рахунок оптимізації планово- попереджувальних ремонтів.....	3
<i>Д. І. Хвалін</i> Особливості експлуатації турбогенераторів атомних електростанцій України.....	13
<i>В. І. Скалозубов, О. М. Верінов, І. М. Вербило, В. Ю. Кочнєва, А. В. Канівець</i> Кваліфікація стратегій управління аваріями з повним тривалим знеструмленням ядерних енергоустановок із ВВЕР.....	23
<i>О. В. Балан, Л. І. Павловський, В. М. Рудько, С. С. Підберезний</i> Пропозиції щодо підготовки та захоронення радіоактивно забруднених бетонних конструкцій об'єкта «Укриття» у приповерхневих сховищах	29
<i>О. В. Михайлов, В. М. Безмилов</i> Кондиціювання високоактивних твердих радіоактивних відходів у ядерному паливному циклі. Огляд методів та технологій. Частина 2	39
<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</i> Radioactive aerosols in subreactor room 304/3 of the Chornobyl NPP Shelter object within conditions of operation of the New Safe Confinement.....	53
<i>І. В. Куцина, В. С. Гавриленко, Д. І. Хвалін</i> Результати діяльності Інституту проблем безпеки атомних електростанцій НАН України у 2023 році.	61
Правила для авторів	78

CONTENTS

<i>A. O. Ostapovets, V. I. Konshin</i> Research of methods and means of operation efficiency increase of NPP power units due to the optimization of repairs	3
<i>D. I. Khvalin</i> The operation features of nuclear power plants turbogenerators of Ukraine.....	13
<i>V. I. Skalozubov, O. M. Vierinov, I. M. Verbylo, V. Yu. Kochnieva, A. V. Kanivets</i> Qualification of management strategies for continuous blackout accident at nuclear power plants with VVER	23
<i>O. V. Balan, L. I. Pavlovskyi, V. M. Rudko, S. S. Pidbereznyi</i> Proposals regarding the preparation and storage of radioactively contaminated concrete structures of the Shelter object in nearsurface storage	29
<i>O. V. Mykhailov, V. M. Bezmylov</i> Conditioning of high-level solid radwaste in nuclear fuel cycle. Review of methods and procedures. Part 2	39
<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</i> Radioactive aerosols in subreactor room 304/3 of the Chornobyl NPP Shelter object within conditions of operation of the New Safe Confinement.....	53
<i>I. V. Kutsyna, V. S. Havrylenko, D. I. Khvalin</i> The work results of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine in 2023.....	61
Author Guidelines	78

А. О. Остаповець, В. І. Коньшин

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

Дослідження методів і засобів підвищення ефективності експлуатації енергоблоків АЕС України за рахунок оптимізації планово-попереджувальних ремонтів

Ключові слова:

експлуатація енергоблоків АЕС,
оптимізація технічних
обслуговувань і ремонтів,
ризик-інформоване прийняття
рішень,
критерії прийнятності

Представлено результати аналізів: досвіду використання ризик-інформованих підходів до проведення технічних обслуговувань і ремонтів (ТОіР) (використання імовірнісних оцінок ризику для оптимізації ТОіР) у світі та стану їхньої реалізації в АТ «НАЕК «Енергоатом»; відповідності процесу оптимізації ТОіР вітчизняній нормативній базі з ядерної та радіаційної безпеки. Визначено низку застережень/невідповідностей у частині вимог та положень нормативних документів України, які мають бути або усунуті, або належним чином обґрунтовані для можливості впровадження ризик-інформованих підходів до проведення ТОіР. Проаналізовано критерії прийнятності, яким має відповідати ризик-інформоване рішення та порядок обґрунтування дотримання критеріїв прийнятності.

Вступ

Атомна енергетика є основною складовою електрогенерації в енергосистемі України, а саме:

забезпечує близько 55 % потреби України в електроенергії, в осінньо-зимові періоди цей показник сягає 70 % [1];

формує приблизно 4 % національного внутрішнього валового продукту та посідає перше місце за обсягом виробництва електроенергії;

посідає сьоме місце за обсягом виробництва атомної енергії, входить у п'ятірку найбільших операторів АЕС світу [1].

Більш того, згідно з «Енергетичною стратегією України на період до 2050 року», схваленою розпорядженням Кабінету Міністрів України № 373-р від 21 квітня 2023 р., атомна енергетика розглядається як одне з найбільш економічно ефективних низьковуглецевих джерел енергії. Подальший розвиток ядерного енергетичного сектора на період до 2050 р.

прогнозується виходячи з того, що частка атомної генерації в загальному обсязі виробництва електроенергії зростатиме.

З іншого боку, ефективність роботи АЕС України є доволі невисокою, зокрема значення коефіцієнта використання встановленої потужності становить 70–75 %.

Найбільш суттєвим критерієм, що впливає на ефективність роботи АЕС, є тривалість проведення планово-попереджувальних ремонтів (ППР), які для українських АЕС становлять 45–65 діб. У випадку модернізації та заміни обладнання тривалість ППР може становити більш ніж 3 місяці. Таким чином, скорочення тривалості ППР — найбільш доцільний і прийнятний метод підвищення ефективності АЕС.

Скорочення термінів ППР можливе за рахунок реалізації таких заходів:

підвищення надійності обладнання;

зміни конструкції окремого обладнання з метою скорочення тривалості, обсягу робіт та підвищення зручності обслуговування;

© А. О. Остаповець, В. І. Коньшин, 2024

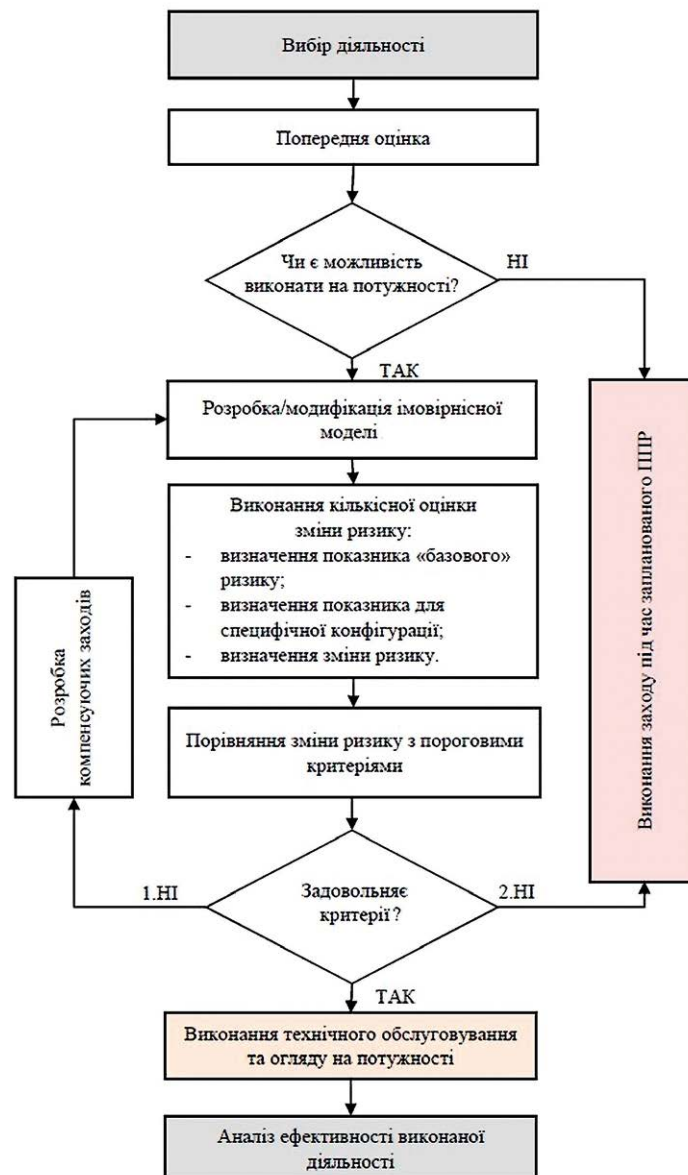
оптимізації графіка ППР;
реалізації стратегії ремонту за технічним станом обладнання.

У більшості випадків, коли йде мова про оптимізацію технічних обслуговувань і ремонтів (ТОіР), розглядається концепція ремонту за технічним станом обладнання.

Також використовується підхід до оптимізації ТОіР на АЕС за рахунок переносу робіт з ППР у режим роботи енергоблоку на потужності. Проект з оптимізації ТОіР з використанням зазначеного підходу впроваджувався на енергоблоці № 2 Запорізької АЕС (до початку повномасштабної агресії).

Планувалось, що реалізація цього проекту дасть змогу покращити економічні показники без зниження рівня безпеки енергоблоку за рахунок впровадження ризик-інформованого управління конфігурацією енергоблоку, загальний вигляд процесу представлено на рисунку.

У світі реалізовано чимало концепцій, спрямованих на скорочення термінів ППР. Зокрема, на енергоблоках № 1–4 АЕС «Дуковани» в Чехії (реактори типу ВВЕР-440/213) допустимий час неготовності (ремонту) дизель-генераторів системи аварійного (надійного) електропостачання збільшено з 3 до 15 діб. Збільшення допустимого часу неготовності дизель-



Загальна схема процесу ризик-інформованого управління конфігурацією енергоблоку АЕС

генераторів до 15 діб прийнято регулюючим органом Чеської Республіки.

У Болгарії на енергоблоках № 5 і 6 АЕС «Козлодуй» (реактори типу ВВЕР-1000) із використанням ризик-інформованого підходу впроваджені такі зміни з оптимізації ППР:

- зміна інтервалу між випробовуванням обладнання;

- зміна часу ремонту обладнання без зниження потужності;

- розробка нових критеріїв для проведення планового ТОіР (вид технічного обслуговування (ТО), зміна інтервалу між обслуговуванням).

Також ризик-інформоване управління конфігурацією набуває широкого застосування на АЕС США. Частина АЕС, зокрема Canyon Diablo, уже отримала від регулюючого органу США, Комісії ядерного регулювання, дозвіл на використання та застосовує у своїй діяльності зазначений підхід [2].

Відповідно до американської практики впровадження ризик-інформованого управління конфігурацією дозволяє:

- підвищити коефіцієнт використання встановленої потужності (досягається зменшенням тривалості ППР, розширенням обсягу технічного обслуговування і ремонтів в умовах роботи енергоблоку на потужності, збільшенням дозволеного часу виведення обладнання в ремонт, збільшенням міжремонтних інтервалів і періодичності технічного обслуговування);

- підвищити ефективність експлуатації (досягається зменшенням обсягу робіт з обладнанням — зниження деградації обладнання, зниження дозових навантажень на персонал);

- підвищити економічні показники (збільшення виробництва електроенергії, оптимізація та планування навантаження ремонтного персоналу, зниження витрат).

Як видно з рисунка, для впровадження ризик-інформованого підходу під час планування та обґрунтування ТОіР, використовуються результати імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ). У рамках цього підходу для зменшення тривалості ППР мають бути розроблені програми технічного обслуговування, які в робочому режимі дозволяють оцінювати зміни ризику залежно від конфігурації енергоблоку АЕС. При цьому всі зміни, що пов'язані з перенесенням ТОіР з ППР у режим роботи реакторної установки (РУ) на потужності, обґрунтовуються з точки зору їхнього впливу на частоту пошкодження активної зони (ЧПАЗ) та частоту граничного аварійного викиду (ЧГAB).

Порівняльний аналіз вимог до ТОіР, застосованих у світі, з вимогами України

Успішний світовий досвід у частині оптимізації ТОіР сьогодні застосовується Акціонерним товариством «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом»» (АТ «НАЕК «Енергоатом»). Як згадувалось раніше, в Україні був розпочатий проект, спрямований на оптимізацію ТОіР на основі ризик-інформованого управління конфігурацією енергоблоку АЕС.

Пілотним енергоблоком для реалізації зазначеного проекту було обрано енергоблок № 2 Запорізької АЕС (за об'єктивних причин проект призупинено).

Впровадження ризик-інформованих ТОіР для енергоблоку № 2 Запорізької АЕС дозволить:

- підвищити коефіцієнт використання встановленої потужності АЕС за рахунок оптимізації проведення ТОіР із дотриманням обґрунтованого рівня безпеки АЕС;

- скоротити кількість перехідних режимів, що пов'язані з переведенням РУ в регламентований стан «холодний зупин» (у разі закінчення допустимого часу ремонту каналу систем безпеки в умовах роботи РУ на потужності) з подальшим пуском енергоблоку;

- скоротити час ППР;

- скоротити час простою енергоблоку і, як наслідок, збільшити генерацію електроенергії та теплової потужності;

- сповільнити деградацію обладнання за рахунок зменшення кількості перемикачів обладнання.

Для можливості впровадження ризик-інформованих підходів для оптимізації ТОіР, апробованих у США, для АЕС України насамперед необхідно забезпечити відповідність процесу оптимізації ТОіР вітчизняній нормативній базі з ядерної та радіаційної безпеки. На цей час у нормативних документах є певні обмеження на реалізацію модифікацій, які призводять до збільшення значень імовірнісних показників безпеки (у тому числі, коли зміни є відносно малими), що значним чином стримує використання ризик-інформованих підходів у практичній діяльності (НП 306.2.106-2005 [3]).

Нижче наведено особливості державних нормативно-правових актів з ядерної та радіаційної безпеки до оптимізації ТОіР:

Планування ТОіР обладнання систем, важливих для безпеки (СВБ) АЕС, здійснюється на підставі вимог нормативної, технічної, експлуатаційної та ремонтної документації експлуатуючої організації (ЕО),

що визначає комплекс заходів для кожного типу обладнання з урахуванням вимог нормативно-правових актів з ядерної та радіаційної безпеки.

Під час довгострокового планування ТОіР обладнання СВБ АЕС враховуються фактори, важливі для безпеки: кваліфікація та старіння елементів, важливих для безпеки, а також досвід виконання ТОіР та експлуатації.

Під час планування ТОіР обладнання СВБ АЕС забезпечується дотримання меж та умов безпечної експлуатації.

Роботи з ТОіР обладнання СВБ АЕС переважно плануються на період планового попереджувального ремонту енергоблоку та в міжремонтний період.

Зміна терміну проведення, тривалості та обсягу ТОіР, що може призвести до збільшення його обсягу та/або зменшення періодичності, оформлюється відповідно до технічних вимог ЕО.

Збільшення інтервалу та/або періодичності ТОіР і випробувань, які можуть виникнути під час планування ТОіР обладнання СВБ АЕС, обґрунтовується ЕО на основі ймовірнісних та/або детерміністичних аналізів і погоджується з Держатомрегулюванням.

Також діючими нормативними документами регламентується, що під час планування та виконання ТОіР забезпечується:

- дотримання концепції глибокоєшелонованого захисту;

- виконання основних функцій безпеки;

- радіаційний захист персоналу відповідно до оцінених ризиків;

- дотримання принципів культури безпеки.

Планування ТОіР на АЕС України організовано відповідно до [4]. Планування ТОіР має багаторівневий характер і включає розробку графіків ТОіР:

- річних графіків виведення енергоблоків у ППР;

- річних графіків ремонту основного, допоміжного і загальностанційного обладнання;

- місячних графіків (планів) ТОіР основного, допоміжного і загальностанційного обладнання.

Планування ТОіР проводиться з урахуванням:

- структури ремонтного циклу і даних із напрацювання основного обладнання (капітальний ремонт, середній ремонт — середній ремонт — середній ремонт). Середній ремонт енергоблоку проводиться кожен рік, капітальний ремонт проводиться один раз на 4 роки;

- необхідності виконання на АЕС робіт з модернізації, реконструкції обладнання, продовження

терміну експлуатації енергоблоків (визначається перспективними та річними програмами, приписами, спеціальними умовами тимчасових дозволів на експлуатацію енергоблоків, графіками управління ресурсом обладнання тощо);

- термінів та обсягів технічного опосвідчення обладнання та трубопроводів;

- оптимального розподілу ремонтів протягом року.

Номенклатура виконуваних робіт визначається регламентами технічного обслуговування і ремонту обладнання, що визначаються в проекті.

Обсяг ремонту обладнання уточнюється з урахуванням даних про відмови в міжремонтний період, експлуатаційних даних про його технічний стан, результатів перевірок (випробувань) на працездатність, а також даних діагностування обладнання. Зазначені в регламентах обсяги і терміни технічного обслуговування та ремонту можуть бути змінені шляхом оформлення технічного рішення в установленому порядку залежно від фактичного стану систем та обладнання, виходячи з вимог заводів-виробників, даних щодо надійності, досвіду експлуатації, а також під час проведення модернізації систем.

Діюча система планування ТОіР дозволяє застосувати її і в умовах ризик-інформованого ТОіР у частині визначення номенклатури робіт залежно від прийнятого ремонтного циклу, норм часу на виконання робіт, розрахунку трудовитрат, комплектації матеріалів і запасних частин, фінансування.

З метою виявлення всіх наявних обмежень у нормативних документах України, а також вивчення міжнародної практики (зокрема, США) було проведено порівняльний аналіз національних нормативних документів та регулюючих і технічних документів США, а також міжнародних документів Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) і Західно-європейської асоціації ядерних регуляторів (Western European Nuclear Regulators Association, WENRA), детальніше див. [5]. Результати порівняльного аналізу положень нормативних та технічних документів США і України, які стосуються використання ризик-інформованих підходів та проведення ТОіР, наведено в табл. 1.

Результати аналізу можливості застосування ризик-інформованого управління конфігурацією на АЕС України виявив низку застережень/невідповідностей у частині вимог та положень нормативних документів України, які мають бути або усунуті, або належним чином обґрунтовані.

Таблиця 1. Результати порівняння нормативних документів

Сфера застосування	Нормативні документи США	Нормативні документи України	Результати аналізу
Застосування ризик-інформованих підходів	60 FR42622 [6] NUREG-2150 [7]	НП 306.2.141-2008 [8] НП 306.2.162-2010 [9] НП 306.2.217-2017 [10]	Коригувань та доповнень не потребує
Вимоги до граничних умов експлуатації	10 CFR50.36 [11]	НП 306.2.141-2008 [8]	Коригувань та доповнень не потребує
Вимоги до контролю продуктивності або стану конструкцій, систем та елементів (КСЕ) відповідно до встановлених ліцензіатом цілей у спосіб, достатній для забезпечення розумної впевненості, що такі КСЕ здатні виконувати свої функції	10 CFR50.65 [11]	НП 306.2.141-2008 [8]	Коригувань та доповнень не потребує
Вимоги до ризик-інформованої категоризації КСЕ за впливом на безпеку	10 CFR50.69 [11]	НП 306.2.141-2008 [8]	Потребує доповнення в частині альтернативної класифікації КСЕ
Вимоги до умов видачі змін до ліцензії	10 CFR50.92 [11]	НП 306.2.106-2005 [3]	Потребує уточнення критеріїв оцінки впливу модифікацій на безпеку
Вимоги до об'єму та рівня деталізації ІАБ, який використовується в заходах з урахуванням ризику	RG 1.200 [12]	НП 306.2.162-2010 [9] НП 306.2.217-2017 [10]	Національні нормативні документи потребують доопрацювання в частині можливості застосування ризику
Вимоги до аналізу ризику, пов'язаного із запропонованими змінами в проєкті та експлуатації установок	RG 1.174 [13]	НП 306.2.217-2017 [10]	Коригувань та доповнень не потребує
Вимоги до оцінки характеру та впливу запропонованих змін до технологічного регламенту безпечної експлуатації шляхом розгляду технічних питань та застосування оцінки ризику	RG 1.177 [14]	НП 306.2.162-2010 [9] НП 306.2.217-2017 [10]	Необхідно розробити відповідне керівництво
Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень під час випробувань, ремонтів і технічних обслуговувань в умовах роботи енергоблоку на потужності	RG 1.175 [15]	НП 306.2.217-2017 [10]	Нормативні документи містять вимоги щодо проведення ТОiР систем та елементів, що працюють із дотриманням меж безпечної експлуатації, які відображено в технологічному регламенті безпечної експлуатації. Проте зазначені вимоги потребують доповнення щодо можливості застосування оцінки ризику. Також необхідно розробити відповідне керівництво

За результатами аналізу нормативної документації України сформульовано низку змін, якими необхідно доповнити документи для можливості впровадження ризик-інформованих ТОіР:

доповнення НП 306.2.141-2008 [8] вимогами щодо альтернативної класифікації КСЕ з використанням оцінки ризиків;

доповнення НП 306.2.141-2008 [8] визначенням та критеріями за частотою раннього аварійного викиду; зміни в НП 306.2.141-2008 [8] щодо альтернативних до проекту вимог до ТОіР;

уточнення в НП 306.2.106-2005 [3] щодо оцінки впливу модифікацій на безпеку;

доповнення НП 306.2.217-2017 [10] вимогами до критеріїв для оптимізації ТОіР у частині можливого виконання на потужності та їхньої тривалості.

Додатково ЕО доцільно внести зміни в стандарти підприємства в частині можливості реалізації проекту оптимізації ТОіР на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС, а також внести відповідні зміни в проектну та експлуатаційну документацію.

Для оцінки можливості застосування досвіду США для АЕС України також було виконано порівняльний аналіз критеріїв безпеки, які використовуються при оптимізації ППР на АЕС США.

Під час виконання цього аналізу приймалося до уваги, що в процедурі (методиці) оптимізації ремонту та ТО, що застосована для АЕС США, використовуються зазначені нижче критерії, за допомогою яких виконується оцінка (моніторинг) зростання ризику під час виконання ремонтів систем безпеки на потужності.

Імовірність пошкодження активної зони (CDP) — це інтегральне значення ЧПАЗ (CDF) за період часу.

Додаткова частота пошкодження активної зони (Incremental Core Damage Frequency, ICDF) — значення збільшення частоти, у порівнянні з базовим значенням ЧПАЗ (CDF), без урахування ремонтів, після якого можливе пошкодження активної зони (відпрацьованого палива).

Умовна ймовірність пошкодження активної зони (CCDP) — визначається шляхом перемноження частоти пошкодження активної зони (відпрацьованого палива), яка відповідає конфігурації АЕС під час ремонту, на часовий інтервал ремонту.

Додаткова ймовірність пошкодження активної зони (ICDP) — інтеграл ICDF за проміжок часу. Імовірність великого аварійного викиду (LERP) — це інтегральне значення частоти раннього аварійного викиду (LERF) за період часу.

У табл. 2 наведено результати порівняльного аналізу цільових критеріїв безпеки для ІАБ у нормативних документах США та України.

На основі інформації, наведеної в табл. 2, варто констатувати:

в основі методології оптимізації ТОіР, яка використовується в США, лежать критерії, засновані на частоті пошкодження активної зони (CDF) та частоті раннього аварійного викиду (LERF);

порівняльний аналіз цільових критеріїв безпеки, що використовуються в Україні та США, показав однаковий підхід у частині використання критерію за частотою пошкодження активної зони та різні підходи в частині аварійного викиду. Зокрема, в Україні використовується ЧГАВ, у той час як у США використовується як частота великого викиду (LRF), так і частота раннього аварійного викиду (LERF). Визначенню ЧГАВ більше відповідає визначення LRF.

Висновки

Використання ризик-інформованих підходів та проведення ТОіР (використання імовірнісних оцінок ризику для оптимізації ТОіР) може виконуватись за такими напрямками:

перегляд регламентного часу виведення з роботи обладнання СВБ АЕС у випадку планування проведення ТОіР під час роботи РУ на потужності або відмови чи незапланованої неготовності обладнання під час роботи РУ на потужності;

перенесення виконання ТОіР обладнання СВБ АЕС на період роботи РУ на потужності, ризик-інформоване управління конфігурацією АЕС;

збільшення інтервалу періодичності опробувань.

Оптимізація ТОіР обладнання СВБ АЕС має виконуватись із дотриманням таких принципів, установлених у нормативно-правових актах України:

дотримання критеріїв безпеки;

дотримання критеріїв ризик-інформованого прийняття рішення;

дотримання вимог нормативно-правових актів з ядерної та радіаційної безпеки;

забезпечення реалізації стратегії глибокоешелюваного захисту незалежно від значення ризику;

дотримання меж безпечної експлуатації;

забезпечення технічної якості ймовірнісного та детерміністичного аналізу безпеки.

Загальний порядок обґрунтування має складатись з окремих етапів, зокрема:

Таблиця 2. Порівняння цільових критеріїв безпеки для ІАБ у нормативних документах США та України

НП 306.2.141-2008	REGULATORY GUIDE1.174 [13]	NUREG/CR-6595	REGULATORY GUIDE1.200 [12]
ЧПАЗ			
АЕС відповідає вимогам безпеки, якщо в результаті прийнятих у проєкті технічних і організаційних заходів досягнута базова мета безпеки. Критеріями безпеки для діючих енергоблоків АЕС є неперевищення оціненого значення частоти важкого пошкодження активної зони 10^{-4} 1/рік. Необхідно прагнути того, щоб оцінене значення частоти такого пошкодження не перевищувало 10^{-5} 1/рік	Частота пошкодження активної зони — сума частот аварій, які зумовлюють оголення та перегрів активної зони, що, у свою чергу, призводить до окислення оболонок твелів та важкого пошкодження активної зони	—	—
ЧГАВ			
Граничний аварійний викид — аварійний викид радіоактивних речовин у випадку аварії, за якого на межі санітарно-захисної зони АЕС створюються умови, що вимагають евакуації населення	Визначається як сума частот усіх аварій, які призводять до швидкого неконтрольованого викиду летючих продуктів поділу з контейнмента в навколишнє середовище, протягом часу до виконання заходів з протиаварійного регулювання та захисних заходів за межами майданчика АЕС. Загалом до таких аварій належать радіоактивні викиди з «ранньою» відмовою контейнмента (до або одразу після відмови корпусу реактора), важкі аварії, що пов'язані з байпасуванням контейнмента або з його неізоляцією	Припущення щодо визначення «ранніх» та «пізніх» відмов контейнмента. Відмови контейнмента можуть бути таких категорій: 1) рання відмова або байпас (потенційно призводять до раннього великого викиду); 2) пізня відмова або збереження цілісності (потенційно не призводять до раннього великого викиду); 3) пізня відмова з неможливістю евакуації внаслідок сейсмічних впливів або впливу вітру (розглядається як внесок до LERF); 4) ранні збитки, зумовлені перешкодою для евакуації при сейсмічних подіях та сильних вітрах (для оцінки LERF ця категорія вважається внеском у LERF)	Частота великого викиду (LRF) — використовується як показник ризику для проєктної сертифікації (design certification, DC) реакторних установок LWR. Частота раннього аварійного викиду (LERF) — визначається як сума частот аварій, які призводять до швидкого, некерованого радіоактивного викиду летючих продуктів поділу з контейнмента в навколишнє середовище до впровадження ефективних дій з аварійного реагування та захисних дій, що може призвести до раннього впливу на здоров'я
Неперевищення значення частоти граничного аварійного викиду радіоактивних речовин у довкілля для діючих АЕС установлюється на рівні не більше, ніж 10^{-5} 1/рік. Необхідно прагнути того, щоб значення такого показника не перевищувало 10^{-6} 1/рік	—	—	—

визначення переліку обладнання СВБ АЕС для оптимізації;

розроблення/доопрацювання ймовірнісної моделі, зокрема формування моделі для ризик-монітора;

визначення кількісних показників поточного ризику конфігурацій АЕС та проведення якісної оцінки ризику;

оцінка дотримання ймовірнісних і детерміністичних критеріїв;

застосування компенсуючих заходів для зниження ризику (у разі виявлення умов для необхідності їхньої реалізації);

моніторинг ефективності реалізації.

В умовах ризик-інформованого прийняття рішень визначаються критерії прийнятності, яким має відповідати рішення. До таких критеріїв прийнятності належать:

вимоги норм, правил та стандартів з ядерної та радіаційної безпеки — виконується аналіз нормативно-правового акта для визначення нормативних вимог, що стосуються рішення;

детерміністичні вимоги — визначаються критерії прийнятності, спрямовані на забезпечення відповідності ризик-інформованого рішення загальним принципам безпеки;

ймовірнісні вимоги — визначаються критерії, спрямовані на забезпечення відповідності ризик-інформованого рішення;

інші критерії прийнятності — зокрема (але не обмежуючись) радіаційний вплив на персонал АЕС та довкілля, експлуатаційні витрати, урахування досвіду експлуатації, забезпечення фізичного захисту, зменшення обсягів радіоактивних відходів.

Критерії прийнятності визначаються для кожного предмета ризик-інформованого рішення з урахуванням специфічних особливостей рішення.

Для кожного варіанта ризик-інформованого рішення виконуються оцінки дотримання критеріїв прийнятності.

Для обґрунтування дотримання детерміністичних вимог підтверджується таке:

зберігається баланс між запобіганням важкому пошкодженню активної зони і запобіганням виходу радіоактивних речовин у довкілля та пом'якшенням наслідків;

забезпечується виконання функцій безпеки з необхідним резервуванням та незалежністю систем;

зберігається захист від можливих відмов через загальні причини та виконується оцінка можливості появи нових механізмів відмов через загальні причини;

відсутнє зниження незалежності фізичних бар'єрів безпеки;

забезпечується захист від помилок персоналу;

забезпечується дотримання критеріїв прийнятності детерміністичного аналізу безпеки, прийнятих під час розробки звіту з аналізу безпеки, з урахуванням невизначеності аналізу.

Для обґрунтування дотримання ймовірнісних вимог підтверджується таке:

дотримуються ймовірнісні показники прийнятих ризик-інформованих рішень;

забезпечується достатній обсяг, рівень деталізації та технічна якість ІАБ для оцінки ризик-інформованого рішення;

виконується ідентифікація та аналіз наявних невизначеностей моделювання в частині вихідних даних, припущень моделювання та обсягу аналізу, а також стохастичного характеру ймовірнісних процесів. Невизначеності враховуються під час прийняття ризик-інформованого рішення.

У процесі реалізації ризик-інформованого рішення проводиться постійний моніторинг для оцінки реального впливу та наслідків рішення. Мета моніторингу полягає в тому, щоб упевнитися, що ризик-інформоване рішення коректно реалізовано й не призводить до несприятливих і небажаних результатів, які впливають на безпеку та експлуатацію АЕС. Оцінка фактичного впливу рішення на безпеку або експлуатацію енергоблоку виконується із застосуванням кількісних та якісних критеріїв прийнятності. Додатково можуть бути встановлені критерії прийнятності для оцінки досвіду експлуатації енергоблоку АЕС з урахуванням реалізованого рішення. За результатами моніторингу робиться висновок або щодо коректності рішення, або щодо необхідності його заміни на інше рішення, або щодо скасування.

Розробляється план впровадження та моніторингу ризик-інформованого рішення з визначенням термінів та обсягу реалізації, а також його впливу на зміни в надійності систем та елементів, яких стосується ризик-інформоване рішення. Для практичних завдань із високим ступенем невизначеності або впливом на різні споруди, системи й елементи застосовується поетапний підхід впровадження рішення.

Список використаної літератури

1. Енергоатом. Національна атомна енергогенеруюча компанія. Про Компанію. — Режим доступу: <https://mind.ua/companies/350-energoatom>.

2. Diablo Canyon Power Plant Departmental administrative procedure AD7.DC6. On-Line Maintenance Risk Management.
3. НП 306.2.106-2005. Вимоги до проведення модифікацій ядерних установок та порядку оцінки їх безпеки. — Київ : Державна інспекція ядерного регулювання України, 2008. — 35 с.
4. СОУ НАЕК 033:2021. Технічне обслуговування і ремонт. Правила організації технічного обслуговування і ремонту обладнання енергоблоків та загальностанційного обладнання атомних електростанцій. — НАЕК «Енергоатом», 2021. — 46 с.
5. Технічний звіт «Аналіз національних регулюючих вимог у порівнянні із документами США з метою визначення обсягу коригувань для оптимізації ТОiP на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС». — ДНТЦ ЯРБ, 2018. — 133 с.
6. 60 FR42622. Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement // Federal Register. — 1995. — Vol. 60, iss. 158. — P. 42622–42629.
7. NUREG-2150. A Proposed Risk Management Regulatory Framework. — US NRC, 2012. — 318 p.
8. НП 306.2.141-2008. Загальні положення безпеки атомних станцій. — Київ : Державна інспекція ядерного регулювання України, 2008. — 35 с.
9. НП 306.2.162-2010. Вимоги до оцінки безпеки атомних станцій. Затверджені Наказом № 123 «Про затвердження Вимог до оцінки безпеки атомних станцій» від 22.09.2010 р., зі змінами, внесеними згідно з Наказом Державної інспекції ядерного регулювання № 15 (z0303-16) від 11.02.2016 р.
10. НП 306.2.217-2017. Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій. Затверджені Наказом № 443 «Про затвердження Вимог до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій» від 01.12.2017 р.
11. Requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power plants // Code of Federal Regulations (CFR). — Available at: <https://www.govinfo.gov/content/pkg/CFR-2018-title10-vol1/xml/CFR-2018-title10-vol1-sec50-65.xml>.
12. An approach for determining the technical adequacy of probabilistic risk assessment results for risk-informed activities. Regulatory Guide 1.200. — US NRC, 2009. — 191 p.
13. An approach for using probabilistic risk assessment in risk-informed decisions on plant-specific changes to the licensing basis. Regulatory Guide 1.174. — US NRC, 2011. — 37 p.
14. An approach for plant-specific, riskinformed decisionmaking: technical specifications. Regulatory Guide 1.177. — US NRC, 2011. — 38 p.
15. An approach for plant-specific, riskinformed decision-making: inservice testing. Regulatory guide 1.175. — US NRC. — 2011. 38 p.

A. O. Ostapovets, V. I. Konshin

National Technical University of Ukraine “Ihor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute”, 37, Beresteiskyi Ave, Kyiv, 03056, Ukraine

Research of Methods and Means of Operation Efficiency Increase of NPP Power Units Due to the Optimization of Repairs

The current state of nuclear energy in Ukraine is considered. It was determined that the most acceptable method of increasing the efficiency of nuclear power plants is to reduce the duration of repairs. The analysis of methods of optimization of maintenance and repairs was carried out. An analysis of the experience of using risk-informed approaches to maintenance and repairs in the world was performed. In particular, in such countries as Bulgaria, the Czech Republic, and the USA. General approaches to the process of risk-informed management of the configuration of the NPP power unit are considered. The experience of applying risk-informed configuration management in the USA is analyzed in more detail.

The current state of measures to implement the optimization of technical maintenance and repairs at JSC NNEGC “Energoatom” was considered. An analysis of compliance with the process of optimization of maintenance and repairs with the national regulatory base on nuclear and radiation safety was performed. The results of the analysis of the existing approaches of JSC NNEGC “Energoatom” to the planning of technical maintenance and repairs and the development of schedules for periodic repairs are also given.

The results of a comparative analysis of national regulatory documents with regulatory and technical documents of the United States, as well as with international documents of the IAEA and WENRA are given. Several inconsistencies in terms of regulatory requirements have been identified, which must either be eliminated or properly substantiated for the possibility of implementing risk-informed approaches to maintenance and repairs.

A comparative analysis of the safety criteria used in the optimization of maintenance and repairs at the US nuclear power plants was performed. The acceptability criteria that a risk-informed decision must meet and the procedure for substantiating compliance with the acceptability criteria have been analyzed.

Keywords: operation of NPP power units, optimization of maintenance and repairs, risk-informed decision-making, acceptance criteria.

References

1. SE NNEGC "Energoatom". About the Company. Available at: <https://mind.ua/companies/350-energoatom>. (in Ukr.)
2. *Diablo Canyon Power Plant Departmental administrative procedure AD7.DC6. On-Line Maintenance Risk Management*.
3. NP 306.2.106-2005. *Requirements for carrying out modifications of nuclear installations and the procedure for assessing their safety*. Kyiv: State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine, 2008, 35 p. (in Ukr.)
4. SOU NAEK 033:2021. *Maintenance and repair. Rules for the organization of maintenance and repair of power unit equipment and general plant equipment of nuclear power plants*. SE NNEGC "Energoatom", 2021, 46 p. (in Ukr.)
5. *Analysis of national regulatory requirements in comparison with US documents in order to determine the scope of adjustments for maintenance and repair optimization based on risk-informed management of NPP configuration*. Technical report. SSTC NRS, 2018, 133 p. (in Ukr.)
6. Nuclear Regulatory Commission (1995). 60 FR42622. *Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities*; Final Policy Statement. Federal Register, vol. 60, iss. 158, pp. 42622–42629.
7. NUREG-2150. *A Proposed Risk Management Regulatory Framework*. US NRC, 2012, 318 p.
8. NP 306.2.141-2008. *General safety provisions of nuclear power plants*. State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine, 2008, 35 p. (in Ukr.)
9. NP 306.2.162-2010. *Requirements for safety assessment of nuclear power plants*. State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine, 2010, 28 p. (in Ukr.)
10. NP 306.2.217-2017. *Requirements for risk-informed decision-making on the safety of nuclear plants*. State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine, 2017, 21 p. (in Ukr.)
11. Code of Federal Regulations (CFR). Title 10, part 50.65. *Requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power plants*. Available at: <https://www.govinfo.gov/content/pkg/CFR-2018-title10-vol1/xml/CFR-2018-title10-vol1-sec50-65.xml>.
12. *An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities*. Regulatory Guide 1.200. US NRC, 2009, 191 p.
13. *An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis*. Regulatory Guide 1.174. US NRC, 2011, 37 p.
14. *An approach for plant-specific, riskinformed decisionmaking: technical specifications*. Regulatory Guide 1.177. US NRC, 2011, 38 p.
15. *An approach for plant-specific, riskinformed decisionmaking: inservice testing*. Regulatory guide 1.175. US NRC, 2011, 38 p.

Надійшла 09.11.2023

Received 09.11.2023

Д. І. Хвалін

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

Особливості експлуатації турбогенераторів атомних електростанцій України

Ключові слова:

потужний турбогенератор,
атомна електростанція,
технічний стан,
конструкція,
безпека,
надійність,
ефективність

Показано, що збільшення кількості пошкоджень турбогенераторів енергоблоків атомних електростанцій України відбувається з причини відпрацювання або наближення до закінчення їхнього ресурсу експлуатації. Крім цього, деякі з цих генераторів працюють у маневрених режимах, що негативно впливає на їхній технічний стан. Відповідно до статистики експлуатації потужних турбогенераторів на атомних електростанціях України та за кордоном визначено найненадійнішу їхню конструкцію. Також показано основні причини порушення роботи турбогенераторів енергоблоків атомних електростанцій України та можливі шляхи підвищення їхньої надійності, безпеки й ефективності експлуатації.

Вступ

До 24.02.2022 р. понад 55 % електроенергії в Україні вироблялося енергоблоками атомних електростанцій (АЕС), з яких 2 експлуатуються з водо-водяними енергетичними реакторами типу ВВЕР-440 і 13 — з реакторами типу ВВЕР-1000. На всіх енергоблоках функціонує 17 турбогенераторів (ТГ) трьох типів виробництва колишнього ленінградського виробничого електромашинобудівного об'єднання «Електросила» (на сьогодні — завод «Електросила», філіал відкритого акціонерного товариства (ВАТ) «Силові машини», м. Санкт-Петербург, Росія), з яких 4 мають потужність 220 МВт і 13 — потужність 1000 МВт.

Переважна частина вироблення електроенергії забезпечується ТГ потужністю 1000 МВт, конструкція яких передбачає безпосереднє водяне охолодження обмотки статора (ОС) та водневе охолодження осердя статора й обмотки ротора. На енергоблоках № 1 і 2 Південноукраїнської АЕС (перший блок уведено в експлуатацію у грудні 1984 р.) та № 1–6 Запорізької АЕС (перший блок уведено в експлуатацію у грудні 1982 р.) встановлено 8 чотириполюсних («тихохід-

них») ТГ типу ТВВ-1000-4УЗ із частотою обертання 1500 об./хв. На енергоблоках № 1 і 2 Хмельницької АЕС (перший блок уведено в експлуатацію у грудні 1986 р.), № 3 Південноукраїнської АЕС (уведено в експлуатацію у вересні 1989 р.) та № 3 і 4 Рівненської АЕС (перший блок уведено в експлуатацію у грудні 1986 р.) працюють 5 двополюсних («швидкохідних») ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ із частотою обертання 3000 об./хв.

Більшість ТГ відпрацювала або наближається до закінчення свого ресурсу, тому останнім часом відмови в роботі генеруючого обладнання АЕС відбуваються частіше. За таких умов здебільшого причинами цих відмов стають фактори, які на початку експлуатації ТГ не спостерігалися. Це підвищена вібрація елементів конструкції статора, зокрема в торцевій зоні генератора, яка в деяких випадках призводить до руйнування стяжних призм, зубців крайніх пакетів статора, а також до появи тріщин у з'єднувальних шинах ОС, через які витікає охолодний дистилат, здатний зволожити та замкнути вивідні кінці ОС і зумовити коротке замикання. Вібрація статора ТГ, яка є причиною сил віброзбудження електромагнітного та механічного походження, обумовлена послабленням

© Д. І. Хвалін, 2024

ущільнення (клинів) стержнів статора в пазу, послабленням кріплення та забрудненням лобових частин ОС, а також зношенням і зміною фізико-хімічних властивостей ізоляції. Підвищена вібрація прямо чи опосередковано свідчить про накопичення втомних комплексувальних матеріалів, теплового циклічного навантаження, втрату заземлення стержнів обмотки та осердя статора, утворення тріщин в ізоляції, ушкодження елементів кріплення, відшаровування, зменшення електричної та механічної надійності ізоляції, наявність розрядів (у пазу та лобових частинах обмотки), пробій ізоляції, перегрів, здрибнення матеріалу, витікання холодоагентів (води чи водню) в системі охолодження тощо. Також важливою є обставина, що ОС генераторів типу ТВВ-1000 має внутрішнє водяне охолодження, а це впливає на динамічні властивості обмотки та з'єднувальних шин, які знаходяться в середовищі водню під тиском 4,5 атм.

З усіх ТГ енергоблоків АЕС найненадійнішими є машини потужністю 1000 МВт у дво полюсному виконанні, що є додатковим джерелом небезпеки та неефективного функціонування станцій у цілому. Відповідно до висновку заводу-виробника основною причиною низької надійності їхньої роботи є те, що «ці генератори були спроектовані й виготовлені в габаритах генераторів потужністю 800 МВт, водночас обов'язковий цикл дороблення конструкції на електростанціях, що практикується всіма світовими фірмами для ТГ нового типу, для них не виконувався» (з протоколу засідання Науково-технічної ради Міністерства палива та енергетики України від 26.06.2006 р.). Загалом послаблення кріплення лобових частин ОС у вихідній конструкції ТГ типу ТВВ-1000-2У3 є наслідком як підвищених у 1,56 раза динамічних зусиль між стержнями, так і недоліками конструкції та технології кріплення лобових частин. Зростання динамічних зусиль обумовлене підвищенням потужності ТГ з 800 до 1000 МВт за умов незмінної (24 кВ) напруги ОС і збільшеного на 25 % струму статора. Водночас кріпильний лавсановий шнур термічно не оброблений, що є однією з причин «крихкості» конструкції. Складання шин на натискній плиті знаходиться під дією вібромеханічних зусиль, що мають різні закономірності. Ці сили відмінні не тільки за амплітудою, але й за фазою, що зумовлює згинальні напруження з частотою 100 Гц. Якщо показники вібрації перевищують допустимі границі чи близькі до цієї границі, задля уникнення зупину ТГ (та відповідного відключення енергоблоку) на АЕС України здійснюється зниження потужності, а по-

шкодження усуваються під час найближчого планово-відновлювального ремонту. Як правило, у випадку перевищення значення вібрації за допустимої границі в межах, близьких до цієї границі ($\pm 5\%$), зниження активної потужності ТГ становить із 1000 до 850 МВт. На енергоблоці № 3 Рівненської АЕС унаслідок підвищеної вібрації відповідно до параметрів механічного контролю це зниження досягає 650 МВт [1].

Чотириполюсні ТГ енергоблоків АЕС України виконані на основі конструкції дво полюсних генераторів відповідної серії, але з іншою кількістю неявних полюсів ротора, що й забезпечує різну частоту обертання. Так, ТГ типу ТВВ-1000-4У3 мають 4 полюси на роторі та частоту обертання 1500 об./хв, а ТГ типу ТВВ-1000-2У3 — відповідно 2 полюси та частоту обертання 3000 об./хв. Оскільки колова швидкість ротора «тихохідних» генераторів у 2 рази нижча порівняно з дво полюсними, це призводить до зменшення механічного напруження відцентрових сил у масиві ротора та, як наслідок, підвищення надійності. Головною ж особливістю конструкції «тихохідних» ТГ є те, що діаметр ротора таких генераторів приблизно в $\sqrt{2}$ рази більший, ніж діаметр ротора дво полюсних («швидкохідних»), що дозволяє знизити відносну довжину та підвищити його вібростійкість. Проте більший діаметр ротора не зумовлює збільшення зовнішнього діаметра та маси осердя статора, оскільки за рахунок чотириполюсної конструкції ротора зменшення магнітного потоку на полюс дозволяє знизити висоту ярма осердя. Як результат, зовнішній діаметр чотириполюсного ТГ не набагато більший, ніж дво полюсного, що дало змогу застосувати жорстке кріплення осердя до корпусу статора. За рахунок меншого полюсного ділення довжина лобових частин ОС чотириполюсних ТГ суттєво менша, ніж у дво полюсних, що зумовлює зниження електромагнітного зусилля в лобових частинах обмотки, їхньої вібрації, а також електродинамічного зусилля, що виникає за умов можливого раптового короткого замикання. Крім цього, під час обертання ротора на осердя статора «тихохідного» ТГ діє зусилля від магнітного тяжіння у двох взаємно перпендикулярних напрямках, тому сумарна вібрація активної сталі статора є меншою в $\sqrt{2}$ рази порівняно з дво полюсним генератором [2]. Тому «тихохідні» ТГ з точки зору рівня вібрації є надійнішими порівняно зі «швидкохідними».

Зупин ТГ енергоблоку АЕС під час експлуатації є раптовою втратою навантаження для реактора, що вимагає його негайного охолодження до нижчого критичного рівня. Такі режими вважаються аварійними

внаслідок короткочасної зміни температури активної зони реактора, що знижує ресурс елементів і вузлів її конструкції. У цілому надійність та ефективність експлуатації енергоблоку АЕС залежить від показників надійності кожного елемента технологічного ланцюга перетворення енергії «ядерний реактор — парогенератор — турбіна — генератор — блоковий трансформатор». Відповідно до аналізу інцидентів, обумовлених позаплановими відключеннями енергоблоків від мережі та зниженням навантаження, переважна частина (від 30 до 70 %) аварій зумовлена недостатньою надійністю електротехнічного обладнання. Найбільша частка в недовиробітку електроенергії з причини поломки обладнання припадає на ТГ (до 70–80 %), пристрої релейного захисту й автоматики (до 15 %), вимірювальні трансформатори (до 7,5 %), електропривод (5,8 %) і силові трансформатори (до 2,5 %) [3].

У табл. 1 наведено усереднені за весь період експлуатації значення недовиробітку електроенергії за добу через позапланові відключення енергоблоків АЕС, у тому числі з причини зупину ТГ, а також відповідні фінансові збитки (за фіксованої ціни 0,02 USD за 1 кВт·год). Необхідно зауважити, що наведені далі розрахунки відображають реальні дані тільки з якісного боку, оскільки кількісне врахування зміни тривалості позапланових відключень енергоблоків і варіації ціни електроенергії за весь період експлуатації АЕС недоцільне з причини відсутності впливу на достовірність отриманих результатів щодо порівняння ефективності ТГ, яка визначається за рівних умов для всіх їхніх типів, тобто головним показником під час аналізу є фактична номінальна потужність ТГ.

Таким чином, приблизний загальний за всіма енергоблоками АЕС недовиробіток електроенергії протягом доби становить 114 583,3 МВт, що відповідає орієнтовній вартості 2291,7 тис. USD. Загалом енергоблоки АЕС в Україні введено в експлуатацію приблизно 40 років тому. З причини зупину ТГ недовиробіток електроенергії за добу становить 47 413,2 МВт, що орієнтовно відповідає 948,3 тис. USD. Тобто загальна частка ТГ у недовиробітку електроенергії енергоблоками АЕС становить 41,38 %. Складово кожного типу ТГ від загальної частки така: ТВВ-220-2АУЗ — 1,34 %, ТВВ-1000-4УЗ — 29,17 %, ТВВ-1000-2УЗ — 69,49 %.

Відповідно до даних табл. 1 можна провести такий аналіз.

Експлуатація всіх ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ на енергоблоках АЕС України в середньому за весь свій період обумовила протягом доби недовиробіток електроенергії 36 291,2 МВт, що відповідає орієнтов-

ній вартості 725,9 тис. USD. З урахуванням затрат на ремонтно-відновлювальні роботи та відповідні витратні матеріали загальні фінансові збитки від зупину ТГ орієнтовно можна оцінити шляхом подвоєння збитків тільки від недовиробітку електроенергії [4]. Тобто недовиробіток електроенергії 36 291,2 МВт, що орієнтовно відповідає 725,9 тис. USD, обумовлює загальні фінансові збитки 1451,8 тис. USD за умов цього недовиробітку з причини зупину потужного генератора. Також для ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ необхідно врахувати витрати на їхню модернізацію. Оскільки на енергоблоках АЕС України працює 5 таких ТГ, усереднено кожен з них обумовлює недовиробіток електроенергії 7258,24 МВт, що орієнтовно відповідає 145,18 тис. USD, тобто загальні фінансові збитки становлять 291 тис. USD. Кожен ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ у середньому за добу не експлуатується 30 % часу, тобто 7,2 год. Загалом 1 доба експлуатації такого ТГ зумовлює збитки, які орієнтовно можна оцінити як 1 % його ціни, а загальні витрати за 100 діб експлуатації відповідають ціні генератора. Але з урахуванням номінальної потужності цей генератор за 830 діб в умовах такої експлуатації буде виробляти стільки електроенергії, вартість якої відповідає його ціні. Ці розрахунки усереднені, а найбільшу складову від загальної частки недовиробітку електроенергії з причини зупину ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ мають такі енергоблоки: № 4 Рівненської АЕС — 100 %, № 2 Хмельницької АЕС — 98,1 %, № 3 Південноукраїнської АЕС — 84,4 %. Тобто для цих енергоблоків наведені вище показники будуть ще більшими.

Експлуатація всіх ТГ типу ТВВ-1000-4УЗ на енергоблоках АЕС України в середньому за весь свій період обумовила протягом доби недовиробіток електроенергії 11 085,1 МВт, що відповідає орієнтовній вартості 221,7 тис. USD, і спричиняє загальні фінансові збитки 443,4 тис. USD. Оскільки на енергоблоках АЕС України працює 8 таких ТГ, усереднено кожен з них обумовлює недовиробіток електроенергії 1385,64 МВт, що орієнтовно відповідає 27,71 тис. USD, тобто загальні фінансові збитки становлять 55,42 тис. USD. Кожен ТГ типу ТВВ-1000-4УЗ в середньому за добу не експлуатується 5,8 % часу, тобто 1,4 год. У цілому 1 доба експлуатації такого ТГ зумовлює збитки, які орієнтовно можна оцінити як 0,18 % його ціни, а загальні витрати за 550 діб експлуатації відповідають ціні генератора. Але з урахуванням номінальної потужності цей генератор за 80 діб в умовах такої експлуатації буде виробляти стільки електроенергії, вартість якої відповідає його ціні. Ці розрахунки

Таблиця 1. Позапланові відключення енергоблоків АЕС України, у тому числі з причини зупину ТГ

Енергоблок	Середній недовиробіток електроенергії за добу через позапланові відключення, МВт		Фінансові збитки, тис. USD	
	всього	у тому числі з причини зупину ТГ		
№ 1 Рівненської АЕС	339,2	18,3	6,8	0,4
№ 2 Рівненської АЕС	1035,8	18,6	20,7	0,4
№ 3 Рівненської АЕС	10 208,3	4001,7	204,2	80
№ 4 Рівненської АЕС	2958,3	2958,3	59,2	59,2
№ 1 Запорізької АЕС	10 583,3	1164,2	211,7	23,3
№ 2 Запорізької АЕС	13 000	2171	260	43,4
№ 3 Запорізької АЕС	2750	957	55	19,1
№ 4 Запорізької АЕС	4541,7	2293,6	90,8	45,9
№ 5 Запорізької АЕС	2708,3	208,5	54,2	4,2
№ 6 Запорізької АЕС	916,7	41,3	18,3	0,8
№ 1 Південноукраїнської АЕС	13 500	3955,5	270	79,1
№ 2 Південноукраїнської АЕС	17 291,	294	345,8	5,9
№ 3 Південноукраїнської АЕС	79875	8334,5	197,5	166,7
№ 1 Хмельницької АЕС	7125	3583,9	142,5	71,7
№ 2 Хмельницької АЕС	17 750	17 412,8	355	348,3
Всього	114 583,3	47 413,2	2291,7	948,3

Примітка. Інформацію наведено станом на 01.01.2022 р.

усереднені, а найбільшу складову від загальної частки недовиробітку електроенергії з причини зупину ТГ типу ТВВ-1000–4УЗ мають такі енергоблоки: № 4 Запорізької АЕС — 50,5 %, № 3 Запорізької АЕС — 34,8 %, № 1 Південноукраїнської АЕС — 29,3 %. Найменшу складову має енергоблок № 2 Південноукраїнської АЕС — 1,7 %.

Експлуатація ТГ типу ТВВ-220–2АУЗ на енергоблоках АЕС України в середньому за весь свій період обумовила протягом доби недовиробіток електроенергії 36,9 МВт, що відповідає орієнтовній вартості 0,8 тис. USD і загальним фінансовим збиткам 1,6 тис. USD. Оскільки на енергоблоках АЕС України працює 4 таких ТГ, усереднено кожен з них обумовлює недовиробіток електроенергії в 9,23 МВт, що орієнтовно відповідає 0,2 тис. USD, тобто загальні фінансові збитки становлять 0,4 тис. USD. Кожен ТГ типу ТВВ-220–2АУЗ в середньому за добу не експлуатується 0,17 % часу, тобто близько 3 хв. У цілому 1 доба експлуатації такого ТГ зумовлює збитки, які орієнтовно можна оцінити як 0,003 % його ціни, а загальні витрати за 30 000 діб (більше 80 років) експлуатації відповідають ціні генератора. Але з урахуванням

номінальної потужності цей генератор за 114 діб в умовах такої експлуатації буде виробляти стільки електроенергії, вартість якої відповідає його ціні. Ці розрахунки усереднені, складові від загальної частки недовиробітку електроенергії з причини зупину ТГ типу ТВВ-220–2УЗ на енергоблоках такі: № 1 Рівненської АЕС — 5,4 %, № 2 Рівненської АЕС — 1,8 %.

Таким чином, з одного боку, чим потужніший ТГ, тим більшу кількість електроенергії він може виробити, а з іншого — його зупин спричиняє значний її недовиробіток і відповідні фінансові збитки. Так, ТГ типу ТВВ-1000–2УЗ фактично виробляє в 3,2 раза більше електроенергії, ніж ТГ типу ТВВ-220–2АУЗ (замість 4,5 раза відповідно до номінальної потужності), але зумовлює фінансові збитки через її недовиробіток у 730 разів більші. А ТГ типу ТВВ-1000–4УЗ фактично виробляє в 4,3 раза більше електроенергії, ніж ТГ типу ТВВ-220–2АУЗ, водночас обумовлює фінансові збитки з причини її недовиробітку більші в 138 разів.

На практиці відповідно до ГОСТ 533-2000 за основні показники надійності генераторів прийнято напрацювання на відмову в роботі T та коефіцієнт готовності K_r . Для генераторів потужністю понад

350 МВт коефіцієнт K_r повинен бути не нижчим 0,995 (99,5 %), а напрацювання T — не менше 18 000 год. Від самого початку введення в експлуатацію ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ на АЕС України спостерігалися низькі показники їхньої надійності: усереднена питома пошкоджуваність становить 0,476 на період експлуатації за (календарний) рік, що на порядок більше цього показника для ТГ типу ТВВ-1000-4УЗ (0,05). Так, за період 1986–1993 рр. усереднений за енергоблоками АЕС України коефіцієнт K_r мав значення 0,963–0,955 (96,3–95,5 %), відповідно, у 2006 р. цей коефіцієнт зменшився до 0,714 (71,4 %), станом на початок 2022 р. — до 0,665 (66,5 %). Усереднене напрацювання T для ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ енергоблоків АЕС України — менше 15 000 год (для ТГ енергоблоків № 3 і 4 Рівненської АЕС — менше 5000 год).

Зростання вироблення електроенергії на енергетичному об'єкті характеризується збільшенням коефіцієнта використання встановленої потужності K_v . Для АЕС світу коефіцієнт K_v досягає 80 %, а на деяких АЕС перевищує 90 %. Станом на 2006 р. усереднений за енергоблоками АЕС України коефіцієнт K_v мав значення 68,9 %, а для всіх електростанцій України — тільки 37,4 % (у період 1980–1990 рр. цей показник становив 69 %). Це зумовлено значним часом як планових, так і позапланових ремонтів. Як приклад, за останні 10 років спостерігається тенденція значного зниження коефіцієнта m для ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ: для енергоблоку № 3 Рівненської АЕС на 15,4 %, енергоблоку № 3 Південноукраїнської АЕС на 11,4 %. Необхідно зазначити, що підвищення коефіцієнта K_v енергоблоків АЕС України на 7 % для країни рівнозначно побудові нового енергоблоку потужністю 1000 МВт вартістю близько 5 млрд USD. Справедливе й протилежне твердження: зниження коефіцієнта K_v для АЕС України на 7 % відповідає втраті енергоблоку потужністю 1000 МВт вартістю близько 5 млрд USD.

Також необхідно брати до уваги таке.

Свого часу основна тенденція розвитку енергетики та турбогенераторобудування завжди полягала в постійному підвищенні одиничної потужності ТГ електростанцій, оскільки за таких умов зменшувалася питома вартість як їхнього виготовлення, так і будівельно-монтажних робіт, зменшувалися кількість експлуатаційного персоналу та витрата матеріалів на одиницю встановленої потужності, а також підвищувався коефіцієнт корисної дії [5]. З урахуванням обмеження габаритів, підвищення потужності ТГ досягається за рахунок збільшення густини струму

статора, яке можливе лише з одночасною інтенсифікацією охолодження. Але ускладнення конструкції та введення нових допоміжних систем для інтенсифікації охолодження зі зростанням одиничної потужності призводять до зниження надійності генератора [6]. Тому існує певна межа з одиничної потужності, яка відповідно до параметрів надійності умовно розділяє ТГ на «якісні» та «неякісні» — нижче та вище 800 МВт [7]. З боку оптимального співвідношення показників економічної ефективності й експлуатаційної надійності найкращим варіантом вважається для теплових електростанцій потужність 100–500 МВт, для АЕС — 1000 МВт, водночас оптимальна потужність ТГ для АЕС обумовлена насамперед конструкцією ядерного реактора. Але останнім часом велика увага у світі приділяється розробленню та впровадженню модульних блоків АЕС потужністю 300–500 МВт.

Тенденція підвищення одиничної потужності турбоагрегатів спостерігалася також у країнах колишнього СРСР. Усі ТГ енергоблоків АЕС України були виготовлені ще за часів СРСР на заводі, який знаходиться в Росії, що також вплинуло на їхню експлуатацію, насамперед через обслуговування персоналом заводу-виробника. Тривалий час спеціалісти заводу «Електросила» взагалі відмовлялися визнавати недоліки конструкції генераторів ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ і, відповідно, впроваджувати заходи з їхнього усунення. Основною причиною цього було те, що завод-виробник не має відповідальності за технічний стан генераторів і не надає відповідні гарантійні послуги з усунення пошкоджень за умов експлуатації машин у позаштатних режимах. Іншими словами, на думку спеціалістів заводу «Електросила», ненормовані режими роботи цих генераторів на АЕС України є головною причиною їхніх ушкоджень і порушень у роботі.

Після розпаду СРСР і набуття Україною статусу незалежності, а також для усунення генерації електроенергії в країні колишньої Ради економічної взаємодопомоги АЕС західного регіону (Рівненська і Хмельницька) штучно «перевели» на довгі лінії електропередачі (ЛЕП) з напругою 330–750 кВ для постачання електроенергії на схід держави. Фізичною властивістю високовольтних мереж є генерування реактивної потужності. Так, транспортування електроенергії за допомогою ЛЕП з дотриманням вимог щодо припустимих втрат і слабодемпфированих низькочастотних коливань економічно виправдане тільки на відстані до 75–90 км. Кожні 100 км лінії з напругою 220 кВ генерують 13 Мвар реактивної потужності, з напругою 330 кВ — 39 Мвар, з напругою

500 кВ — 96 Мвар. А лінія з напругою 750 кВ і довжиною 400 км за умов половинного навантаження може генерувати 700 Мвар реактивної потужності. Це зумовлює підвищення напруги мережі: в ЛЕП з напругою 330 кВ — до 335–365 кВ (на 1,5–10,6 %), з напругою 500 кВ — до 528–552 кВ (на 5,6–10,4 %). Для підтримання номінальної напруги необхідне застосування додаткових заходів регулювання реактивної потужності як у мережах, так і на самих АЕС. З одного боку, це додаткові витрати на обладнання (синхронні компенсатори, шунтувальні реактори), а з іншого — ТГ енергоблоків АЕС працюють в умовах, для яких вони не призначені (регулювання реактивної потужності). Таким чином, ТГ енергоблоків АЕС західного регіону країни вимушено беруть участь у регулюванні частоти, активної та реактивної потужності в мережі й експлуатуються з підвищеними коефіцієнтами потужності 0,94–0,98 (номінальне значення 0,9), що погіршує економічні показники та негативно впливає на технічний стан обладнання. Оскільки потужні генератори відрізняються високими електромагнітними, тепловими та механічними навантаженнями, то наслідки змінних режимів роботи для таких агрегатів досить важкі. Так, експлуатація за умов підвищеного коефіцієнта потужності зумовлює перегрів кінцевої частини статора, додаткові тепловиділення, циклічні термомеханічні навантаження та деформації, зниження ресурсу ізоляції тощо. Тому вартість ремонту генератора, який працює в маневреному режимі, у 2–3 рази більша, ніж для працюючого в базовому режимі [4]. Водночас поломки потужних ТГ пов'язані з тривалим часом на відновлення та великими витратами. Як приклад, позапланове відключення енергоблоку № 3 Рівненської АЕС у 2016 р. з причини пошкодження ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ завдало збитків тільки через недовиробіток електроенергії понад 50 млн USD (при ціні 0,02 USD за 1 кВт-год), що перевищує вартість самого генератора. А з урахуванням затрат на ремонтно-відновлювальні роботи та відповідні витратні матеріали цю цифру необхідно подвоювати.

Загалом в Україні передавання електроенергії від електричних станцій до споживача здійснюється за допомогою ЛЕП з напругою 110–750 кВ. Об'єднана енергосистема України визначається не оптимальною структурою потужності генерування. До 24.02.2022 р. переважна частина електроенергії вироблялася енергоблоками АЕС, які становлять лише 25 % генерації та відповідно до Технологічного регламенту мають експлуатуватися виключно в базовому діапазоні до-

бового навантаження. Водночас споживання електроенергії значно змінюється протягом доби. Уночі, у святкові та вихідні дні ЛЕП недовантажені, тому генерують підвищене значення реактивної потужності. Підвищення величини та дальності транспортування електроенергії з одночасним зростанням номінальної напруги ЛЕП збільшує необхідність споживання генераторами реактивної потужності у періоди мінімального навантаження енергосистеми. Тому для забезпечення відповідності вироблення та споживання електроенергії за умов недостатньої кількості синхронних компенсаторів персонал електричних станцій вимушений переводити генератори у режим споживання реактивної потужності й експлуатувати з підвищеними коефіцієнтами потужності (іноді до 1,0) або ж переводити машини у «гарячий» (обертний) резерв, а деякі енергоблоки навіть зупиняти. Таким чином, на АЕС генератори працюють за умов зміни реактивної потужності (добові зміни досягають 100–200 Мвар і більше), а на теплових електростанціях, теплових електроцентралях і гідроелектростанціях — взагалі в режимі регулювання активної та реактивної потужності з великою кількістю пусків і зупинів. Загальний дефіцит маневрової потужності в країні становить близько 3000 МВт. Таким чином, структура потужності генерування електроенергії та особливості її споживання в Україні зумовлюють маневрені режими енергоблоків теплових електростанцій, теплових електроцентралей і гідроелектростанцій за активною та реактивною потужністю, а також колювання реактивної потужності енергоблоків АЕС.

Але така специфіка енергосистеми України сформувалася за умов незалежності держави, тобто ізолювання електричних станцій, що територіально знаходяться в Україні, від споживачів інших країн. Водночас низькі показники надійності ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ спостерігалися з самого початку введення в експлуатацію, тобто ще за часів СРСР. А згодом експлуатація в позаштатних режимах генераторів із закладеною ненадійною конструкцією зумовила велику кількість пошкоджень і порушень у роботі.

На сьогодні всі дво полюсні ТГ енергоблоків АЕС України модернізовані та мають маркування ТВВ-1000-2МУЗ. Витрати на виконання аварійно-відновлювальних і планових ремонтів, а також модернізацію перевищили 150 млн USD, у тому числі за рахунок заміни двох статорів ТГ енергоблоку № 1 Хмельницької АЕС (1990 і 1997 рр.), трьох статорів ТГ блоку № 3 Рівненської АЕС (1995, 2000 і 2005 рр.), модернізації та капітального ремонту статора ТГ

енергоблоку № 3 Південноукраїнської АЕС, а також модернізації статора ТГ блоку № 2 Хмельницької АЕС з повною заміною ОС на обмотку, виготовлену за технологією фірми ALSTOM (2007 р.) [1].

На додаток, енергоблок АЕС потужністю 1000 МВт становить більше 2,5 % усієї генерації електроенергії, тому його аварійне відключення є суттєвим порушенням балансу активної потужності для об'єднаної енергосистеми України. Таке відключення зумовлює зниження частоти в енергосистемі зі швидкістю 0,2 Гц/с, що надалі стає причиною спрацювання системи автоматичного частотного розвантаження з відключенням частини споживачів [3]. Відповідно до Технологічного регламенту безпечної експлуатації АЕС, за умов зниження частоти до 49 Гц, починається автоматичне розвантаження енергоблоку, а при 46 Гц він повинен бути зупинений. Тобто в разі раптового аварійного відключення одного потужного енергоблоку і неспрацювання системи автоматичного частотного розвантаження є ймовірність виникнення ланцюгової реакції розвалу («гасіння») енергосистеми. Для запобігання можливості виникнення такої аварійної

ситуації має бути наявним постійний оперативний резерв аналогічної потужності.

Усе це дозволяє зробити висновок, що наявність енергоблоків АЕС потужністю 1000 МВт є певною проблемою для енергосистеми України. Крім цього, під час усіх найважчих аварій на теплових і атомних станціях водень був якщо не причиною самої аварії, то фактором багатократного підсилювання її наслідків, тому існує актуальне завдання забезпечення пожежо- і вибухобезпеки електроенергетичного обладнання станції, яке насамперед зумовлене циркуляцією водню в системі охолодження ТГ [6].

Водночас за кордоном у складі енергоблоків АЕС експлуатується 13 дво полюсних генераторів потужністю 900–1300 МВт. У табл. 2 наведено усереднені за весь період експлуатації за кордоном значення недовиробітку електроенергії за добу через позапланові відключення енергоблоків АЕС, у тому числі з причини зупину ТГ, а також відповідні фінансові збитки (при фіксованій ціні 0,02 USD за 1 кВт-год).

Відповідно до даних табл. 2 можна зробити висновок, що експлуатація дво полюсних генераторів

Таблиця 2. Позапланові відключення енергоблоків атомних станцій потужністю 900–1300 МВт за кордоном, у складі яких експлуатуються дво полюсні ТГ

Енергоблок, країна	Виробник ТГ	Середній недовиробіток електроенергії за добу через позапланові відключення, МВт		Фінансові збитки, тис. USD	
		всього	у тому числі з причини зупину ТГ		
№ 3 Калінінської АЕС № 4 Калінінської АЕС (Росія)	BAT «Силові машини»	9875 9875	5253,5 9875	197,5 197,5	105,1 197,5
AEC Gösgen AEC Leibstadt (Швейцарія)	Siemens ABB	2083,3 9858,3	1125 6930,4	41,7 197,2	22,5 138,6
№ 1 АЕС Olkiluoto № 2 АЕС Olkiluoto (Фінляндія)	ABB	3112,5 10 612,5	1425,5 9073,7	62,3 212,3	28,5 181,5
№ 1 АЕС Temelin № 2 АЕС Temelin (Чеська республіка)	BRUSH SEM s. r. o. (колишня Škoda)	23 125 14 416,7	2636,3 1456,1	462,5 288,3	52,7 29,1
AEC Trillo (Іспанія)	Siemens	5708,3	416,7	114,2	8,3

Примітка. Інформація наведена станом на 01.01.2022 р., але через недостатність або недостовірність даних у таблиці відсутня інформація щодо таких енергоблоків: № 1 АЕС Kudankulam (Індія) (запущений 31.12.2014 р.), № 1 АЕС Busheh (Іран) (запущений 23.09.2013 р.), № 1 АЕС Tianwan (Китай) (запущений 17.05.2007 р.), № 2 АЕС Tianwan (Китай) (запущений 16.08.2007 р.), у складі яких експлуатуються ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ виробництва BAT «Силові машини» (Росія).

за кордоном має такі ж проблеми, як і в Україні, насамперед для енергоблоків, побудованих у 70–80-х рр. минулого століття. Виключенням можна вважати АЕС Trillo (Іспанія, ТГ фірми Siemens). Однак на цій АЕС були проблеми з ліцензуванням, тому її експлуатація певний час була обмежена. Також згідно зі статистикою експлуатації ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ енергоблоків № 3 і 4 Калінінської АЕС (уведені в експлуатацію у 2004 і 2012 рр. відповідно) можна стверджувати, що спеціалістами ВАТ «Силові машини» так і не були вирішені проблеми з цими генераторами.

З початку введення в експлуатацію ТГ типу ТВВ-1000-2УЗ на АЕС України та до 2000 р. спостерігалися низькі показники їхньої надійності. Так, на генераторах енергоблоків № 3 і 4 Рівненської АЕС за період 1986–1995 рр. відбулися 12 позапланових відключень ТГ з причини таких дефектів статорів:

- тріщини у зварних швах напірного і зливного колекторів;

- обрив болтів кріплення зливного колектора;

- тріщини в паяних з'єднаннях голівок лобових частин обмотки;

- нещільність порожніх провідників;

- тріщини та «сплющення» фторопластових шлангів, можливо, з причини підвищеного нагріву та перепаду тиску під час дії вібрації обмоток;

- нещільність затягнення гайок штуцерів з'єднання фторопластових шлангів до голівок стержнів;

- утомні тріщини в мідних водоз'єднувальних трубках виводів ОС біля пайки мідної трубки до сталюого штуцера, у тому числі в мідних патрубках охолодних шин;

- підвищення вібропереміщення лобових частин під час номінального навантаження;

- послаблення кріплення радіальних шпильок у лобових частинах обмотки з ушкодженням датчиків термоконтролю нижніх стержнів;

- нещільності між камерами охолодження в кінцевих виводах, що зумовлювали перегрів виводів і прискорений процес кристалізації деталей ущільнення.

Важливе значення мають такі ушкодження активної сталі статора:

- послаблення пресування;

- підвищений нагрів окремих зубців осердя;

- оплавлення окремих ділянок активної сталі;

- сколення і викришування сегментів у кінцевій зоні;

- поломка та випадання дистанційних розпірок.

Основними причинами порушення роботи ТГ на АЕС України є [8]:

- недоліки конструкції;

- порушення режимів експлуатації;

- недостатня інформація стосовно елементів конструкції під час проектування;

- переважна частина цих ТГ наближається до закінчення робочого ресурсу або вже його відпрацювала.

Підвищення надійності, безпеки й ефективності експлуатації ТГ енергоблоків АЕС можна забезпечити за рахунок [9, 10]:

- впровадження системи комплексного моніторингу технічного стану з використанням сучасних методів контролю та діагностики елементів і систем, а саме:

- інтелектуальних методів обробки й аналізу оперативної інформації, яка надходить від штатних систем контролю ТГ, що дозволяють об'єктивно оцінювати технічний стан активних елементів машини, визначати їхній залишковий ресурс, відповідно до реального стану планувати проведення ремонтно-відновлювальних робіт;

- методів інфрачервоної діагностики;

- віброакустичних методів діагностики;

- методу «часткових розрядів»;

- оптимізації режимів експлуатації;

- введення в експлуатацію гідроакумуляуючих електричних станцій;

- їхньої модернізації з метою підвищення коефіцієнтів готовності K_T та використання K_B .

Висновки

На сьогодні більшість ТГ енергоблоків АЕС України відпрацювала чи наблизилась до відпрацювання закінчення свого робочого ресурсу. Конструкції генераторів є застарілими, а технічний стан не відповідає сучасним вимогам з ефективності, надійності та маневреності. Особливості експлуатації та фізичні процеси, які відбуваються в обладнанні, призводять до повільної зміни параметрів і характеристик, накопичення пошкоджень і дефектів, що зумовлює поступову деградацію устаткування та значне зниження його ресурсу.

З урахуванням високих вимог до надійності електротехнічного обладнання АЕС, завдання щодо забезпечення його стабільної експлуатації є актуальним. Вирішити це завдання можливо за умов значного збільшення обсягу діагностування з одночасним зменшенням термінів міждіагностичного періоду, а також шляхом використання додаткових ефективних методів і засобів діагностики технічного стану ТГ безпосередньо під час експлуатації.

Водночас за допомогою комплексного обстеження та випробування ТГ, що мають різні запаси ресурсу як окремих вузлів, так і агрегату в цілому, необхідно приймати рішення щодо заміни або проведення реконструкції з можливим скороченням тимчасових і матеріальних витрат на виготовлення, транспортування та монтаж великогабаритних деталей. Важливим напрямом вирішення проблеми технічного оновлення в електроенергетиці, разом з комплексною заміною обладнання на нове, є забезпечення надійної та ефективної експлуатації ТГ з проведенням на основі останніх досягнень науки і техніки їхньої модернізації для підвищення техніко-економічних показників, а також подовження загального ресурсу.

Список використаної літератури

1. Штогрин А. В. Научно-технические мероприятия по уменьшению повреждаемости статоров мощных турбогенераторов, вызванной вибрацией в торцевых зонах: дис. ... канд. техн. наук: 05.09.01 / А. В. Штогрин. — Киев : НТУУ «КПИ», 2016. — 160 с.
2. Васьковський Ю. М. Електромагнітні вібробуджуючі сили турбогенератора в маневрених режимах роботи / Ю. М. Васьковський, А. М. Мельник // Технічна електродинаміка. — 2016. — № 2. — С. 35–41.
3. Кенсицький О. Г. Надійність генеруючого обладнання та перспективи розвитку атомної енергетики в Україні / О. Г. Кенсицький, Г. М. Федоренко // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2016. — Вип. 26. — С. 69–74.
4. Розвиток наукових засад та розробка засобів підвищення показників безвідмовності потужних турбо- і гідрогенераторів (Звіт № ДР 0214U005180). — Київ: ІЕД НАН України, 2018. — 245 с.
5. Хуторецкий Г. М. Проектирование турбогенераторов / Г. М. Хуторецкий, М. И. Токов, Е. В. Толвинская. — Ленинград: Энергоатомиздат, 1987. — 256 с.
6. Khvalin D. I. A brief overview for main stages of technological progress in turbogenerator construction / D. I. Khvalin, S. A. Dovydkov // Colloquium-journal. — 2023. — № 3 (162). — Р. 33–37.
7. Титко А. И. Синхронно-асинхронные турбогенераторы / А. И. Титко, Ю. Н. Васьковский. — Киев : Наукова думка, 2010. — 248 с.
8. Хвалін Д. І. Підвищення надійності та ефективності експлуатації турбогенераторів електричних станцій / Д. І. Хвалін. — Бостон, США : Primedia eLaunch LLC, 2021. — 152 с.
9. Khvalin D. I. Diagnostic and monitoring of generators power plants / D. I. Khvalin. — Boston, USA : Primedia eLaunch LLC, 2023. — 131 p.
10. Створення нових типів та модернізація діючих турбогенераторів для теплових електричних станцій / Ю. В. Зозулін, О. Є. Антонов, В. М. Бичік [та ін.]. — Харків : ПФ «Колегіум», 2011. — 228 с.

D. I. Khvalin

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

The Operation Features of Nuclear Power Plants Turbogenerators of Ukraine

It is shown that the number of damages of turbogenerators on the Ukrainian nuclear power plants units increased due to the end or approach to the end of their operation life. In addition, some of these generators are operating in maneuverable conditions that negatively affect their technical state. The most unreliable design has been determined according to the statistics for the powerful turbogenerators operation at nuclear power plants in Ukraine and abroad. The main reasons for the falling work of turbogenerators on the Ukrainian nuclear power plants units and possible ways to improve their reliability, safety and operation efficiency are also shown. Ensuring stable operation of generators is possible under conditions of a significant increase in the volume of diagnostics with a simultaneous reduction in the terms of interdiagnostic period, as well as through the use of additional effective methods and means for diagnosing their technical state directly during operation. Diagnostics and control of the real state of power equipment are becoming almost the only measures that allow reducing the number of emergency shutdowns and avoiding accidents with heavy consequences as much as possible, and also increasing the economic efficiency of electricity generation. An important direction in solving the problem of technical renewal in the electric power industry together with the comprehensive replacement of equipment with a new one, is to ensure reliable and efficient operation of turbogenerators with their modernization based on the latest achievements of science and technology to increase technical and economic indices, as well as the extension of the total resource.

Keywords: powerful turbogenerator, nuclear power plant, technical state, construction, safety, reliability, efficiency.

References

1. Shtogrin A. V. (2016). [*Scientific and technical measures for decrease damage of the powerful turbogenerators stators caused by vibration in the end zones*] (PhD Dissertation). Kyiv: NTUU "KPI", 160 p. (in Rus.)
2. Vaskovskyi Yu. M., Melnyk A. M. (2016). [The electromagnetic vibration disturbing forces of turbogenerator in maneuverable operating condition]. *Tekhnichna Elektrodynamika*, vol. 2, pp. 35–41. (in Ukr.)
3. Kentsytskyi O. G., Fedorenko G. M. (2016). [Reliability of generating equipment and prospects for development of nuclear power engineering in Ukraine. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 26, pp. 69–74. (in Ukr.)
4. *Development of scientific bases and elaboration of means for increase the faultless indicators of powerful turbo-and hydro-generators*. Report no. DR0214U005180. Kyiv: The Institute of Electrodynamics, NAS of Ukraine, 2018, 245 p. (in Ukr.)
5. Hutoretskyi G. M., Tokov M. I., Tolvinskaya Ye. V. (1987). *Proyektirovaniye turbogeneratorov* [Turbogenerators design]. Leningrad: Energoatomizdat, 256 p. (in Rus.)
6. Khvalin D. I., Dovydkov S. A. (2023). A brief overview for main stages of technological progress in turbogenerator construction. *Colloquium-journal*, vol. 162, no. 3, pp. 33–37.
7. Titko A. I., Vaskovskyi Yu. N. (2010). *Sinkhronno-asinkhronnyye turbogeneratory* [Synchro-asynchronous turbogenerators]. Kyiv: Naukova dumka, 248 p. (in Rus.)
8. Khvalin D. I. (2021). *Pidvyshchennya nadiynosti ta efektyvnosti ekspluatatsiyi turboheneratoriv elektrychnykh stantsiy* [Increase of the reliability and operation efficiency of turbogenerators power plants]. Boston, USA: Primedia eLaunch LLC, 152 p. (in Ukr.)
9. Khvalin D. I. (2023). *Diagnostic and monitoring of generators power plants*. Boston, USA: Primedia eLaunch LLC, 131 p.
10. Zozulin Yu. V., Antonov O. Ie., Bychik V. M., Kobzar K. O., Livshits A. L., Rakogon V. G., Rogovoy I. H., Haimovich L. L., Cherednik V. I. (2011). *Creation of new types and modernization of operating turbine generators for thermal power plants*. Kharkiv: Kolehium, 228 p. (in Ukr.)

Надійшла 28.02.2024

Received 28.02.2024

В. І. Скалозубов, О. М. Верінов, І. М. Вербило, В. Ю. Кочнева, А. В. Канівець

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

Кваліфікація стратегій управління аваріями з повним тривалим знеструмленням ядерних енергоустановок із ВВЕР

Ключові слова:

аварія,
знеструмлення,
стратегія,
ядерна енергоустановка

Найважливіший урок Фукусімської аварії для безпеки ядерної енергетики — необхідність удосконалення/модернізації стратегій управління аваріями з повним тривалим знеструмленням ядерних енергоустановок. Проведений експлуатуючою організацією АЕС України детерміністський аналіз аварії з повним тривалим знеструмленням ядерних енергоустановок ВВЕР-1000/320 встановив, що критичною для безпеки є система аварійного підживлення парогенераторів. У роботі проведено аналіз і кваліфікацію (обґрунтування) відомих модернізацій стратегій управління аваріями в ядерних енергоустановках ВВЕР із повним тривалим знеструмленням: управління аварією підживленням парогенераторів системою пасивного відведення тепла від гермооб'єму (СУА1); управління аварією підживленням парогенераторів системами мобільних джерел електропостачання, пожежних машин і деаераторних установок (СУА2); управління аварією підживленням парогенераторів насосами з пароприводом (СУА3). На основі результатів кваліфікації модернізацій аварійної системи підживлення парогенераторів встановлено: СУА1 не може бути кваліфікована за критерієм підтримання необхідного рівня в парогенераторі на всій тривалості аварії з повним тривалим знеструмленням; СУА2 не може бути кваліфікована за критеріями запобігання радіаційних викидів у довкілля та необхідної тривалості підживлення парогенераторів; СУА3 може бути кваліфікована до мінімального значення тиску в парогенераторі 0,3 МПа. На основі отриманих результатів представлено комплексні стратегії управління аваріями з повним тривалим знеструмленням в ядерних енергоустановках із ВВЕР-1000, що задовольняють усі прийняті критерії кваліфікації.

Вступ. Стан проблеми

Один з найбільш актуальних уроків Фукусімської аварії у 2011 р. — необхідність удосконалення/модернізації стратегій управління аваріями (СУА) з повним тривалим знеструмленням (ПТЗ) ядерних енергоустановок (ЯЕУ). ПТЗ енергоблоків АЕС Fukushima-Daiichi стало основною причиною ви-

никнення ядерних і радіаційних аварій, руйнівних парогазових вибухів та катастрофічних екологічних наслідків.

В ЯЕУ з ВВЕР під час аварій із ПТЗ основною системою, що забезпечує функцію безпеки з розходження активної зони реактора, є парогенератор (ПГ). Тому СУА з ПТЗ повинні бути спрямовані на забезпечення необхідного рівня води в об'ємі ПГ.

© В. І. Скалозубов, О. М. Верінов, І. М. Вербило, В. Ю. Кочнева, А. В. Канівець, 2024

У процесі аварій, не пов'язаних із ПТЗ, ця функція безпеки повинна здійснюватися аварійними живильними електронасосами (АЖЕН).

У постфукусімський період для ЯЕУ з ВВЕР було запропоновано різні СУА з ПТЗ:

аварійне підключення до ПГ системи пасивного відведення тепла від гермооб'єму ЯЕУ (СПВТ ГО);

аварійне підключення мобільних джерел електропостачання (МДЕ) активних систем безпеки;

аварійна подача води до об'ємів ПГ від пожежних машин (ПМ);

аварійна подача води до об'ємів ПГ від деаераторних установок (ДУ);

аварійна подача води до об'ємів ПГ насосами з пароприводом від ПГ (НПП) та ін.

Кожна з указаних СУА з ПТЗ має свої переваги та недоліки й кожна окремо не може досить ефективно забезпечити критичну функцію безпеки аварійного підживлення ПГ на всіх етапах аварії з ПТЗ ЯЕУ з ВВЕР.

Тому актуальним завданням є кваліфікація (обґрунтування) окремих СУА з ПТЗ для визначення умов надійності та ефективності забезпечення функції безпеки аварійного підживлення ПГ, а також для формування єдиної (комплексної) СУА з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР.

Аналіз літературних даних

У роботі [1] наведено відомі результати розрахункового моделювання кодом RELAP аварії з ПТЗ серійного енергоблоку з ВВЕР-1000/320. Проектна СУА з ПТЗ базувалася на регулюванні тиску в реакторі запобіжними клапанами компенсатора тиску (ЗК КТ) і в ПГ пароскидальними пристроями (ШРУ-А). У результаті проведених розрахунків встановлено, що умови ядерної (важкої) аварії з перевищення гранично допустимої температури оболонок твелів відбуваються внаслідок повного спустошення ПГ. При цьому встановлено, що для запобігання ядерній аварії необхідно забезпечення витрати підживлення водою об'єму ПГ, не меншої за витрату від одного АЖЕН. Отримані результати моделювання аварії кодом RELAP фактично встановили необхідність удосконалення/модернізації СУА з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР.

У роботі [2] проведено аналіз конструкційно-технічних параметрів СПВТ ПГ щодо забезпечення системою необхідного підживлення ПГ в умовах аварій з ПТЗ ЯЕУ. У результаті проведеного аналізу встановлено, що для забезпечення витрати аварійного підживлення ПГ, еквівалентної витраті від одного

АЖЕН, висота СПВТ ПГ над ГО повинна становити декілька сотень метрів [2]. Тому модернізована СУА з ПТЗ, заснована на аварійному підключенні СПВТ ГО до ПГ, потребує додаткового обґрунтування (кваліфікації), тому що теплообмінники СПВТ ГО розташовані практично на поверхні гермооболонки ЯЕУ з ВВЕР.

У роботі [3] проведено аналіз модернізованої СУА з ПТЗ у симптомно-орієнтованих аварійних інструкціях ЯЕУ з ВВЕР-1000 (COAI AP3 0.0), заснованої на аварійному підключенні до ПГ МДЕ, ПМ та ДУ. У результаті проведеного аналізу встановлена необхідність додаткової кваліфікації вказаних систем на умови можливості забезпечення необхідної витрати подачі води до об'єму ПГ у досить тривалий період аварійних процесів.

У роботі [4] запропоновано модернізовану СУА з ПТЗ, засновану на аварійній подачі води до об'єму ПГ альтернативними НПП від ПГ. Однак розрахункова кваліфікація модернізованої СУА з ПТЗ була заснована на надмірно консервативних фізичних та математичних моделях аварії з ПТЗ, які не враховують ефекти зменшення за часом потужності залишкових тепловиділень реактора.

У роботі [5] було уточнено моделі аварії з ПТЗ і встановлено, що тривалість ефективного підживлення ПГ для забезпечення необхідного рівня води в об'ємі ПГ може бути більшою за дві доби з моменту початку аварійного процесу. Однак проведеною в [5] кваліфікацією вважалась працездатність НПП за будь-яких тисків в об'ємі ПГ. Тому необхідна додаткова кваліфікація НПП на умови гранично допустимого тиску в об'ємі ПГ для ефективної працездатності НПП.

Таким чином, на основі аналізу відомих розробок модернізованих СУА з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР встановлено необхідність кваліфікації їх на умови забезпечення мінімально допустимих рівня води й тривалості ефективної подачі води до об'єму ПГ, що визначає актуальність та мету представленої роботи.

Мета роботи — кваліфікація відомих модернізованих СУА з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР для визначення умов забезпечення критеріїв безпеки та на основі результатів кваліфікації розробка комплексної СУА з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР.

Кваліфікація окремих СУА з повним тривалим знеструмленням

У представленій роботі під кваліфікацією СУА з ПТЗ розуміється обґрунтування умов забезпечення ядерної та радіаційної безпеки.

Критерії успішної кваліфікації СУА з ПТЗ:
забезпечення рівня води в об'ємі ПГ, більшого за 1,0 м (K1);
тривалість дії СУА з ПТЗ більша за дві доби (K2);
запобігання радіаційним викидам до оточуючого середовища (K3).

Кваліфікація СУА з ПТЗ підключенням СПВТ ГО (СУА1)

Система з підключенням теплообмінників СПВТ ГО до ПГ є замкнутим циркуляційним контуром «паровий об'єм ПГ — трубопровід відведення пари — теплообмінники СПВТ ГО конденсації пари — трубопровід скидання конденсату — об'єм ПГ».

СУА1 може діяти безперервно протягом усієї тривалості аварійних процесів, і немає необхідності превентивного скидання до оточуючого середовища. Отже, СУА1 може бути кваліфікована на критерії кваліфікації K2 та K3.

Циркуляція в СУА1 здійснюється внаслідок різної густини потоку в підйомному та опускному трубопроводах. Рівняння руху в замкнутому контурі циркуляції СУА1 у стаціонарному наближенні

$$(\rho_l - \rho_v)g\Delta H = \xi \frac{G_1^2}{\rho_l F^2}, \quad (1)$$

де ρ_l, ρ_v — густина води та пари відповідно; g — прискорення сили тяжіння; ΔH — різниця рівня води в опускному та підйомному трубопроводах; ξ — сумарний коефіцієнт гідравлічного опору; F — площа проходного перетину трубопроводів; G_1 — масова витрата конденсату в ПГ.

На основі результатів детерміністського моделювання аварії з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР-1000/320 [1] установлено, що для підтримання необхідного рівня води в об'ємі ПГ на етапах аварії з відведенням залишкових тепловиділень реактора витрата підживлення ПГ повинна відповідати витраті одного АЖЕН (≈ 100 кг/с).

Тоді з рівняння (1) витікає витрата конденсату в ПГ та умова успішної кваліфікації критерію K1:

$$G_1 = F \sqrt{\frac{\rho_l(\rho_l - \rho_v)g\Delta H}{\xi}} \geq G_{AP}, \quad (2)$$

де G_{AP} — масова витрата одного АЖЕН.

Консервативний аналіз умови кваліфікації (2) з урахуванням відомих конструктивно-технічних даних ЯЕУ з ВВЕР-1000/320 (наприклад, [1–5]) установив, що максимальна витрата конденсату становить

не більше 10 кг/с та умова кваліфікації за критерієм K1 є нездійсненою. Таким чином, на основі представлених результатів можливо зробити такі висновки щодо кваліфікації СУА1.

1. СУА1 може бути успішно кваліфікована за критеріями K2 та K3, але не може бути кваліфікована за критерієм K1.

2. СУА1 може бути ефективною на заключних етапах аварії з ПТЗ за досить низького рівня потужності залишкових тепловиділень.

Кваліфікація СУА з ПТЗ СОАІ АРЗ 0.0 (СУА2)

У СУА2 використовуються три системи аварійного підживлення ПГ в умовах аварії з ПТЗ: аварійні насоси з МДЕ; ПМ; ДУ.

Регулювання тиском у ПГ здійснюється ШРУ-А в «ручному» режимі управління аварією.

Основні положення СУА2 з моменту початку аварії.

1. У непошкоджених ПГ тиск регулюється ШРУ-А (не більше 3,8 МПа).

2. У випадку виявлення пошкодженого ПГ (міжконтурні течії) здійснюється його ізоляція.

3. Подача води від систем МДЕ та/або ПМ здійснюється лише до одного непошкодженого ПГ.

4. На подальших етапах у випадку відмови підключення підживлення ПГ від систем МДЕ та ПМ регламентується підключення ДУ-7.

Щодо наведених вище основних положень СУА2 можна зробити такі коментарі.

1. Системи з МДЕ та ПМ є низьконапірними, і для їхньої працездатності необхідне превентивне зниження тиску в ПГ шляхом відкриття ШРУ-А та викидання пароводяного середовища до атмосфери. Зниження тиску в ПГ призводить до інтенсивного паротворення та суттєвого зниження рівня води в об'ємі ПГ. Подальше збільшення рівня води в ПГ (внаслідок початку працездатності систем МДЕ та ПМ) збільшить інтенсивність міжконтурного теплообміну й паротворення, що відповідно призведе до зростання тиску в об'ємі ПГ. Унаслідок збільшення тиску в ПГ може знову виникнути необхідність превентивного зниження тиску в ПГ через ШРУ-А до атмосфери. Такий періодичний процес відкриття/закриття може тривати протягом усієї аварії.

Необхідно також відзначити, що з досвіду Фукусімської аварії щодо тривалості та ефективності управління аваріями з ПТЗ системи, подібні до МДЕ та ПМ, не забезпечили запобігання ядерним та радіаційним аваріям [4, 5].

2. У випадку виникнення міжконтурних теч в об'ємі пошкодженого ПГ радіоактивний теплоносій 1-го контуру буде надходити до атмосфери під час відкриття ШРУ-А і можуть виникнути умови радіаційних аварій в оточуючому середовищі.

Примусова ізоляція пошкодженого ПГ шляхом закриття ШРУ-А призведе до інтенсивного зростання тиску внаслідок як міжконтурного теплообміну, так і скипання теплоносія, що надходить у міжконтурні течі, а відповідно й до необхідності аварійного відкриття запобіжних клапанів пароскидальних пристроїв ПГ.

За досить великих розмірів міжконтурних теч швидкість зростання тиску в об'ємі ПГ може відповідати умовам парового вибуху [4]

$$\frac{dP}{dt} \geq \frac{a_v}{\sqrt[3]{V_v}} P, \quad (3)$$

де P — тиск в об'ємі ПГ; t — час; a_v — швидкість звуку в паровому об'ємі; V_v — об'єм пари в ПГ.

3. Аварійна подача води до об'єму ПГ системою «ДУ — ПГ» здійснюється внаслідок перепаду тиску в ДУ РА та в об'ємі ПГ P .

Рівняння руху в системі «ДУ — ПГ» у стаціонарному наближенні

$$\Delta P = P_A - P = \xi \frac{G_1^2}{\rho_1 F^2} + \rho_1 g \Delta H_A, \quad (4)$$

де ξ — сумарний коефіцієнт гідравлічного опору системи «ДУ — ПГ»; ΔH_A — різниця висотних відміток розташування ПГ і ДУ відповідно.

Із формули (4) витікає необхідна умова початку працездатності системи

$$\Delta P > \rho_1 g \Delta H_A. \quad (5)$$

Умова кваліфікації системи за критерієм K1:

$$G_1 = F \sqrt{\frac{\rho_1 (\Delta P - g \Delta H_A)}{\xi}} \geq G_{AP}, \quad (6)$$

Аналіз виразу (6) установив, що в загальному випадку умова кваліфікації системи «ДУ — ПГ» за критерієм K1 нездійсненна. До того ж з плином часу тиск у системі буде вирівнюватися ($P_A \approx P$) і подача води до ПГ від ДУ-7 буде взагалі припинена.

Таким чином, на основі представленого вище аналізу СУА2 може бути кваліфікована тільки на заключні етапи аварії з ПТЗ за сталого тиску в непошкодженому ПГ.

Кваліфікація СУА з ПТЗ НПП (СУАЗ)

СУАЗ є двоконтурною [4]:

- 1) «канал НПП — ПГ»;
- 2) «паровий об'єм ПГ — паропривід НПП — кінцевий приймач відпрацьованого конденсату».

Прототип НПП — турбоживильний насос (ТЖН) ЯЕУ з ВВЕР, який має багаторічний успішний досвід експлуатації. НПП і ТЖН мають подібну напірно-витратну (гідравлічну) характеристику (НВХ) [4]:

$$\Delta P_{PU}(G_1, P) = \text{iden}. \quad (7)$$

У роботі [5] на основі консервативної термодинамічної моделі аварії з ПТЗ установлено, що СУАЗ забезпечує необхідні умови безпеки та охолодження реактора протягом 10 діб з моменту початку аварії.

Однак необхідні додаткові обґрунтування працездатності НПП за мінімального тиску в ПГ P_m , що забезпечує критерій кваліфікації K1:

$$G_1 \geq G_{AP}. \quad (8)$$

Рівняння руху в контурах НПП і ТЖН:

$$\Delta P_p(G_1, P) = P - P_g + \xi_n \frac{G_1^2}{\rho_1 F^2}, \quad (9)$$

$$\Delta P_p(G_1, P) = P - P_{in} + \xi_T \frac{G_1^2}{\rho_1 F^2}, \quad (10)$$

де P_g, P_{in} — тиск в гідроємностях АЖЕН та на вході в ТЖН відповідно; ξ_n, ξ_T — сумарний коефіцієнт гідравлічного опору контурів НПП і ТЖН відповідно; F — площа прохідного перетину живильного трубопроводу.

Виходячи з умови подібності НВХ НПП і ТЖН (7), отримаємо

$$\frac{\Delta P_p(G_{AP}, P_m)}{\Delta P_p(G_0, P_0)} = \frac{P_m - P_g + \xi_n \frac{G_{AP}^2}{\rho_1 F^2}}{P_0 - P_{in} + \xi_T \frac{G_0^2}{\rho_1 F^2}}, \quad (11)$$

де G_0, P_0 — масова витрата та тиск у ПГ у номінальному робочому режимі відповідно.

Тоді мінімальний тиск у ПГ, що забезпечує умову кваліфікації СУАЗ (8)

$$P_m = \frac{\Delta P_p(G_{AP}, P_m)}{\Delta P_p(G_0, P_0)} \left(P_0 - P_{in} + \xi_T \frac{G_0^2}{\rho_1 F^2} \right) + P_g - \xi_n \frac{G_{AP}^2}{\rho_1 F^2}. \quad (12)$$

Аналіз отриманого рівняння (12) з урахуванням даних із НВХ ТЖН [4,5] установив, що мінімальний тиск, який забезпечує умову кваліфікації (8)

$$P \approx 0,3 \text{ МПа.} \quad (13)$$

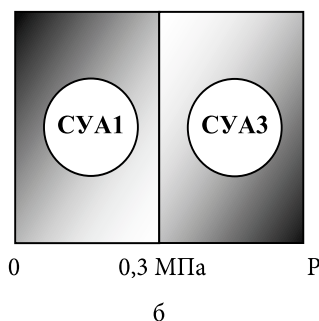
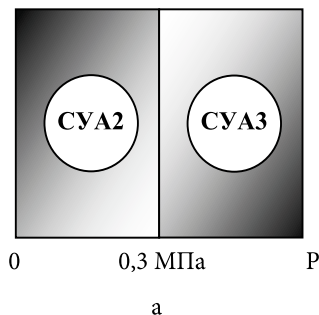
Аналіз отриманих результатів кваліфікації СУА з повним тривалим знеструмленням

Аналіз отриманих результатів кваліфікації СУА з ПТЗ в ЯЕУ з ВВЕР дає можливість зробити такі висновки.

1. СУА1 може бути кваліфікована за критеріями необхідної тривалості дії К2 та запобігання радіаційним викидам до навколишнього середовища К3, але не може бути кваліфікована за критерієм забезпечення необхідного рівня води в об'ємі ПГ за всю тривалість управління аварією з ПТЗ К1. Тому застосування СУА1 обґрунтоване для заключних етапів аварії за досить низького рівня залишкових тепловиділень реактора (менше 2 % від номінальної потужності).

2. СУА2 не може бути кваліфікована за критеріями К2 та К3, а за критерієм К1 може бути кваліфікована тільки на умови сталого мінімального тиску в усіх ПГ, що не потребує спрацювання ШРУ-А.

3. СУА3 може бути кваліфікована за критеріями К2 та К3, а за критерієм К1 може бути кваліфікована в умовах тиску в ПГ, більшого за 0,3 МПа.



Комплексна СУА з ПТЗ ЯЕУ з ВВЕР-1000:
а) без СПВТ ГО, б) зі СПВТ ГО

Комплексна СУА з ПТЗ (рисунок), що ґрунтується на отриманих результатах, може бути кваліфікована для двох типів ЯЕУ з ВВЕР — ВВЕР-1000 без СПВТ ГО та ВВЕР-1000 зі СПВТ ГО.

Висновки

1. Найважливіший урок Фукусімської аварії для безпеки ядерної енергетики — необхідність удосконалення/модернізації СУА з повним тривалим знеструмленням ядерних енергоустановок.

Проведений експлуатуючою організацією АЕС України детерміністський аналіз аварії з повним тривалим знеструмленням ядерних енергоустановок ВВЕР-1000/320 встановив, що критичною для безпеки є система аварійного підживлення парогенераторів.

2. У роботі проведено аналіз і кваліфікацію (обґрунтування) відомих модернізацій СУА в ядерних енергоустановках ВВЕР із повним тривалим знеструмленням: управління аварією підживленням парогенераторів системою пасивного відведення тепла від гермооб'єму (СУА1); управління аварією підживленням парогенераторів системами мобільних джерел електропостачання, пожежних машин і деаераторних установок (СУА2); управління аварією підживленням парогенераторів насосами з пароприводом (СУА3).

3. На основі результатів кваліфікації модернізацій аварійної системи підживлення парогенераторів встановлено:

4. СУА1 не може бути кваліфікована за критерієм підтримання необхідного рівня в парогенераторі на всій тривалості аварії з повним тривалим знеструмленням;

5. СУА2 не може бути кваліфікована за критеріями запобігання радіаційних викидів до навколишнього середовища та необхідної тривалості підживлення парогенераторів;

6. СУА3 може бути кваліфікована до мінімального значення тиску в парогенераторі 0,3 МПа.

7. На основі отриманих результатів представлено комплексні СУА з повним тривалим знеструмленням в ЯЕУ з ВВЕР-1000, що задовольняють усі прийняті критерії кваліфікації.

Список використаної літератури

1. Скалозубов В. Аварии с обесточиванием ядерных реакторов / В. Скалозубов, В. Спинов, Д. Спинов. — Lambert Academic Publishing, 2019. — 52 с.
2. Criteria for conditions of hydrodynamic instability of the coolant in accidents with reactor circuit leaks /

- V. Kondratyuk, V. Skalozubov, Ju. Komarov [et al.] // *Proc. of Odessa Polytechnic University*. — 2022. — Vol. 2 (66). — P. 52–57. — doi.org/10.15276/opu.2.66.2022.06.
3. Кондратюк В. Основы моделирования и управления авариями ядерных энергоустановок / В. Кондратюк, Е. Письменный, В. Скалозубов. — Lambert Academic Publishing, 2022. — 312 с.
 4. The method of express analysis of nuclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel / V. Skalozubov, S. Melnik, V. Vashchenko [et al.] // *Journal of Geology, Geography and Geoecology*. — 2023. — Vol. 32(2). — P. 388–395. — doi.org/10.15421/112335.
 5. Модернізація стратегій і систем управління аваріями на ядерних енергоустановках з їх повним тривалим знеструмленням / В. І. Скалозубов, В. А. Кондратюк, Є. М. Письменний [та ін.] // *Ядерна та радіаційна безпека*. — 2023. — № 2. — С. 80–86. — doi.org/10.32918/nrs.2023.2(98).08.

passive afterheat removal from the containment (AMS1); accident management by steam generators supply with systems of mobile power supply sources, fire engines and deaerators (AMS2); management of an accident by steam generators supply with steam-driven pumps (AMS3).

The results of the qualification of the modernizations of the emergency steam generator makeup system found the followings: AMS1 cannot be qualified according to the criterion of keeping the required level in the steam generator during the entire continuous blackout accident; AMS2 cannot be qualified as to the criteria of preventing radiation emissions to the environment and the required time of steam generator supply; AMS3 can be qualified to a minimum value of pressure in the steam generator of 0.3 MPa. Based on the research results, there are presented complex management strategies for continuous blackout accidents at nuclear power plants with VVER-1000 that meet all the accepted qualification criteria.

Keywords: accident, blackout, strategy, nuclear power plant.

**V. I. Skalozubov, O. M. Vierinov, I. M. Verbylo,
V. Yu. Kochnieva, A. V. Kanivets**

*Interagency Center for Fundamental Scientific Research in Energy and Ecology Sector, of the National Academy of Sciences of Ukraine, Odessa Polytechnic and Ministry of Ecology and Natural Resources of Ukraine,
1, Shevchenko Ave, Odessa, 65044*

Qualification of Management Strategies for Continuous Blackout Accident at Nuclear Power Plants with VVER

The most important lesson of the Fukushima accident for the safety of nuclear power is the need to improve/modernize management strategies for continuous blackout accidents at nuclear facilities.

The deterministic analysis of the continuous blackout accident at nuclear power plants with VVER-1000/320, carried out by the operating organization of the Ukrainian NPPs, recognized that the emergency supply system of steam generators is critical for safety. The work analyzes and qualifies (substantiates) the known modernizations of management strategies for the continuous blackout accidents at VVER nuclear power plants: accident management by steam generators supply with a system of

References

1. Skalozubov V., Spinov V., Spinov D. (2019). *Avarii s obestochivaniem yadernykh reaktorov* [Nuclear reactor blackout accidents]. Lambert Academic Publishing, 52 p. (in Rus.)
2. Kondratyuk V., Skalozubov V., Komarov Ju., Dorozh O., Filatov V. (2022). Criteria for conditions of hydrodynamic instability of the coolant in accidents with reactor circuit leaks. *Proc. of Odessa Polytechnic University*, vol. 2 (66), pp. 52–57. doi.org/10.15276/opu.2.66.2022.06.
3. Kondratiuk V. A., Pismennyy E. N., Skalozubov V. I. (2022). *Osnovyi modelirovaniya i upravleniya avariymi yadernykh energoustanovok* [Fundamentals of modelling and management of nuclear power plant accidents]. Lambert Academic Publishing, 312 p. (in Rus.)
4. Skalozubov V. I., Melnik S. I., Vashchenko V. M., Korduba I. B., Hrib V. Yu. (2023). The method of express analysis of nuclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel. *Journal of Geology, Geography and Geoecology*, vol. 32(2), pp. 388–395. doi.org/10.15421/112335.
5. Skalozubov V., Kondratiuk V., Pysmennyy Ye., Komarov Yu., Klevtsov S. (2023). [Modernization of management strategies and systems for accidents at nuclear power plants with long-term total blackout]. *Nuclear and Radiation Safety*, no. 2, pp. 80–86. doi.org/10.32918/nrs.2023.2(98).08. (in Ukr.)

Надійшла 25.12.2023

Received 25.12.2023

О. В. Балан, Л. І. Павловський, В. М. Рудько, С. С. Підберезний

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

Пропозиції щодо підготовки та захоронення радіоактивно забруднених бетонних конструкцій об'єкта «Укриття» у приповерхневих сховищах

Ключові слова:

Чорнобильська АЕС,
новий безпечний конфайнмент,
об'єкт «Укриття»,
радіоактивно забруднені бетонні
конструкції,
приповерхнєве забруднення,
питома активність,
захоронення

Наведено пропозиції щодо поводження з радіоактивно забрудненими бетонними конструкціями (РЗБК), що будуть утворюватися у процесі вилучення паливовмісних матеріалів з об'єкта «Укриття». РЗБК будуть характеризуватися різною інтенсивністю радіоактивного забруднення, яке знаходиться лише у приповерхневому прошарку бетону. Розроблено підхід до знаходження питомої активності всієї бетонної конструкції. Наведено технічні пропозиції щодо поводження та захоронення РЗБК у приповерхневому сховищі з багатобар'єрним захистом, який забезпечує надійну ізоляцію РЗБК від довкілля. Відзначається необхідність використання безпечних технологій, основаних на застосуванні технічних засобів і пристосувань, що дає змогу виключити повністю або звести до мінімуму залучення персоналу.

Вступ

У процесі вилучення паливовмісних матеріалів також буде утворюватися велика кількість супутніх радіоактивних відходів (РАВ). У таблиці 4.1 [1] наведено кількість та основні характеристики РАВ, що знаходяться в об'єкті «Укриття». Ці РАВ мають широкий спектр як за активністю, так і за агрегатним складом. Згідно з [1] кількість радіоактивно забруднених будівельних конструкцій та матеріалів в об'єкті «Укриття» перевищує 240 000 м³. З усього обсягу відходів лєвова частка належить бетонним конструкціям та їхнім уламкам (фрагментам) (рис. 1). Не всі зазначені бетонні відходи можуть видалятися у процесі вилучення ПВМ, проте їхня кількість буде величезною.

Поводження з відходами у вигляді РЗБК є досить складним завданням. Основною проблемою вилучення та поводження з РЗБК є наявність їхнього значного обсягу. За умов контейнерного зберігання таких РАВ будуть потрібні суттєві витрати як на пе-



Рис. 1. Завали будівельних конструкцій у зруйнованому 4-му блоці Чорнобильської АЕС

реведення РЗБК у сипку форму, так і на проведення дозиметричних та радіометричних вимірювань із завантаженням відходів у контейнер.

© О. В. Балан, Л. І. Павловський, В. М. Рудько, С. С. Підберезний, 2024

Зменшення загальних витрат цього процесу можна досягти захороненням великогабаритних РЗБК у приповерхневі сховища методом «навалу», без додаткової фрагментації з наступною іммобілізацією рідким бетонним розчином.

У зоні відчуження на території комплексу виробництв (КВ) «Вектор» функціонують будівлі приповерхневого сховища (рис. 2).



Рис. 2. Приклад будівлі приповерхневого сховища

Далі розглянуто можливість такого захоронення та окреслено можливий план дій щодо поводження з РЗБК включно з пропозиціями щодо технології поводження з цими відходами.

Порівняльний аналіз варіантів переведення твердих радіоактивних відходів (ТРВ) у сипку форму з подальшою контейнеризацією відходів і варіанта без дроблення бетонної конструкції показує, що витрати на переведення РЗБК у сипку форму значно вищі від витрат варіанта без дроблення. Впровадження діяльності з переведенням РЗБК у сипкий стан вимагатиме додаткових витрат, а саме:

- на закупівлю та експлуатацію обладнання для подрібнення;

- на закупівлю та експлуатацію спеціального радіометричного обладнання;

- на закупівлю та експлуатацію обладнання для збору та переробки радіоактивного пилу, що обов'язково буде утворюватися під час проведення цієї діяльності;

- на підготовку контейнерного парку;

- на радіаційний моніторинг виконання всього технологічного циклу;

- на додаткові дозовитрати персоналу;

- на додаткові заходи з радіаційної безпеки.

Відповідно до вимог документа [2] для захоронення РАВ у приповерхневе сховище обов'язковим параметром характеристики є величина питомої активності відходів. Ці дані є основою для оформлення

паспорта на групу відходів, що підлягають захороненню. Відомо, що в ДСП «Чорнобильська АЕС» для характеристики групи ТРВ за критерієм питомої та сумарної активності твердих і сипких РАВ, що знаходяться в кузові спеціального автотранспорту, застосовують спектрометричний комплекс Inspector-2000. Враховуючи цей метод, для деяких ТРВ у вигляді великогабаритних бетонних конструкцій і монолітних РАВ існують рекомендації щодо переведення їх у сипку форму за допомогою дроблення. Такий процес дає змогу провести характеристику цих відходів за допомогою спектрометричного комплексу Inspector-2000. Проте, як було зазначено вище, в умовах утворення великої кількості великогабаритних РЗБК застосувати такий метод надзвичайно важко.

Враховуючи вже існуючий досвід поводження з великогабаритними бетонними конструкціями, можна проаналізувати можливість захоронення РЗБК у приповерхневому сховищі в такій послідовності:

- вивчення дослідницьких робіт щодо глибини проникнення радіоактивних речовин чорнобильського походження в товщу бетону;

- розроблення методологічного підходу після оцінки питомої активності РЗБК за результатами прямих вимірювань і лабораторного дослідження;

- розроблення технічних рішень щодо поводження та захоронення РЗБК.

Аналіз висновків дослідницьких робіт щодо глибини дифузії радіоактивних речовин чорнобильського походження в товщі бетону

Аналіз даних щодо дифузії радіоактивних речовин чорнобильського походження в товщі бетону показує, що матеріали дослідження за цією тематикою в загальному доступі відсутні. Винятком є науково-дослідницька робота з дослідження радіоактивно забруднених будівельних конструкцій з бетону, яка була проведена Інститутом проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України) у 2016 р. Результати цих досліджень наведено в роботі [3]. Основною метою цієї роботи було внесення змін до наявної методики проведення вимірювань у частині визначення сумарної та питомої активності гамма-випромінюючих нуклідів в об'ємних металевих та будівельних відходах з поверхневим забрудненням під час підготовки до транспортування та захоронення.

Результатом цієї роботи було вивчення характеристик 29 кернів бетону різної щільності й визна-

чення глибини проникнення радіоактивних речовин у товщу бетонних конструкцій. Крім того, було наведено методику визначення поверхневої активності ^{137}Cs методом гамма-випробування бетонних, керамзитобетонних і залізобетонних будівельних конструкцій під час вимірювання потужності дози (ПД) або радіоактивного поверхневого забруднення (РПЗ).

За даними [3] вибрано максимальні вхідні значення поверхневої активності конструкцій кернів бетону. Ці значення систематизовано, проаналізовано і зведено в табл. 1 і 2. У таблицях наведено розподіл активності ^{137}Cs і трансуранових елементів (ТУЕ) по глибині бетону з визначенням відсотків поширеного розподілення.

У результаті проведеного аналізу встановлено, що основна кількість активності ^{137}Cs (>90 %) розподілена в товщі бетону від 0 до 9 мм. Розподіл проникнення активності у бетоні по глибині (див. табл. 1) від загальної активності керна становить:

- 0–3 мм — $72 \div 85$ %;
- 3–6 мм — $13 \div 23$ %;
- 6–9 мм — $0,36 \div 1,1$ %.

Аналіз даних, наведених у табл. 2, показує, що практично вся активність ТУЕ (>99 %) розподілена в товщі бетону від 0 до 6 мм.

Отримані результати показують, що для перерахунку поверхневої щільності забруднення бетонних конструкцій гамма- і бета-випромінюючими нуклідами в об'ємну (питому) активність консервативно можна приймати товщину радіоактивного забруднення 10 мм. Для перерахунку поверхневої щільності забруднення бетонних конструкцій альфа-випромінюючими нуклідами в питому активність товщину радіоактивно забрудненої поверхні рекомендується приймати 4 мм. У цій товщі знаходиться понад 99 % всієї активності.

Методологічний підхід щодо оцінки питомої активності РЗБК за результатами прямих вимірювань і лабораторного дослідження

Як зазначалося вище, основною проблемою паспортизації РЗБК є знаходження питомої активності (кБк/кг) бетонної конструкції в цілому. З одного боку, для вирішення цієї проблеми необхідно мати в наявності складне та кошторисне радіометричне обладнання, а з іншого — необхідність дроблення конструкції й переведення її в сипку форму для радіометричних вимірювань. Такі вимірювання, насамперед, обов'язкові для визначення кількості ядерних матеріалів у ТРВ.

Таблиця 1. Розподіл активності ^{137}Cs по глибині бетону

Місце відбору керна	Глибина проникнення, мм	Питома активність ^{137}Cs , Бк/г	Сумарна питома активність, Бк/г	% від загальної активності
Плити перекриття машинного залу в осях А-Б, 65–68 (кern 1)	0–3	$2,9 \cdot 10^3$	$3,9 \cdot 10^3$	75
	3–6	$9,0 \cdot 10^2$		23
	6–9	60		2
	9–12	<МДА*		
Плити перекриття машинного залу в осях А-Б, 65–68 (кern 2)	0–3	$9,0 \cdot 10^2$	$1,1 \cdot 10^3$	85
	3–6	$1,4 \cdot 10^2$		13
	6–9	16		1,5
	9–12	3,8		0,4
Приміщення 604/7	0–3	$2,3 \cdot 10^4$	$2,8 \cdot 10^4$	83
	3–6	$3,5 \cdot 10^3$		13
	6–9	$1,1 \cdot 10^3$		3,2
	9–12	$2,3 \cdot 10^2$		0,8
Приміщення 406/2	0–3	$1,8 \cdot 10^3$	$2,5 \cdot 10^3$	72
	3–6	$4,7 \cdot 10^2$		19
	6–9	$2,1 \cdot 10^2$		8
	9–12	26		1

* Мінімальна активність, що детектується

Таблиця 2. Розподіл активності ТУЕ по глибині бетону

Місце відбору керна	Питома активність ТУЕ, кБк/кг				% від загальної активності
	Глибина проникнення, мм	^{241}Am	$^{238+239+240}\text{Pu}$	Сумарна питома α -активність, кБк/кг	
Бетонні конструкції у приміщенні 604/7 (кern 1)	0–2	21	16	38	97
	2–4	0,8	0,17		2,5
	4–6	$8 \cdot 10^{-2}$	$4 \cdot 10^{-2}$		0,31
	6–8	$<1 \cdot 10^{-2}$	$<10^{-2}$		<0,05
Бетонні конструкції у приміщенні 604/7 (кern 2)	0–3	$4,2 \cdot 10^2$	$3,2 \cdot 10^2$	$7,6 \cdot 10^2$	96
	3–6	12	12		3,1
	6–9	0,3	$1 \cdot 10^{-2}$		0,041
	9–12	$<1 \cdot 10^{-2}$	$<1 \cdot 10^{-2}$		<0,003
Бетонні конструкції у приміщенні 406/2	0–4	3,2	2,9	7,3	83
	4–7	1,1	$3 \cdot 10^{-2}$		15
	7–10	$5 \cdot 10^{-2}$	$<1 \cdot 10^{-2}$		<0,8
	10–13	$<1 \cdot 10^{-2}$	$<1 \cdot 10^{-2}$		<0,3

Прогнозується, що всі РЗБК, які будуть видалятися з об'єкта «Укриття», є відходами будівельних конструкцій з радіоактивним поверхневим забрудненням і деяким проникненням радіоактивності у приповерхневий шар бетону. Для переведення радіаційного поверхневого забруднення конструкції в питому активність необхідно об'єм радіоактивно забрудненої частини розподілити на весь об'єм конструкції.

Для будь-якої бетонної конструкції, видаленої з завалів об'єкта «Укриття» та переміщеної на майданчик тимчасового складування нового безпечного конфайнмента (НБК), пропонується такий порядок радіометричного обстеження:

прямі вимірювання ПД на відстані 10 см від поверхні за допомогою гамма-сканера;

систематизація, обробка та аналіз результатів гамма-сканування;

визначення місць та кількість відбору зразків із радіоактивно забрудненої поверхні ($S \sim 100 \text{ см}^2$) конструкції. Як правило, місця відбору зразків мають збігатися з місцями з максимальними величинами ПД;

лабораторне радіометричне дослідження взятих зразків на бета- та альфа-активність;

занесення отриманих результатів радіометричного обстеження конструкції в базу даних за окремими зонами розбирання завалів з метою знаходження перерахункових коефіцієнтів для визначення питомої активності (наведено далі);

визначення питомої активності РЗБК та прийняття оперативного рішення щодо класифікації ТРВ;

складання паспорта на РЗБК та надання дозволу на її проміжне зберігання або захоронення.

У роботі [3] наведено методику переведення та експериментально визначено перерахункові коефіцієнти. Отримані величини експериментальних коефіцієнтів $K_{\text{пл-2}}$, які можна застосовувати для переходу бета-част./ $(\text{хв} \cdot \text{см}^2)$ у кБк/ м^2 та мкЗв/год у кБк/ м^2 , за результатами досліджень РЗБК на майданчику тимчасового зберігання технологічних матеріалів зведено в табл. 3.

Виходячи з вищезазначеного, для отримання питомої активності бетонної конструкції необхідно провести прямі радіометричні вимірювання на майданчику складування НБК, тобто визначити величини ПД і РПЗ. Крім того, необхідно здійснити забір зразків поверхневого забруднення (як правило, у місцях найбільших величин ПД) для лабораторних та спектрометричних досліджень. За відомими значеннями величин ПД, РПЗ та щільності поверхневого забруднення за допомогою перерахункових коефіцієнтів визначається питома активність усієї конструкції. Слід зазначити, що величини перерахункових коефіцієнтів можуть бути різними, залежно від зони розбирання завалів, тому обов'язковим завданням є оновлення результатів інформаційної бази даних дозиметричних та радіометричних вимірювань окремо за кожної зони розбирання завалів. Відповідно до отриманих даних за кожною зоною величини перерахункових коефіцієнтів будуть коригуватися. У результаті проведених розрахунків і знаходження величини питомої активності буде проводитись характеристика фрагмента

Таблиця 3. Визначення перерахункових коефіцієнтів за результатами дозиметричних вимірювань бетонних конструкцій

Бета _{РПЗ} , бета-част./((хв · см ²))	¹³⁷ Cs, кБк/м ² (по РПЗ)	K _{п1} *	ПД від поверхні, мкЗв/год	¹³⁷ Cs, кБк/м ² (по ПД)	K _{п2} **
1,5 · 10 ³	5,0 · 10 ²	3,00	10	1,9 · 10 ³	1,90 · 10 ²
6,9 · 10 ²	2,3 · 10 ²	3,00	6,3	1,2 · 10 ³	1,90 · 10 ²
1,9 · 10 ³	6,3 · 10 ²	3,02	4,3	8,2 · 10 ²	1,91 · 10 ²
2,4 · 10 ³	8,1 · 10 ²	2,96	5,0	9,6 · 10 ²	1,92 · 10 ²
1,2 · 10 ³	3,8 · 10 ²	3,16	3,3	6,4 · 10 ²	1,94 · 10 ²
5,1 · 10 ²	1,7 · 10 ²	3,00	5,1	9,8 · 10 ²	1,92 · 10 ²
6,1 · 10 ²	2,0 · 10 ²	3,05	3,6	6,9 · 10 ²	1,92 · 10 ²
7,5 · 10 ²	2,5 · 10 ²	3,00	1,4	2,7 · 10 ²	1,93 · 10 ²
4,8 · 10 ²	1,6 · 10 ²	3,00	2,3	4,5 · 10 ²	1,96 · 10 ²
1,6 · 10 ³	5,5 · 10 ²	2,91	5,2	1,0 · 10 ³	1,92 · 10 ²
5,5 · 10 ³	1,8 · 10 ²	3,06	0,38	73	1,92 · 10 ²
6,0 · 10 ²	2,0 · 10 ²	3,00	0,43	83	1,93 · 10 ²
4,6 · 10 ²	1,5 · 10 ²	3,07	0,77	1,5 · 10 ²	1,95 · 10 ²
8,1 · 10 ³	2,7 · 10 ²	3,00	0,4	75	1,88 · 10 ²
4,8 · 10 ³	1,6 · 10 ²	3,00	0,4	77	1,93 · 10 ²
Середнє значення K _{п1-2}		3,01			192

* Експериментальний коефіцієнт переходу РПЗ із бета-част./((хв · см²)) у Бк/м²** Експериментальний коефіцієнт переходу з величини ПД (мкЗв/год) на РПЗ (Бк/м²)

РЗБК з оформленням паспорта на його захоронення або проміжне зберігання.

Для захоронення або проміжного зберігання РЗБК відповідно до наявної законодавчої бази існують критерії приймання РАВ на захоронення.

1. На ПЗРВ «Буряківка» діють критерії приймання РАВ на захоронення, що дозволяють захоронення РАВ з питомою активністю гамма- і бета-випромінюючих радіонуклідів до 5000 кБк/кг та альфа-випромінюючих радіонуклідів до 6,0 кБк/кг. Крім цього, у [4] розглянуто можливості застосування додаткових критеріїв прийнятності РАВ для ПЗРВ «Буряківка», що дозволять на існуючому рівні обмежити радіологічні ризики, пов'язані із захороненням РАВ як джерелами потенційного опромінення третьої групи:

питома активність трансуранових альфа-випромінюючих радіонуклідів менше 56 Кбк/кг;

сумарна активність трансуранових альфа-випромінюючих радіонуклідів в одній траншеї менше 1,5 ТБк;

сумарна активність бета-, гамма-випромінюючих нуклідів в одній траншеї менше 120 ТБк.

Наведені критерії повної активності є усередненою величиною. Система контролю й обліку РАВ повинна забезпечувати виконання цих критеріїв на момент закінчення заповнення сховища. У випадку, якщо сховище не заповнено, а активність РАВ досягла встановленої межі, подальше заповнення необхідно проводити «чистим» ґрунтом.

2. Згідно з [5] для довгоіснуючих альфа-випромінюючих нуклідів застосовується додаткове обмеження, а саме: питома активність в окремій упаковці не має перевищувати 4000 кБк/кг за умови, що в середньому в усіх упаковках у сховищі питома активність РАВ не перевищує 400 кБк/кг. При цьому береться до уваги необхідність дотримання критеріїв щодо критичності та тепловиділення.

Технічні рішення щодо поводження та захоронення РЗБК

Відповідно до проектних рішень наявність персоналу в зонах поводження з РЗБК, особливо ручна праця, повністю виключаються, тобто під час вико-

нання всіх технологічних процесів застосовується метод безлюдних технологій. Роботи з РЗБК мають здійснюватися на майданчиках НБК (рис. 3) із застосуванням наявної інфраструктури НБК і за допомогою дистанційно керованого робота-маніпулятора (ДКРМ), приєднаного до мобільної інструментальної платформи системи основних кранів НБК та окремих мобільних дистанційно керованих механізмів (ДКМ) на власному ходу залежно від їхньої потреби.

Різання бетонних і залізобетонних конструкцій в об'єкті «Укриття» за можливості мають виконуватись великогабаритними фрагментами з розмірами, що дає змогу завантажувати їх в оборотні контейнери й переміщувати за допомогою кранів НБК. Основним пріоритетом мають залишатися масові й габаритні характеристики, що дозволяють транспортування вилучених фрагментів у спеціальному автотранспорті без додаткових дій з ними на майданчику тимчасового складування НБК. Такий підхід може надати можливість захоронення РЗБК великогабаритними фрагментами без необхідності їхнього дроблення до

стану сипких матеріалів для захоронення або довгострокового зберігання в контейнерах.

Таким чином, РЗБК із зони утворення переміщуються на майданчик тимчасового складування для подальшого поводження, пріоритетна кінцева мета якого — відповідне документальне оформлення партії цих радіоактивних матеріалів і вивезення їх на захоронення або проміжне зберігання за межі НБК.

Для цієї роботи на частині площі майданчика тимчасового складування НБК має бути організовано пункт прийому фрагментів РЗБК, який оснащується:

достатньою кількістю відеокамер для транслявання зображення на монітори щита керування процесом та обробки даних;

стендом з пристроєм 3D сканування фрагментів залізобетону для можливості визначення характеристик зразка включно з визначенням загальної площі поверхні фрагмента, його маси та інших необхідних показників;

приладами радіаційного контролю для визначення характеристик гамма-випромінювання.

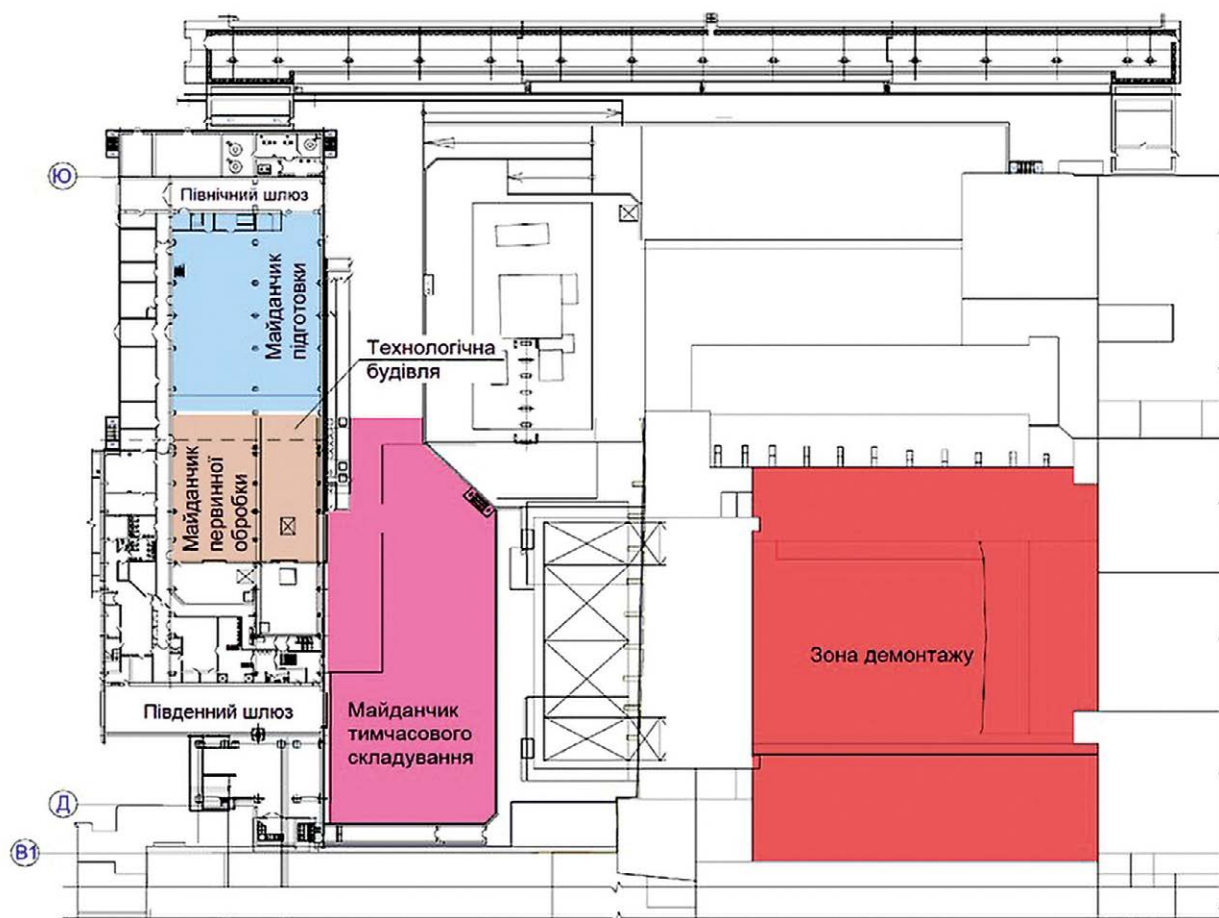


Рис. 3. Розташування майданчиків НБК з поводження з РЗБК

Крім того, пункт прийому фрагментів РЗБК має комплектуватися ДКМ на власному ході, який за допомогою навісного обладнання міг би виконувати різні допоміжні операції включно з вирізанням місць з аномальними значеннями радіоактивного забруднення (якщо такі будуть виявлені) та переміщенням їх у спеціальний контейнер. ДКМ на власному ході (рис. 4) має бути забезпечений навісним обладнанням для проведення відбору зразків забруднення з поверхні фрагмента. Зразки необхідні для характеристики конструкції РЗБК за бета- і альфа-забрудненням у лабораторії технологічної будівлі.



Рис. 4. Загальний вигляд ДКМ

ДКМ на власному ході має змогу здійснювати таке:

- переміщуватися майданчиком для виконання операції зі взяття зразка забруднення на носій;

- завантаження зразків у контейнер та встановлення контейнера на дистанційно керований візок, що транспортує його в технологічну будівлю НБК для передання на дослідження в лабораторію.

За пунктом прийому фрагментів РЗБК мають бути закріплені установки розпилення пилопригнічуючих розчинів, що доставляються для роботи безпосередньо перед завантаженням фрагмента в кузов спецавтотранспорту. Для навантажувально-розвантажувальних робіт, за необхідності, застосовується мобільний вантажопідіймний кран, який виконує перевантаження фрагментів РЗБК з контейнера на стенд для досліджень або завантаження фрагментів у кузов спецавтотранспорту. Перевезення РАВ у зоні відчуження має здійснюватися автомобілями підприємства, яке має дозвільні документи на діяльність із поводження з РАВ та відповідний парк спецавтотранспорту.

У процесі поводження із фрагментами РЗБК на майданчику тимчасового складування і за його межами виконуються такі дії і технологічні операції:

- визначення маси та площі поверхні фрагмента конструкції для проведення відповідних розрахунків;
- прямі вимірювання ПД гамма-сканером для систематизації фрагментів за показниками гамма-сканування;

- відбір зразків (мазків) із радіоактивно забрудненої поверхні фрагмента конструкції для лабораторних досліджень. Як правило, місця відбору зразків мають збігатися з місцями з максимальною величиною ПД;

- лабораторне радіометричне дослідження взятих зразків на бета- та альфа-активність;

- занесення отриманих результатів радіометричного обстеження конструкції в базу даних за окремими зонами розбирання завалів з метою визначення перерахункових коефіцієнтів переходу в питому активність для фрагмента, що досліджується, та прийняття рішення щодо класифікації ТРВ;

- визначення питомої активності для конкретного фрагмента РЗБК;

- складання паспорта на фрагмент РЗБК для можливості переміщення її на зберігання або захоронення за межами НБК.

Партія РЗБК після отримання паспорта завантажується в спецавтотранспорт на майданчику тимчасового складування НБК. Транспортування РАВ за межі НБК здійснюється через південний шлюз технологічної будівлі. У такому порядку будуть вивозитися всі РЗБК об'єкта «Укриття», що можуть розглядатися як окремі велико- і середньогабаритні фрагменти.

Найбільш оптимальним місцем захоронення великогабаритних фрагментів РЗБК об'єкта «Укриття» можуть бути приповерхневі сховища модульного типу, що вже існують або будуть побудовані в зоні відчуження Чорнобильської АЕС.

Таким чином, той чи інший фрагмент РЗБК, що був вилучений із приміщень об'єкта «Укриття» та підпадає під захоронення в приповерхневому сховищі (за питомою активністю) і переміщений у сховище модульного типу, повинен мати багатобар'єрний захист, який забезпечується:

- фіксацією радіоактивного забруднення у верхньому шарі залізобетонного фрагмента;

- конструкцією споруди, де дно й бокові поверхні виконані із залізобетону, що є додатковим бар'єром на шляху розповсюдження радіоактивності за межі сховища;

імобілізацією ТРВ, де фрагменти РЗБК пошарово складаються у сховище (у межах кожного з відсіків) та запаковуються заливанням рідким бетоном; гідроізоляцією споруди, в якій запаковані у відсіках бетонного сховища фрагменти РЗБК закриваються шляхом улаштування залізобетонного накриття та здійснення всіх необхідних захисних заходів.

Перевезення РАВ від промайданчика Чорнобильської АЕС до місця розташування приповерхневого сховища має відбуватись спецавтотранспортом за затвердженим маршрутом, що передбачає рух по автодорогах 10-кілометрової зони відчуження.

Для розвантаження фрагментів РЗБК у секції сховища на його промайданчику має знаходитись мобільний вантажопідйомний кран, що дозволяє виконувати необхідні операції. Кран має бути оснащений спеціальним захватом — це спрощує стропування фрагмента без залучення персоналу та є стаціонарним захистом для оператора, що забезпечує його безпечну роботу в наявних умовах радіоактивної складової. Процес розвантаження фрагментів РЗБК у сховище має контролюватись за рахунок системи відеоспостереження. Зображення відеокамер має транслюватись на монітори оператора крана і керівника робіт для взаємодії та коригування дій.

Заливання бетоном шару РАВ і секції відбувається в міру його заповнення. Після того, як заповнення секції сховища фрагментами РАВ буде закінчено, а верхній шар буде забетоновано, починається робота з улаштування стаціонарного покриття. Слід зазначити, що верхній шар у секції заливається бетонним розчином не тільки у проміжках між фрагментами і стінками, а й поверх шару РАВ для їхньої повної ізоляції. Покриття над секцією сховища виконується з монолітного армованого бетону відповідно до затвердженого проекту. Оскільки всі секції сховища є стандартними, тобто мають однакові габаритні показники, то всі покриття виконуються в одній опалубці, що використовується багаторазово. Заливання бетонної суміші в опалубку здійснюється за допомогою автобетононасоса з телескопічною стрілою-маніпулятором. Контроль укладання бетонної суміші проводиться за допомогою системи відеоспостереження, що транслює процес на монітор керівника робіт із бетонування. Після закінчення бетонування за конструктивом покриття виконується догляд з метою дотримання термовологісного режиму твердіння бетону. У заключній частині робіт виконуються влаштування гідроізоляційної покрівлі із синтетичних матеріалів з показниками довготривалої гарантії.

Заповнення інших секцій модульного приповерхневого сховища фрагментами РЗБК, а також усі процедури з бетонних робіт здійснюються аналогічно.

Висновки

Поводження з відходами у вигляді РЗБК є досить складним завданням. Основною проблемою вилучення та поводження з ними є наявність значного обсягу відходів. Контейнерне зберігання таких РАВ зумовлює додаткові витрати на фрагментацію РЗБК для переведення їх у сипку форму та проведення дозиметричних і радіометричних вимірювань. Значного зменшення загальних витрат щодо поводження з РЗБК можна досягти захованням габаритних конструкцій у модулях приповерхневого сховища методом «навалу», без додаткової фрагментації з подальшою імобілізацією рідким бетоном.

Прогнозується, що всі РЗБК, які будуть видалятися з об'єкта «Укриття», є відходами будівельних конструкцій із радіоактивним поверхневим забрудненням та деяким проникненням радіоактивності в товщу бетону. Для переведення РЗБК конструкції в питому активність необхідно об'єм радіоактивно забрудненої частини розподілити на весь об'єм конструкції. Тому основною проблемою під час заховання РЗБК є їхня коректна паспортизація. Необхідною умовою для проведення паспортизації є наявність величини питомої активності бетонної конструкції в цілому.

Проведений аналіз дослідницьких робіт щодо глибини дифузії радіоактивних речовин чорнобильського походження в товщі бетону показав:

основна кількість активності ^{137}Cs (>90 %) розподілена в товщі бетону від 0 до 9 мм;

практично вся активність ТУЕ (>99 %) розподілена в товщі бетону від 0 до 6 мм.

Знаходження питомої активності всієї конструкції рекомендується вирішувати таким чином:

визначення маси та площі поверхні фрагмента конструкції для проведення відповідних розрахунків здійснювати шляхом використання методу 3D сканування на стенді;

прямі вимірювання ПД здійснювати за допомогою гамма-сканера для систематизації фрагментів за показниками сканування;

відбір зразків (мазків) із радіоактивно забрудненої поверхні фрагмента конструкції для лабораторних досліджень виконувати за допомогою ДКРМ на власному ходу з відповідним оснащенням;

радіометричне дослідження взятих зразків на бета- та альфа-активність із занесенням отриманих результатів у базу даних за окремими зонами розбирання завалів;

питому активність для конкретного фрагмента РЗБК визначати за рахунок перехідних коефіцієнтів, знайдених на підставі результатів проведених досліджень.

Поводження з РЗБК на майданчику тимчасового складування НБК має здійснюватися на підготовленій ділянці пункту прийому, який оснащено відповідним вимірювальним обладнанням, дистанційно керованою робототехнікою, системою відеоспостереження та автоматизованого керування процесом із загального щита технологічної будівлі НБК. Технологічні операції з РЗБК мають здійснюватися за допомогою змінних інструментів ДКРМ, приєднаного до мобільної інструментальної платформи системи основних кранів НБК та окремих ДКМ на власному ходу.

Запропонована методологія дає змогу значно спростити процедуру поводження з РЗБК в НБК, а також скоротити вартість і термін здійснення цієї діяльності. Крім того, наведено технічні пропозиції щодо поводження та захоронення РЗБК у приповерхневому сховищі з багатобар'єрним захистом, який забезпечує надійну ізоляцію РАВ від довкілля.

Таким чином, мають бути забезпечені вимоги нормативних та експлуатаційно-технічних документів щодо безпечного поводження і захоронення РЗБК.

Список використаної літератури

1. Отчет о состоянии безопасности объекта «Укрытие» (ОСБ ОУ-2008) / SIP-P-PM-22-460-SAR-124-05.
2. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України: Державні санітарні правила 6.177-2005-09-02 (ОСПУ-2005). — Затверджено Наказом МОЗ України № 54 від 02.02.2005.
3. Визначення активності твердих радіоактивних відходів з використанням спектрометричної системи типу GENIE2000 в частині визначення сумарної та питомої активності гамма-випромінюючих радіонуклідів в об'ємних металевих та будівельних відходах з поверхневим забрудненням при підготовці до захоронення та транспортування: Звіт про НДР / ІПБ АЕС НАН України. Договір № 357/15 від 17.02.2015. — Чорнобиль, 2016.
4. Звіт по аналізу безпеки реконструкції пункту захоронення радіоактивних відходів «Буряківка» / МНТЦ «Укриття» НАН України. Договір № 35/05 від 17 травня 2005 р. — Чорнобиль, 2005.
5. Про затвердження Рекомендацій щодо встановлення критеріїв приймання кондиційованих радіоактивних відходів на захоронення у приповерхневих сховищах. — Затверджено Наказом № 160 від 25.10.2004. — Державний комітет ядерного регулювання України, 2004.

O. V. Balan, L. I. Pavlovskyi, V. M. Rudko

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

Proposals Regarding the Preparation and Storage of Radioactively Contaminated Concrete Structures of the Shelter Object in Near-Surface Storage

The paper contains proposals for radioactively contaminated concrete structures (RCCS) management, which will be formed, removing fuel-containing materials (FCM) from the Shelter object. RCCS will be characterized by different intensity of radioactive contamination, which is only in the near-surface layer of concrete. In the case of containerized storage of such RW, significant costs will be required, first, for the fragmentation of RCCS in order to convert them into a loose form and for conducting dosimetric and radiometric measurements. A significant reduction in the total costs of handling RCCS can be achieved by burying the overall structures in the modules of the superficial storage by the bulk method, without additional fragmentation, followed by immobilization with a cement-sand or clay solution.

The given approach for determining the specific activity of the entire concrete structure is based on conducting direct dosimetric and radiometric measurements and finding conversion coefficients, namely from the dose rate (DR, $\mu\text{Sv/h}$) into radioactive surface pollution (RSP, Bq/m^2). In order to convert the structure's RSP into specific activity, it is necessary to distribute the volume of the radioactively contaminated part over the entire structure's volume.

The following are technical proposals for management and burying RCCS in a near-surface disposal facility with multi-barrier protection, which ensures reliable isolation of RCCS from the environment. It is noted the need to use safe technologies, which are based on the involvement of technical means and devices that make it

possible to completely eliminate or minimize the involvement of personnel. Thus, the requirements of regulatory and operational-technical documents regarding the safe handling and disposal of RCCS must be met.

Keywords: ChNPP, NSC-SO, RCCS, surface pollution, specific activity, disposal.

References

1. *Report on the safety status of the Shelter object in 2008.* SIP-P-PM-22-460-SAR-124-05. (in Rus.)
2. *Basic sanitary rules for ensuring radiation safety of Ukraine.* State sanitary rules 6.177-2005-09-02 (OSPU-2005). Approved by the Order of the Ministry of Health of Ukraine dated 02.02.2005. (in Ukr.)
3. *Determination of the activity of solid radioactive waste using a spectrometric system of the GENIE2000 type in terms of determining the total and specific activity of gamma-emitting radionuclides in bulky metal and construction waste with surface contamination during preparation for disposal and transportation.* 2016 Research report of the ISP NPP of the NAS of Ukraine. Agreement No. 357/15 dated February 17, 2015. (in Ukr.)
4. ISTC "Shelter" (2005). *Report on the safety analysis of the reconstruction of the radioactive waste disposal site Buriakivka.* Agreement no. 35/05 dated May 17, 2005. (in Ukr.)
5. *On the approval of the Recommendations on the establishment of criteria for accepting conditioned radioactive waste for disposal in near-surface repositories.* Approved by the Order of the State Committee for Nuclear Regulation of Ukraine no. 160 dated 25.10.2004. (in Ukr.)

Надійшла 20.11.2023

Received 20.11.2023

О. В. Михайлов, В. М. Безмилов

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

Кондиціювання високоактивних твердих радіоактивних відходів у ядерному паливному циклі. Огляд методів та технологій. Частина 2

Ключові слова:

АЕС,
радіоактивні відходи,
кондиціювання,
імобілізація,
віттрифікація,
скло,
лавоподібні паливовмісні
матеріали

Наведено огляд світового досвіду застосування відпрацьованих у промислових масштабах методів кондиціювання радіоактивних відходів (РАВ) шляхом їхньої вітрифікації (оскловування). Проведено аналіз властивостей кінцевих продуктів (форми відходів), що виготовляються у країнах із розвинутим ядерним паливним циклом для подальшого транспортування, зберігання та захоронення РАВ із застосуванням різного складу скла. Визначено, що використання боросилікатних імобілізуючих матриць визнається цілком виправданим з точки зору технологічних та економічних переваг їхнього виробництва, а також можливостей забезпечення умов безпечного тимчасового зберігання і транспортування РАВ. У ряду фосфатних імобілізуючих матриць свинцево-залізно-фосфатне скло виявилося найкращим з точки зору низького корозійного впливу на матеріали устаткування та забезпечення стійкості кінцевого продукту до девітрифікації (розскловування) при застиганні. Проведено порівняння характеристик осклованих РАВ і лавоподібних паливовмісних матеріалів (ЛПВМ), що тимчасово зберігаються всередині комплексу нового безпечного конфайнмента та об'єкта «Укриття» (комплекс НБК-ОУ) ДСП «Чорнобильська АЕС». Зроблено висновки щодо впливу різних факторів на властивості скляних матриць і ЛПВМ утримувати небезпечні радіонукліди, у тому числі самоопромінення.

Вступ

На сьогодні накопичено величезний досвід розробки надійних способів кондиціювання радіоактивних відходів (РАВ) і виготовлення кінцевого продукту (форми відходів), що забезпечує його хімічну, термічну та радіаційну стійкість, і є готовим для подальшого переміщення, перевезення, зберігання та захоронення у спеціальних сховищах [1–16]. Найбільш поширеним і відпрацьованим у промислових масштабах способом кондиціювання РАВ, у тому числі високоактивних РАВ (ВАВ), є імобілізація шляхом включення відходів у структуру різноманітних матриць, виготовлених

із бітуму, полімерів, цементу, скла, кераміки, склокераміки, металу [1, 3–13]. Класифікацію форм відходів, що виготовляються у промислових масштабах із застосуванням матричних матеріалів та їхню характеристику наведено в першій частині огляду методів і технологій кондиціювання РАВ [16].

На активній стадії аварії 4-го енергоблоку Чорнобильської АЕС (ЧАЕС) у результаті хаотичних і неконтрольованих процесів у нижній частині шахти зруйнованого реактора утворився силікатний розплав, який розповсюдився лавами із епіцентру плавлення і застиг у різних приміщеннях у вигляді чорних, коричневих і поліхромних паливовмісних скломас [17–

© О. В. Михайлов, В. М. Безмилов, 2024

22]. У літературі такий тип паливовмісних матеріалів (ПВМ) називають керамікою або лавоподібними ПВМ (ЛПВМ). За результатами проведених досліджень відомо, що основою ЛПВМ є силікатна скломатриця, яка містить різноманітні мікрровключення у вигляді оксидів урану, сполук різного стехіометричного складу ($Zr_xU_yO_z$), циркону з високим вмістом урану («чорнобиліту»), металевих глобул [17, 20–22]. У цьому аспекті ЛПВМ є своєрідним кінцевим продуктом вітрифікації ВАВ, розповсюдженим у вигляді окремих скупчень ПВМ у підреакторних приміщеннях зруйнованого енергоблоку ЧАЕС. Але на відміну від штучно осклованих форм відходів ЛПВМ є «недовареним» склом з нерівномірним розподілом елементів і частинок вихідних матеріалів, що не встигли прореагувати для отримання багатокомпонентного силікатного скла [23, 24]. Зберігання ЛПВМ у комплексі «Новий безпечний конфайнмент — об'єкт «Укриття» (НБК-ОУ) без дотримання умов ізоляції осклованих ВАВ від дії зовнішніх факторів призводить до постійного виносу з їхньої поверхні радіонуклідів з аерозолями і пилом [25, 26]. При цьому значна частина радіонуклідів під дією води, що потрапляє в місця локалізації ЛПВМ за рахунок атмосферних опадів і конденсату, переходить до так званих неорганізованих скупчень радіоактивно забрудненої води на нижніх позначках об'єкта «Укриття» [25–27]. У результаті характерні для скляних матриць властивості щодо міцного утримання іммобілізованих радіонуклідів (дуже низьких швидкостей вилугування) для ЛПВМ в умовах комплексу НК-ОУ не спостерігаються. Відомо, що властивості осклованих ВАВ також можуть змінюватися не лише під дією зовнішніх факторів, але й унаслідок поступової деградації їхньої структури під дією самоопромінення та розскловування [13–15]. Утворюються мікро- і макротріщини, що, по-перше, зменшує їхню механічну міцність і, по-друге, створює умови для реалізації механізму іонного обміну й виходу радіонуклідів у навколишнє середовище. Такі зміни спостерігаються й у структурі ЛПВМ після накопичення радіаційних дефектів у вигляді наноканалів, збільшення об'єму кристалічних включень оксидів урану і формування порового простору, відкритого для надходження кисню та вологи у скломатрицю [21–24, 28–30].

На шляху перетворення комплексу НБК-ОУ на екологічно безпечну систему ЛПВМ повинні бути вилучені з приміщень зруйнованого 4-го енергоблоку ЧАЕС і переведені в контрольований безпечний стан. Приклад реалізації цього заходу запропонований у роботах [31, 32]. Однак залишається актуальним питання

щодо того, яким чином, спираючись на досвід кондиціювання РАВ, обрати оптимальний шлях поводження з таким унікальним високорадіоактивним матеріалом, яким є ПВМ, і уникнути або мінімізувати вторинне забруднення навколишнього середовища. У цій частині огляду розглянуто методи і технології кондиціювання РАВ шляхом їхньої вітрифікації, а також зроблено порівняння характеристик кінцевого продукту (форми відходів) з ЛПВМ чорнобильського походження.

Склад скла для виготовлення кінцевого продукту (форми відходів)

Технологія іммобілізації небезпечних компонентів РАВ шляхом їхньої вітрифікації побудована на властивості скла включати до свого складу широкий спектр хімічних елементів. Це пов'язано з особливістю структури речовини в аморфному стані, що утворюється при затвердінні переохолодженого розплаву суміші з оксидів-склоутворювачів, оксидів-модифікаторів і РАВ. Розроблено численні варіанти хімічного складу скла, з числа яких лише боросилікатні і фосфатні іммобілізуючі матриці (табл. 1 і 2) було визнано придатними для застосування у промислових масштабах [1, 2, 4–7, 9–12]. У табл. 3 наведено перелік варіантів різного складу скла, що виготовляється в різних країнах для іммобілізації ВАВ, та діючі установки з вітрифікації РАВ.

Дані табл. 1–3 свідчать про те, що відомі на сьогодні скляні матриці можуть суттєво відрізнятися за хімічним складом і співвідношенням вмісту склоутворюючих оксидів та різних добавок (оксидів-модифікаторів). У результаті багаторічних досліджень було відкрито технічні можливості впливати як на властивості розчину для забезпечення технологічних умов процесу вітрифікації (температура розплаву, хімічна інертність до устаткування тощо), так і на характеристики кінцевого продукту (хімічну стійкість, в'язкість, електропровідність, швидкість вилугування радіонуклідів та ін.) за рахунок зміни вмісту окремих компонентів у вихідній суміші.

Фосфатні стекла було розроблено як альтернатива їхньому боросилікатному виду. Це дало змогу виготовляти іммобілізуючі скляні матриці за меншою температурою плавлення вихідної суміші компонентів і забезпечити високу розчинність відходів у вигляді сульфатів ВАВ. На практиці фосфатне скло знайшло своє застосування з додаванням до його складу оксидів алюмінію, заліза і свинцю (див. табл. 2). Це забезпечило найкращу хімічну стійкість, найменшу температуру розплаву, низький корозійний вплив на

Таблиця 1. Склад боросилікатного скла для іммобілізації ВАВ, мас. %

Скло	SiO ₂	B ₂ O ₃	Na ₂ O	Al ₂ O ₃	CaO	Li ₂ O	K ₂ O	MgO	BaO	TiO ₂	ZrO ₂	ZnO	PbO
ABS-39	53,2	21,0	14,2	3,4	–	–	–	–	–	–	–	–	–
ABS-41	57,1	17,5	10,3	2,7	–	3,3	–	–	–	–	–	3,3	–
Aluminosilicate	55,0	–	5,8	11,9	14,4	–	1,1	2,8	–	5,4	3,6	–	–
AVM8	56,1	25,3	18,6	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–
C/31–3	44,2	5,2	1,4	13,1	4,8	1,3	–	1,8	18,4	3,6	–	6,2	–
Borosilicate	39,8	18,6	7,4	–	12,1	3,7	3,7	3,0	–	2,4	4,6	–	–
DWPF(min)	61,8	13,7	11,4	4,0	1,1	4,3	2,9	–	–	0,8	–	–	–
DWPF(max)	57,1	10,7	12,7	7,5	1,3	4,8	4,8	–	–	1,1	–	–	–
EMS11	51,3	–	–	27,2	0,8	0,8	0,7	1,6	–	–	–	17,7	–
GP98/12	58,5	11,0	17,5	1,6	4,5	–	–	3,3	–	3,6	–	–	–
LAN-14	51,7	7,8	–	16,9	–	–	–	–	2,6	–	–	–	5,8
LAN-17	46,4	6,9	–	19,9	–	–	–	–	2,7	–	–	–	4,9
M5(189)	55,5	29,3	10,3	–	–	4,9	–	–	–	–	–	–	–
M22(UK209)	68,6	14,8	11,2	–	–	5,4	–	–	–	–	–	–	–
MW	61,7	21,9	11,1	–	–	5,3	–	–	–	–	–	–	–
PFR116	59,7	13,3	–	10,0	–	6,9	–	–	–	10,0	–	–	–
PNL76-68	59,7	14,2	11,2	–	3,0	–	–	–	–	4,5	–	7,5	–
PNL72-68	37,0	15,1	5,4	–	2,0	–	5,4	2,0	2,0	–	–	28,9	–
PNL76-101	59,6	14,2	11,2	–	3,0	–	–	–	–	4,5	–	7,5	–
PO422	61,0	19,9	1,4	5,0	2,8	4,3	2,8	–	–	–	–	2,8	–
PO631	60,5	20,3	1,2	4,9	2,8	4,4	2,8	–	–	–	–	3,1	–
R7T7	54,3	16,7	11,8	5,8	4,8	2,4	–	–	–	–	1,2	3,0	–
SG7	72,0	8,3	7,4	8,6	2,7	–	–	1,0	–	–	–	–	–
SM/58	63,7	13,8	5,2	1,3	4,3	4,2	–	2,4	–	5,1	–	–	–
SM539	45,5	33,0	10,5	–	6,5	4,5	–	–	–	–	–	–	–
SM513-LW11	58,7	14,7	6,5	3,0	5,1	4,7	–	2,2	–	5,1	–	–	–
SON/64/G3	60,5	23,7	15,8	–	–	–	–	–	–	–	–	–	–
SON68	54,9	16,9	11,9	5,9	4,9	2,4	–	–	–	–	–	3,0	–
SRL131	57,9	14,7	17,7	–	–	5,7	–	2,0	–	1,0	0,5	–	–
SRL165	68,0	10,0	13,0	–	–	7,0	–	1,0	–	–	1,0	–	–
Modified SRL165	63,2	8,8	13,5	6,0	1,2	6,2	–	1,0	–	–	–	–	–
VG98/12	56,7	12,4	17,5	2,6	4,1	–	–	2,1	–	4,6	–	–	–

Таблиця 2. Склад фосфатного скла для іммобілізації ВАВ, мас. %

Скло	P ₂ O ₅	Al ₂ O ₃	Na ₂ O	Fe ₂ O ₃	PbO	CaO	MnO ₂	SO ₃
Fe phosphate	55,0	–	10,0	35,0	–	–	–	–
PbFeP	40,8	–	–	10,8	48,4	–	–	–
PAMELA 78/7	70,7	7,1	–	22,2	–	–	–	–
PbFeP/1C	34,4	–	–	11,5	54,1	–	–	–
PbFeP/4C	41,9	–	–	14,1	44,0	–	–	–
PbFeP/9C	44,1	–	–	21,1	34,8	–	–	–
PbFeP/1D	34,3	1,6	–	8,1	53,8	–	2,2	–
PbFeP/5D	45,9	2,0	–	10,3	38,9	–	2,9	–
PbFeP/KfK	50,0	–	–	9,0	41,0	–	–	–
Rus1	55,4	19,6	25,0	–	–	–	–	–
Rus2	36,0	20,0	44,0	–	–	–	–	–
Rus3	24,0	20,0	44,0	–	–	–	–	12,0
Rus4	29,0	10,0	44,0	5,0	–	5,0	–	7,0

Таблиця 3. Склад скляних матриць, що виготовляються у промислових масштабах для іммобілізації ВАВ у різних країнах світу, мас. % [5, 12, 15]

Країна	Назва устаткування (місто)	SiO ₂	P ₂ O ₅	B ₂ O ₃	Al ₂ O ₃	Fe ₂ O ₃	TiO ₂	CaO	MgO	PbO	Na ₂ O	Інші
Бельгія	Pamela (Mol)	52,7	–	13,2	2,7	–	–	4,6	2,2	–	5,9	18,7
		–	70,7	–	7,1	22,2	–	–	–	–	–	–
Великобританія	WVP (Sellafield)	47,2	–	16,9	4,8	–	–	–	5,3	–	8,4	17,4
Індія	WIP (Trombay)	30,0	–	20,0	–	–	–	–	–	25,0	5,0	20,0
	AVS (Tarapur)	34,1	–	6,4	–	–	6,2	–	–	–	0,2	53,1
Німеччина	VEK (Karlsruhe)	60,0	–	17,6	3,1	–	–	5,3	–	–	7,1	6,9
США	DWPF (Savannah River)	49,8	–	8,0	4,0	–	–	1,0	1,4	–	8,7	27,1
	WVDP (West Valley)	45,8	–	8,4	6,1	11,4	–	–	1,4	–	9,1	17,8
	WTP (Hanford)	50,0	–	20,0	5,0	–	–	–	–	–	25,0	–
Франція	AVM (Marcoule)	46,6	–	14,2	5,0	2,9	–	4,1	–	–	10,0	17,2
	R7T7 (La Hague)	54,9	–	16,9	5,9	–	–	4,9	–	–	11,9	5,5
Японія	TRP (Tokai)	46,7	–	14,3	5,0	–	–	3,0	–	–	9,6	21,4
РФ	EP500 (Mayak)	–	53,3	–	15,8	1,6	–	–	–	–	23,5	5,8

Примітка. У графі «Інші» включено також ВАВ.

матеріали устаткування і високу стійкість кінцевого продукту до розкловування при застиганні після розливу в металеві каністри (контейнери). Проте в деяких країнах для іммобілізації ВАВ добавки оксидів заліза та свинцю не застосовуються (див. табл. 3).

Як показала багаторічна практика, відпрацьовані у промислових масштабах варіанти хімічного складу скла забезпечують надійність іммобілізації ВАВ, однак мають суттєвий недолік, який полягає в низькій концентрації продуктів поділу та актиноїдів, що можуть розчинитися у тривимірній сітці аперіодичної структури скла (3–5 мас. % для фосфатних і 15–25 мас. % для боросилікатних видів скла) [12]. Пошук та дослідження нових матричних матеріалів, здатних іммобілізувати більшу кількість ВАВ, триває. На сьогодні для вирішення цієї проблеми запропоновано низку керамічних і так званих склокерамічних матеріалів (glass-crystalline materials — GCM), які є термодинамічно більш стабільними матеріалами порівняно зі склом [4, 6, 10, 12, 16]. Однак вітрифікація наразі залишається основним методом іммобілізації ВАВ у промислових масштабах, забезпечуючи компактність форми кінцевого продукту та ефективне використання простору у сховищах РАВ.

Характеристики осклованих РАВ і ЛПВМ

Щодо неорганізованих РАВ у вигляді ЛПВМ, які тимчасово зберігаються всередині комплексу НБК-ОУ, дослідження зразків, що були відібрані в доступних місцях, дозволило встановити радіонуклідний і хімічний склад цього типу ПВМ [17, 18]. У табл. 4 наведено результати оцінки складу чорних і коричневих ЛПВМ за вмістом основних хімічних елементів, у табл. 5 — за вмістом їхніх оксидів. Відомо, що основою структури ЛПВМ є алюмосилікатна скло-матриця, яка містить різноманітні мікрровключення з оксиду урану або високорадіоактивні урановмісні сполуки різного стехіометричного складу [17, 19, 22]. Порівняно з продуктами вітрифікації ВАВ у боросилікатне скло (див. табл. 1, 3) ЛПВМ мають більш високий вміст діоксиду кремнію, характеризуються відсутністю помітної кількості сполук бору, титану і свинцю. Вміст оксидів алюмінію і кальцію в ЛПВМ має більш звужений діапазон значень і за середнім значенням є більшим, ніж у боросилікатному склі. Вміст оксиду натрію в ЛПВМ у цілому збігається як за діапазоном значень, так і за середнім значенням, характерним для боросилікатного скла. Слід зазначити, що нульовий вміст оксиду алюмінію в корич-

Таблиця 4. Вміст основних хімічних елементів у ЛПВМ, мас. % [33]

Хімічний елемент	ЛПВМ	
	коричневі	чорні
Кремній	32,2 (30,0–35,5)	30,9 (28,5–33,0)
Алюміній	3,3 (3,0–3,6)	4,0 (3,9–4,6)
Магній	5,2 (4,2–6,1)	2,5 (2,3–3,0)
Кальцій	4,5 (3,9–4,8)	5,1 (4,5–6,1)
Натрій	3,1 (1,7–4,0)	4,2 (3,9–4,6)
Уран	9,7 (8,3–10,5)	4,6 (3,8–5,7)
Цирконій	4,5 (4,2–4,9)	4,2 (4,0–4,3)

Примітка. У дужках указано діапазон варіацій середнього вмісту елемента в окремих скупченнях ЛПВМ.

Таблиця 5. Вміст оксидів основних хімічних елементів у складі ЛПВМ, мас. % [31]

Оксид	ЛПВМ	
	коричневі	чорні
SiO ₂	58,5–66,9	63,2–65,2
Al ₂ O ₃	0–6,3	6,9–8,1
BaO	0,1–0,2	0,1
MgO	6,4–8,9	3,5–5,3
CaO	4,8–6,1	6,2–6,6
Na ₂ O	2,0–4,9	5,5–5,7
UO ₂	10	4,7–5,0
ZrO ₂	5,1–6,0	5,4–5,7

невих ЛПВМ, наведений у табл. 5 за даними [31], не є характерним для скупчень ПВМ і має складати не менше ніж 5 мас. % [20–22]. Можливо, була помилка в результатах перерахунку їхнього хімічного складу в оксидну форму. До складу деяких скляних матриць спеціально додають оксид цирконію (див. табл. 1). На відміну від осклованих РАВ джерелом появи в ЛПВМ цирконію в оксидній формі були виключно розплавлені фрагменти зруйнованої активної зони ректора 4-го енергоблоку ЧАЕС.

Зазвичай для продуктів вітрифікації РАВ визначають низку характеристик, що дає змогу не тільки оцінити надійність іммобілізації радіонуклідів у скло, але й порівняти різні форми відходів (табл. 6 і 7). Такі характеристики кінцевого продукту, як пи-

Таблиця 6. Характеристики осклованих форм середньоактивних відходів АЕС [3, 5]

Характеристика	Боросилікатне скло		Склокерамічні відходи з високим вмістом сульфатів
	Відходи РВПК	Відходи ВВЕР	
Густина, г/см ³	2,5–2,7	2,4–2,6	2,4–2,7
Міцність на стискання, МПа	80–100	70–85	50–70
В'язкість, Па·с (1227 °C)	3,5–5,0	2,5–4,5	3,0–6,0
Вміст РАВ у вигляді оксидів, мас. %	30–35	35–45	30–35 (+15)
Нормалізована швидкість вилугування (NR), г/(см ² ·добу):			
¹³⁷ Cs	10 ⁻⁵ –10 ⁻⁶	~10 ⁻⁵	10 ⁻⁴ –10 ⁻⁵
⁹⁰ Sr	10 ⁻⁶ –10 ⁻⁷	~10 ⁻⁶	10 ⁻⁶ –10 ⁻⁷
Cr, Mn, Fe, Co, Ni	~10 ⁻⁷ –10 ⁻⁸	~10 ⁻⁷	10 ⁻⁷ –10 ⁻⁸
РЗЕ, актиніди	~10 ⁻⁸	~10 ⁻⁸	~10 ⁻⁸
Na	10 ⁻⁵ –10 ⁻⁶	~10 ⁻⁵	10 ⁻⁴ –10 ⁻⁵
B	<10 ⁻⁸	<10 ⁻⁸	≤10 ⁻⁸

Примітка. РВПК — реактор великої потужності каналний, ВВЕР — водо-водяний енергетичний реактор. У дужках наведено додаткове завантаження у вигляді незмішуваних відходів (хальмоза).

Таблиця 7. Характеристики осклованих форм високоактивних відходів АЕС [5]

Скло	Густина, г/см ³	Міцність на стискання, МПа	NR, г/(см ² ·добу)	Термостабільність ¹ , К (°C)	Ушкоджуюча доза ² , Гр
Боросилікатне	2,7	22–54	0,3 · 10 ⁻⁶ (¹³⁷ Cs) 0,2 · 10 ⁻⁶ (⁹⁰ Sr)	≥ 823 (550)	>10 ⁹
Фосфатне	2,6	9–14	1,1 · 10 ⁻⁶ (¹³⁷ Cs) 0,4 · 10 ⁻⁶ (⁹⁰ Sr)	≥ 723 (450)	>10 ⁹

¹ Термостабільність — температура, вище якої NR радіонуклідів збільшується більше ніж у 100 разів.

² Ушкоджуюча доза — поглинена доза, за умов перевищення якої значення NR радіонуклідів зростає в кілька разів.

тома теплоємність, теплопровідність, термостабільність та значення ушкоджуючої дози, дозволяють комплексно враховувати вплив різних факторів на властивості скла утримувати іммобілізовані радіонукліди.

Зазвичай надійність іммобілізації радіонуклідів оцінюють за значенням швидкості вивільнення радіонуклідів із кінцевої форми відходів за умов тривалого зберігання. Оскільки найбільш вірогідним шляхом потрапляння радіоактивності в біосферу є водний, найважливішим параметром, що характеризує здатність скла утримувати активні речовини, є швидкість вилугування радіонуклідів (leaching rates). Центром характеристизації матеріалів (Materials Characterization Centre — MCC) у м. Річленд (штат Вашингтон, США) було розроблено кілька стандартизованих процедур оцінки надійності іммобілізації (довговічності осклованих РАВ щодо впливу води),

серед яких тести MCC-1 (ISO 6961), MCC-2, MCC-3 (PCT), MCC-4 (SPFT) визнані у світі як міжнародні. Тести MCC-1 і MCC-4 є найбільш інформативними і визначають процедуру визначення нормалізованої швидкості вилугування радіонуклідів (NR — normalized leaching rates) та нормалізованої втрати маси (NL — normalized mass losses) під дією деіонізованої води в умовах відкритої атмосфери. Загальний порядок визначення NR і NL викладено у роботі [5]. Приклади значень NR, характерних для небезпечних нуклідів, наведено в табл. 6 і 7. Детальний аналіз впливу різних факторів на процеси вилугування радіонуклідів викладено в роботах [2, 5, 13–15] та ін.

Методологія виготовлення осклованих відходів допускає незначні коливання складу вихідної суміші (діапазони вмісту компонентів) навколо визначеної еталонної формули оптимальної композиції. Це

важливий технологічний аспект вирішення проблеми забезпечення проектних вимог щодо надійності іммобілізації радіонуклідів у продуктах вітрифікації РАВ в умовах оскловування потоку відходів. На рис. 1 на прикладі боросилікатного скла схематично показано вплив відхилення вмісту окремих компонентів вихідної суміші від оптимального значення (deviation from reference composition) на швидкість вилугування (deviation from reference leach rate).

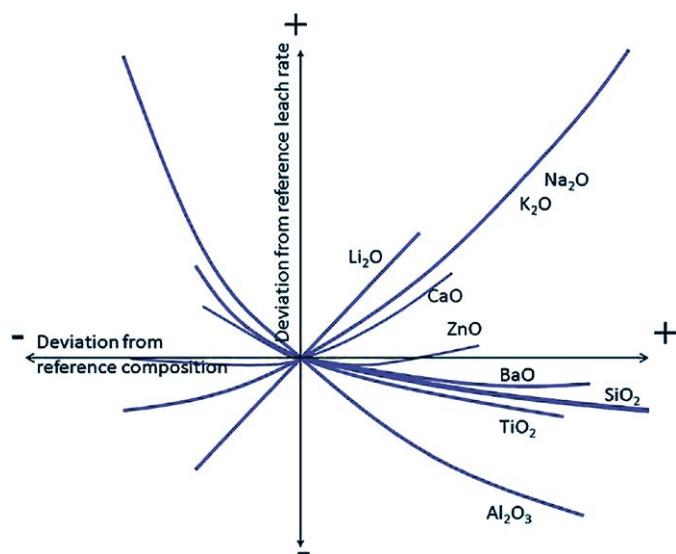


Рис. 1. Швидкість вилугування скла як функція від вмісту компонентів [5]

Як видно з рис. 1, випадкове збільшення масової частки оксиду Al_2O_3 веде до покращення стійкості скла до вилугування, а зменшення — до погіршення. У той же час для таких оксидів, як Na_2O і K_2O , спостерігається протилежна залежність: чим більший вміст цього компонента у склі, тим гіршою стає його стійкість до вилугування. Але оскільки вітрифікація — виробничий процес, в якому існують ще й економічні аспекти реалізації цієї технології, використання того чи іншого складу скляної матриці для іммобілізації РАВ є компромісом між максимальним завантаженням відходів і забезпеченням довговічності кінцевого продукту (стійкості скла до вилугування радіонуклідів). Як підкреслено в роботі [5], наведені в табл. 7 характеристики осклованих ВАР є яскравим прикладом досягнення такого компромісу з урахуванням здатності скла зберігати стабільними властивості матриці під дією нагріву та самоопромінення.

Наявні дані дозволяють провести порівняння основних характеристик боросилікатних скляних

матриць і ЛПВМ. Густина осклованих РАВ АЕС від 2,4 до 2,7 г/см³ (див. табл. 6 і 7) практично збігається з діапазоном значень, характерних для основної маси скупчень ЛПВМ, що застигли поблизу епіцентру їхнього утворення (2,3–3,0 г/см³) [20]. Але на відміну від продуктів штучної вітрифікації плавлення суміші компонентів та охолодження силікатного розплаву проходило в неконтрольованих умовах. Це призвело до утворення скупчень ЛПВМ, що можуть складатись із кількох шарів різної густини, залежно від кількості газових порожнеч у структурі скломатриці. Густина нижнього та верхнього шарів ЛПВМ в одному скупченні може відрізнятися до кількох разів. Наприклад, у приміщенні 304/3 найменш пористий шар чорних ЛПВМ (на підлозі) має густину 1,8–2,4 г/см³, а найбільш пористий (верхній) — лише 0,7–0,9 г/см³ [20].

ЛПВМ, як і продукти вітрифікації РАВ, є крихким пористим матеріалом з невисокою механічною міцністю. Це притаманно склоподібному стану речовини. Станом на 2015 р. міцність коричневих і чорних ЛПВМ на стискання оцінювали як 105 ± 56 і 35 ± 15 МПа відповідно [23]. Якщо звернутись до даних табл. 6 і 7, можна дійти висновку: за діапазоном значень механічна міцність коричневих ЛПВМ у цілому збігається з осклованими середньоактивними РАВ, а для чорних — з осклованими в боросилікатне скло ВАР.

Порівняно з РАВ, осклованими в боросилікатне скло (див. табл. 6), дані щодо в'язкості ЛПВМ під час їхнього розповсюдження з епіцентру плавлення оцінено лише на підставі теоретичних розрахунків, в основі яких було покладено гіпотезу про те, що за своїм елементним складом, за побудовою макро- і мікроструктури застигли чорнобильські лави багато в чому схожі з лавами вулканічного походження [20]. Отриманий таким чином діапазон в'язкості ЛПВМ (1,18–1,8 Па · с) для температури розплаву 1250 °С за порядком величини збігається зі значеннями, характерними для осклованих РАВ.

Щодо завантаження ВАР у матрицю кінцевого продукту, як і в осклованих формах відходів, радіоактивність в ЛПВМ зосереджена не тільки в мікрочленинах, але й частково розчинена у структурі скломатриці. Якщо припустити, що фаза $\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2$ є основним депо радіонуклідів, тоді за величиною її масової частки (див. табл. 5) можна зробити припущення, що концентрація іммобілізованих ВАР у ЛПВМ близька до нижньої межі їхнього розчинення в матриці боросилікатного скла [12].

Дані [20, 25–27] дають змогу порівняти швидкість вилугування іммобілізованих радіонуклідів

із матриці осклованих РАВ (див. табл. 6 і 7) і ЛПВМ (табл. 8). У реальних умовах комплексу НБК-ОУ скупчення ЛПВМ знаходяться під дією так званої блочної води, яка зазвичай містить карбонати та інші сполуки після взаємодії з бетоном. У табл. 8 наведено результати оцінки значення NR для чистої води (ЧВ) та для імітатора блочної води (ІБВ) з високим рН.

Таким чином, встановлено, що в експериментальних умовах під дією чистої води міцність утримання іммобілізованих радіонуклідів у ЛПВМ була на одному рівні з осклованими ВАВ і на 2–3 порядки величини кращою, ніж в осклованих середньоактивних РАВ АЕС. З іншого боку, як свідчать дані [25], дія ІБВ суттєво прискорює вилуговування радіонуклідів з поверхні ЛПВМ. Порівняно з ЧВ (дистильованою водою) при зануренні зразків ЛПВМ в ІБВ швидкість вилуговування радіонуклідів цезію, стронцію, плутонію і америцію була більшою для чорних ЛПВМ у 3 рази, для коричневих — від 1,3 (за америцієм) до 4,7 разів (за цезієм). З плином часу швидкість вилуговування з поверхні ЛПВМ спадає [20, 25]. Це пов'язують з тим, що в початковий період часу фрагменти ЛПВМ мають більш розвинену поверхню через шорсткість, яка зникає, коли поверхня поступово розчиняється. Тому є підстави вважати, що якби тривалість експерименту з ІБВ була не менше п'яти років (як у дослідженнях з ЧВ), значення NR для актинідів могли б бути дещо меншими (див. табл. 8).

Важливою характеристикою для осклованих ВАВ є величина ушкоджуючої дози (див. табл. 7). Широкий спектр іммобілізованих радіонуклідів створює кілька видів самоопромінення і джерел накопичення абсорбованої дози: α -розпад актиноїдів, β -розпад продуктів поділу, γ -випромінювання в результаті розпаду радіонуклідів і (п, α) ядерні реакції (табл. 9).

Як свідчать дані табл. 9, найбільший внесок у накопичення абсорбованої дози створює бомбардування (ballistic effect) скломатриці α -частинками. Це відбувається в результаті α -розпаду так званих міночних (minor) актинідів (нептунію, америцію і кюрію), коли утворюються дві заряджені частинки: іон гелію з енергією порядку 4–6 МеВ і так зване важке ядро віддачі (recoil nuclei), тобто ядро вихідного радіонукліда, яке втратило α -частинку й отримало внаслідок закону збереження імпульсу її енергію порядку 0,1 МеВ. Зіткнення заряджених частинок з атомами елементів боросилікатного скла призводять до багатокаскадних зсувів (displacements per decay) атомів у структурі скла (див. табл. 9). При цьому атомних зсувів структурних елементів скла, створених ядрами віддачі, суттєво більше порівняно з наслідками зіткнення з α -частинками через пружне зіткнення. Під час зупинки заряд α -частинок нейтралізується і α -частинки перетворюються на атоми гелію. Як результат — чим більше відбувається α -розпадів, тим більша доза опромінення (alpha-decay dose) і накопичена кількість гелію (amount of the helium) у скломатриці (рис. 2).

Таблиця 8. Швидкість вилуговування радіонуклідів з ЛПВМ (NR), г/(см² · добу) [20]

ЛПВМ	¹³⁷ Cs		⁹⁰ Sr		^{239, 240} Pu	²⁴¹ Am	Уран
	ЧВ	ІБВ	ЧВ	ІБВ	ІБВ	ІБВ	ЧВ
Чорні	$(1-2) \cdot 10^{-7}$	$7 \cdot 10^{-7}$	$(0,7-5) \cdot 10^{-8}$	$5,6 \cdot 10^{-7}$	$3,9 \cdot 10^{-7}$	$1,8 \cdot 10^{-7}$	$(1-7) \cdot 10^{-8}$
Коричневі	$(2-3) \cdot 10^{-7}$	$5,6 \cdot 10^{-7}$	$(1-5) \cdot 10^{-7}$	$8,5 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-7}$	$(0,5-1) \cdot 10^{-7}$

Примітка. У дужках менше значення діапазону відповідає NR після витримки зразків у воді впродовж п'яти років, а найбільше – у межах одного року.

Таблиця 9. Види самоопромінення в боросилікатній матриці осклованих ВАВ [2, 5, 13–15]

Джерело опромінення	Діапазон дефектів твердого тіла	Доза після 10 ⁴ років, Гр	Доза після 10 ⁶ років, Гр	Кількість зсувів на розпад
α -частинки, 4–6 МеВ	~20 мкм	$3 \cdot 10^9$	10^{10}	~200–400
Ядра віддачі, ~0,1 МеВ	~30 нм	$\sim 6 \cdot 10^7$	$\sim 3 \cdot 10^9$	~2000
β -частинки	~1 мм	$\sim 3 \cdot 10^9$	$\sim 4 \cdot 10^9$	1
γ -опромінення	~2 см	$\sim 2 \cdot 10^9$	$\sim 2 \cdot 10^9$	<<1
(п, α) реакція	~1 м	$\sim 2 \cdot 10^2$	$\sim 3 \cdot 10^3$	~200–2000

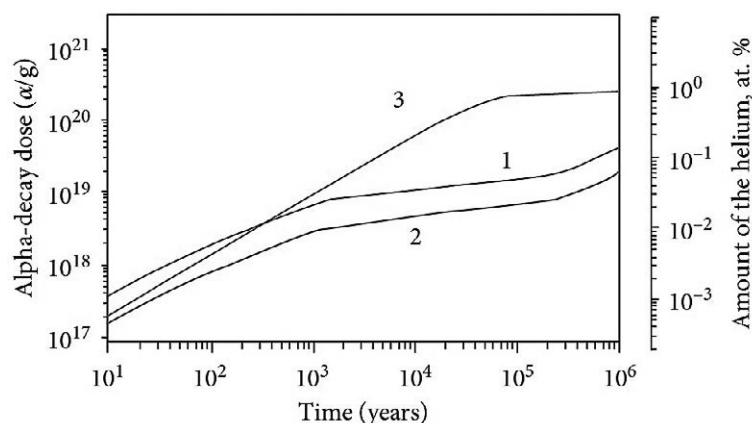


Рис. 2. Динаміка накопичення дози від α -розпадів і вмісту гелію у кінцевому продукті (боросилікатне скло виробництва AREVA, Франція): 1 — для БАВ оборонного (defense) походження; 2 і 3 — для БАВ промислового (civil) походження з низьким і високим вмістом мінорних актинідів [14]

Дія β -частинок, енергія яких коливається від кількох сотень кеВ до 1 МеВ, з роками призводить до накопичення значної абсорбованої дози, електронного збудження та іонізації, але до дуже небагатьох прямих атомних зміщень (див. табл. 9). Відомі експериментальні дані [2, 5, 13–15] свідчать, що подібно до наслідків β -опромінення γ -промені також спричиняють утворення точкових дефектів, природа й амплітуда яких залежать від хімічного складу скла. Дефекти складаються переважно з розірваних зв'язків між атомами структурної сітки скла і, як наслідок, призводять до збільшення її розладу та генерації вільного кисню.

Як видно з табл. 9, джерелом утворення численних дефектів у структурі скла внаслідок багатокаскадних зсувів може бути (n, α) реакція, яка є характерною тільки для боросилікатного скла. Джерелом нейтронів спонтанного поділу для цієї реакції є мінорні актиноїди, що містяться в осклованих БАВ. Після зіткнення з іншими атомами нейтрони поступово втрачають кінетичну енергію до рівня молекул газу і стають тепловими. Унаслідок реакції $^{10}\text{B} + n \rightarrow \alpha + ^7\text{Li}$ утворюються α -частинки з енергією 1,47 МеВ та іони літію з енергією 0,84 МеВ. Після гальмування α -частинки трансформуються в атоми гелію, який поступово накопичується в матеріалі матриці (див. рис. 2). Але оскільки об'ємна інтенсивність (n, α) реакції в осклованих БАВ досить мала, після нейтронного опромінення всі види скла після завершення експериментів залишалися однорідними, тобто фазового поділу виявлено не було.

У цьому огляді не ставилося завдання проведення детального аналізу механізмів деградації структури осклованих відходів під дією різних видів са-

моопромінення. Таку інформацію можна отримати з публікацій, присвячених детальному вивченню цього питання, наприклад [5, 13–15]. Однак з огляду на необхідність порівняння наслідків дії самоопромінення на властивості осклованих БАВ і ЛПВМ наведемо деякі важливі результати, отримані для продуктів вітрифікації.

По-перше, самоопромінення слабо впливає на аморфну структуру осклованих БАВ в умовах доз опромінення, що відповідають очікуваному часу їхнього зберігання у сховищах. До наслідків дії цього фактора відносять незначні зміни щільності скла (у межах декількох відсотків), утворення киснево-гелієвих бульбашок (розміром ~ 1 мкм і менше) та утворення локальних дефектів аморфної матриці внаслідок багатокаскадних зсувів атомів у структурі скла.

По-друге, утворення газових бульбашок, що спостерігається в склі внаслідок самоопромінення, а також перерозподіл лугів за механізмом іонного обміну є результатом радіаційно-індукованої дифузії, а не наслідком зміни її структури. За даними експериментів, швидкість вилюговування радіонуклідів може збільшитись у 2–4 рази. Дія γ -променів може суттєво підсилити дифузію внаслідок радіолізу води і прискорити вилюговування з боросилікатного скла на порядок за величиною. Однак цей ефект може спостерігатися лише як результат безпосереднього контакту осклованих відходів із водою і накопичення з часом певної дози (ушкодчуючої дози, див. табл. 8). Для умов контейнерного зберігання БАВ у сховищах цього можна очікувати не раніше, ніж через тисячу років й більше, враховуючи спад інтенсивності випромінювання внаслідок розпаду радіонуклідів.

Щодо ЛПВМ — в їхній структурі присутні такі ж джерела випромінювання, як і в осклованих ВАВ. За даними розрахунково-теоретичних оцінок, основний внесок у формування дефектів структури ЛПВМ вносять пошкодження за рахунок α -частинок і важких ядер віддачі. Результати досліджень, проведених останнім часом [22, 23, 28], показали, що поряд із відомими раніше газовими порами і тріщинами матриця ЛПВМ містить наноканали з діаметром 40–60 нм. Газові пори сформувалися при охолодженні ЛПВМ за рахунок виділення газів із розплаву внаслідок зменшення їхньої розчинності. Тріщини довжиною до 50–200 мкм та шириною до 2–3 мкм сформувалися пізніше за рахунок збільшення об'єму кристалічних включень діоксиду урану внаслідок його доокислення (до U_3O_8 і, можливо, до UO_3), про що свідчить зменшення з роками механічних властивостей ЛПВМ [21]. Появу нанорозмірних порових каналів пов'язують з об'єднанням накопичених з часом треків на шляху гальмування й зіткнення з атомами скломатриці α -частинок, утворених від розпаду трансуранових ізотопів. У результаті об'єднання наноканалами газових пор і тріщин між собою та зовнішнім середовищем створило в структурі матеріалу так звану відкрити пористість, доступну для надходження повітря і води у внутрішнє середовище ЛПВМ. Склалися умови для прискореного вилуговування небезпечних радіонуклідів не тільки розчинених у матриці, але й зі складу мікрровключень. Таким чином, самоопромінення, як і в осклованих ВАВ, теж призводить до деградації структури скломатриці ЛПВМ і поступового її руйнування. У майбутньому ЛПВМ будуть являти собою матеріал, який при механічному навантаженні буде руйнуватися на фрагменти склофази (300–500 мкм) та агломерати з кристалічних включень оксидів урану (5–15 мкм), що можуть легко розсипатися на нанорозмірні частинки (5–50 нм) [21, 23].

Після встановлення конфайнмента герметичного типу у проектне положення припинилося надходження атмосферних опадів всередину будівлі об'єкта «Укриття», стабілізувався температурний режим, завдяки чому зменшився об'єм конденсаційної вологи, а можливо, і ступінь зволоження поверхні ЛПВМ. Це припущення базується на результатах спостережень стану неорганізованих водних скупчень на підлозі приміщень, що періодично висихають і перетворюються на сухі донні відкладення [22, 27].

У результаті аналізу викладених вище матеріалів є підстави стверджувати, якщо для ЛПВМ або їхніх фрагментів будуть створені умови зберігання,

як у сховищах для осклованих ВАВ, інтенсивне вивільнення іммобілізованих радіонуклідів у навколишнє середовище за рахунок вилуговування припиниться. Основним механізмом зміни властивостей ЛПВМ, за аналогією з осклованими ВАВ, залишиться деградація їхньої структури зі збільшенням порового простору, відкритого до проникнення вологи та повітря. Це відкриває перспективи для обґрунтування методів їхнього кондиціювання з метою створення безпечних умов зберігання такого типу ВАВ та подальшого їхнього захоронення.

Висновки

Аналіз сучасних інформаційних матеріалів дозволяє стверджувати, що на сьогодні найбільш поширеним і відпрацьованим у промислових масштабах методом кондиціювання ВАВ є вітрифікація. Боросілікатне скло застосовують у різних країнах завдяки технологічним та економічним перевагам його виготовлення, відповідності кінцевого продукту (форми відходів) умовам безпечного їхнього транспортування, тимчасового зберігання та захоронення. Проте пошук альтернативних матричних матеріалів, що можуть розчинити та надійно іммобілізувати більшу кількість ВАВ, триває.

Величезний науковий і практичний досвід іммобілізації небезпечних відходів у продуктах вітрифікації ВАВ відкривають можливості окреслення шляхів щодо переведення ЛПВМ у безпечний стан після їхнього вилучення із приміщень об'єкта «Укриття». Подальші дослідження мікроструктури та фізико-хімічних властивостей ЛПВМ з метою прогнозу еволюції властивостей ЛПВМ під дією самоопромінення та доокислення включень діоксиду урану сприятимуть накопиченню необхідних даних для планування робіт з такими небезпечними матеріалами, у тому числі для розробки оптимальних методів їхнього твердофазного кондиціювання. Наявні дані щодо подальших змін стану ЛПВМ є необхідною науковою базою, за допомогою якої мають бути відпрацьовані оптимальні методи поводження з цим унікальним високорадіоактивним матеріалом.

Список використаної літератури

1. Donald I. W. The immobilization of high level radioactive wastes using ceramics and glasses. Review / I. W. Donald, B. L. Metcalfe, R. N. J. Taylor // J. Mat. Science. — 1997. — Vol. 32. — P. 5851–5887.

2. Radiation effects in glass used for immobilization of high-level waste and plutonium disposition / W. J. Weber, R. C. Ewing, C. A. Angel [et al.] // *J. Mat. Research and Technology*. — 1997. — Vol. 12, No. 8. — P. 1946–1978.
3. Технологические и организационные аспекты обращения с радиоактивными отходами. IAEA-TCS-27. — Вена : МАГАТЭ, 2005. — 230 с.
4. Glasses, glass-ceramics and ceramics for immobilization of highly radioactive nuclear wastes / D. Caurant, P. Loiseau, O. Majérus [et al.]. — Paris : Nova Science Publishers, 2009. — 445 p.
5. Ojovan M. I. Glassy wasteforms for nuclear waste immobilisation / M. I. Ojovan, W. E. Lee // *Metallurgical and Materials Transactions A*. — 2011. — Vol. 42A. — P. 837–851. — doi.org/10.1007/s11661-010-0525-7.
6. Wang Li. Ceramics for high level radioactive waste solidification / Li Wang, T. Liang // *J. Advanced Ceramics*. — 2012. — Vol. 1 (3). — P. 194–203. — doi.org/10.1007/s40145-012-0019-8.
7. Glasses for immobilization of low and intermediate level radioactive waste / N. P. Laverov, B. I. Omel'yanenko, S. V. Yudintsev [et al.] // *Geology of Ore Deposits*. — 2013. — Vol. 55, No. 2. — P. 71–95.
8. Selection of Technical Solution for the Management of Radioactive Waste. IAEA-TECDOC-1817. — Vienna : IAEA, 2017. — 114 p.
9. Materials for Nuclear Waste Immobilization / ed. by M. I. Ojovan, N. C. Hyatt. — 2019. — Basel : MDPI. — 222 p. — doi.org/10.3390/books978-3-03921-847-9.
10. Ojovan M. I. Glass crystalline materials as advanced nuclear wasteforms / M. I. Ojovan, V. A. Petrov, S. V. Yudintsev // *Sustainability*. — 2021. — No. 13. — P. 4117. — doi.org/10.3390/su13084117.
11. Vitrification of a Simulator of Vat Residues from Liquid Radioactive Waste / S. Sayenko, V. Shkuropatenko, Y. Svitlychnyi, [et al.] // *East Eur. J. Phys.* — 2023. — No. 1. — P. 94–101. — doi.org/10.26565/2312-4334-2023-1-11.
12. Ojovan M. I. Glass, ceramic, and glass-crystalline matrices for HLW immobilisation / M. I. Ojovan, S. V. Yudintsev // *Open Ceramics*. — 2023. — No. 14. — P. 100355. — doi.org/10.1016/j.oceram.2023.100355.
13. Effect of Radiation on Properties of Confinement Matrices for Immobilization of Actinide-Bearing Wastes / N. P. Laverov, S. V. Yudintsev, T. S. Yudintseva [et al.] // *Geology of Ore Deposits*. — 2003. — Vol. 45, No. 6. — P. 423–451.
14. Radionuclides containment in nuclear glasses: an overview / S. Gin, P. Jollivet, M. Tribet [et al.] // *Radiochim. Acta*. — 2017. — Vol. 105 (11). — P. 927–959. — www.researchgate.net/publication/318193760.
15. The influence of radiation on confinement properties of nuclear waste glasses / V. I. Malkovsky, S. V. Yudintsev, M. I. Ojovan [et al.] // *Science and Technology of Nuclear Installations*. — 2020. — Vol. 2020. — Art. 8875723. — doi.org/10.1155/2020/8875723.
16. Михайлов О. В. Кондиціювання високоактивних твердих радіоактивних відходів у ядерному паливному циклі. Огляд методів та технологій. Частина 1 / О. В. Михайлов, В. М. Безмилов // *Ядерна енергетика та довкілля*. — 2023. — № 3 (28). — С. 26–37. — doi.org/10.31717/2311–8253.23.3.4.
17. Пазухин Э. М. Лавообразные топливосодержащие массы 4-го блока Чернобыльской АЭС: топография, физико-химические свойства, сценарий образования / Э. М. Пазухин // *Радиохимия*. — 1994. — Т. 36, № 2. — С. 97–142.
18. Изучение образцов лавообразных топливосодержащих материалов, отобранных с различной глубины залегания лавы / Э. М. Пазухин, А. А. Боровой, А. С. Лагуненко, Ф. Н. Коломиец // *Проблемы Чернобыля*. — 2002. — Вып. 9. — С. 66–75.
19. Радиогеохимическое исследование топливосодержащих новообразований, возникших в результате аварии на Чернобыльской АЭС / В. Г. Савоненков, Е. Б. Андерсон, Е. А. Смирнова [и др.] // *Тр. Радиового ин-та им. В. Г. Хлопина*. 2009. — Т. XIV. — С. 87–117.
20. Ядерное топливо в объекте «Укрытие» Чернобыльской АЭС / Р. В. Арутюнян, Л. А. Большов, А. А. Боровой [и др.]. — Москва : Наука, 2010. — 240 с.
21. Об'єкт «Укриття»: 30 років після аварії: монографія / В. О. Краснов, А. В. Носовський, В. М. Рудько, В. М. Щербін. — Чорнобиль : ІПБ АЕС НАН України, 2016. — 512 с.
22. Об'єкт «Укриття» в умовах нового безпечного конфайнмента / В. О. Краснов, А. В. Носовський, С. А. Паскевич, В. М. Рудько; під заг. ред. А. В. Носовського. — Чорнобиль : ІПБ АЕС НАН України, 2021. — 344 с.
23. Габелков С. В. Модель деградації мікроструктури лавоподібних паливовмісних матеріалів об'єкта «Укриття» / С. В. Габелков, А. В. Носовський, В. М. Щербін // *Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля*. — 2016. — Вып. 26. — С. 75–84. — Режим доступу: https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2017/2016_26/c75.pdf.
24. Габелков С. В. Оновлена модель еволюції мікроструктури лавоподібних маловмісних матеріалів 4-го блока ЧАЕС. Коричнева кераміка / С. В. Габелков, І. В. Жиганюк // *Український фізичний журнал*. — 2021. — Т. 66, № 4. — С. 347–364. — doi.org/10.15407/ujpe66.4.34.

25. Одинцов А. А. Изучение выщелачивания радионуклидов из лавообразных топливосодержащих материалов объекта «Укрытие» / А. А. Одинцов // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2012. — Вип. 19. — С. 70–80. — Режим доступа: https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2017/2012_19/c70.pdf.
26. Радиоактивно загрязненная вода в помещениях объекта «Укрытие» / А. А. Одинцов, В. Е. Хан, В. А. Краснов [и др.] // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2014. — Вип. 23. — С. 89–101. — Режим доступа: https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2017/2014_23/c89.pdf.
27. Одинцов О. О. Форми знаходження радіонуклідів у донних відкладеннях приміщення 012/7 об'єкта «Укриття» / О. О. Одинцов, Л. А. Паламар, Л. Б. Чикур // Ядерна енергетика та довкілля. — 2021. — № 3 (22). — С. 58–66. — doi.org/10.31717/2311.
28. Природа формирования наноразмерных поровых каналов лавообразных топливо-содержащих материалов объекта «Укрытие» / С. В. Габелков, А. А. Ключников, П. Е. Пархомчук [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. — 2015. — Вып. 96, № 2. — С. 77–83. — Режим доступа: https://vant.kipt.kharkov.ua/ARTICLE/VANT_2015_2/article_2015_2_77r.pdf.
29. Кристалізація лавоподібних паливовмісних матеріалів НБК-ОУ / С. В. Габелков, І. В. Жиганюк, В. Г. Кудлай [та ін.] // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2019. — Вип. 32. — С. 44–51. — doi.org/10.31717/1813–3584.19.32.6
30. Фазовий склад коричневої кераміки лавоподібних паливовмісних матеріалів об'єкта «Укриття» ЧАЕС // С. В. Габелков, І. В. Жиганюк, В. Г. Кудлай [та ін.]. Ядерна фізика та енергетика. — 2019. — Т. 20, № 4. — С. 388–396. — doi.org/10.15407/jnpae2019.04.388.
31. Ольховик Ю. А. О кондиционировании лавовых топливосодержащих масс объекта «Укрытие» / Ю. А. Ольховик // Ядерна енергетика та довкілля. — 2014. — № 2 (4). — С. 52–55. — http://nbuv.gov.ua/UJRN/jaed_2014_2_11.
32. Ольховик Ю. О. Засколювання лавоподібних паливовмісних матеріалів об'єкта «Укриття» / Ю. О. Ольховик // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2019. — Вип. 32. — С. 52–56. — doi.org/10.31717/1813–3584.19.32.7.
33. Михайлов А. В. К вопросу о материальных и энергетических источниках образования топливосодержащих материалов во время аварии на 4-м блоке ЧАЭС / А. В. Михайлов // Ядерна фізика та енергетика. — 2016. — Т. 17, № 4. — С. 354–363. — doi.org/10.15407/jnpae2016.04.354.

O. V. Mykhailov, V. M. Bezmylov

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

Conditioning of High-Level Solid Radwaste in Nuclear Fuel Cycle. Review of Methods and Procedures. Part 2

World experience in using industrially developed methods to condition radioactive waste (RAW) by way of their vitrification is addressed. The properties of waste forms produced in the countries with developed nuclear fuel cycle were analyzed using various glass formulations for further transportation, storage and burial of radioactive waste. It was stated that the use of borosilicate immobilizing matrices is recognized to be fully justified from the point of view of technological and economic advantages of their production, as well as the possibilities in ensuring the conditions for RAW safe temporary storage and transportation. In a number of phosphate glass modifications, lead-iron-phosphate formulations turned out to be the best from the point of view of provision of chemical resistance to the waste forms, as well as its resistance to devitrification during cooling and low corrosion impact on the equipment materials. The characteristics of vitrified radwaste and lava-like fuel-containing materials (LFCM) temporarily stored inside the Confinement complex (New Safe Confinement) and Shelter object of the SSE “Chornobyl NPP”, were compared. The conclusions were made regarding the influence of various factors on the properties of glass matrices and LFCM to retain hazardous radionuclides under the influence of various factors, including the self-radiation.

Keywords: NPP, radioactive waste, conditioning, immobilization, vitrification, glass, lava-like fuel-containing materials.

References

1. Donald I. W., Metcalfe B. L., Taylor R. N. J. (1997). The immobilization of high level radioactive wastes using ceramics and glasses. *Review. J. Mat. Science*, vol. 32, pp. 5851–5887.
2. Weber W. J., Ewing R. C., Angel C. A., Arnold G. W., et al. (1997). Radiation effects in glass used for immobilization of high-level waste and plutonium disposition. *J. Mat. Research and Technology*, vol. 12, no. 8, pp. 1946–1978.

3. *Technological and organizational aspects of radioactive waste management*. IAEA-TCS-27. Vienna: IAEA. 2005. 230 p. (in Rus.)
4. Caurant D., Loiseau P., Majerus O., Aubin- Chevaldonnet V., et al. (2009). *Glasses, glass- ceramics and ceramics for immobilization of highly radioactive nuclear wastes*. Paris: Nova Science Publishers, 445 p.
5. Ojovan M. I., Lee W. E. (2011). Glassy wasteforms for nuclear waste immobilization. *Metallurgical and Materials Transactions A.*, vol. 42A, pp. 837–851. doi.org/10.1007/s11661-010-0525-7.
6. Wang Li, Liang T. (2012). Ceramics for high level radioactive waste solidification. *Journal of Advanced Ceramics*, vol. 1 (3), pp. 194–203. doi.org/10.1007/s40145-012-0019-8.
7. Laverov N. P., Omel'yanenko B. I., Yudintsev S. V., Stefanovsky S. V., Nikonov B. S. (2013). Glasses for immobilization of low and intermediate level radioactive waste. *Geology of Ore Deposits*, vol. 55, no. 2, pp. 71–95.
8. *Selection of technical solution for the management of radioactive waste*. IAEA-TECDOC-1817. Vienna: IAEA, 2017, 114 p.
9. Ojovan M. I., Hyatt N. C. (eds). (2019). *Materials for nuclear waste immobilization*. Basel: MDPI, 220 p. doi.org/10.3390/books978-3-03921-847-9.
10. Ojovan M. I., Petrov V. A., Yudintsev S. V. (2021). Glass crystalline materials as advanced nuclear waste-forms. *Sustainability*, vol. 13, p. 4117. doi.org/10.3390/su13084117.
11. Sayenko S., Shkuropatenko V., Svitlychnyi Y., Zykova A., et al. (2023). Vitrification of a simulator of vat residues from liquid radioactive waste. *East Eur. J. Phys*, no. 1, pp. 94–101. doi.org/10.26565/2312-4334-2023-1-11.
12. Ojovan M. I., Yudintsev S. V. (2023). Glass, ceramic, and glass-crystalline matrices for HLW immobilisation. *Open Ceramics*, no. 14, art. 100355. doi.org/10.1016/j.oceram.2023.100355.
13. Laverov N. P., Yudintsev S. V., Yudintseva T. S., Stefanovsky S. V., et al. (2003). Effect of radiation on properties of confinement matrices for immobilization of actinide-bearing wastes. *Geology of Ore Deposits*, vol. 45, no. 6, pp. 423–451.
14. Gin S., Jollivet P., Tribet M., Peugeot S., Schuller S. (2017). Radionuclides containment in nuclear glasses: an overview. *Radiochim. Acta*, vol. 105 (11), pp. 927–959. Available at: www.researchgate.net/publication/318193760.
15. Malkovsky V. I., Yudintsev S. V., Ojovan M. I., Petrov V. A. (2020). The influence of radiation on confinement properties of nuclear waste glasses. *Science and Technology of Nuclear Installations*, vol. 2020, art. 8875723. doi.org/10.1155/2020/8875723.
16. Mykhailov O. V., Bezmylov V. M. (2023). [Conditioning of high-level solid radioactive waste in nuclear fuel cycle. Review of methods and procedures. Part 1]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 28 (3), pp. 26–37. doi.org/10.31717/2311-8253.23.3.4. (in Ukr.)
17. Pazukhin E. M. (1994). [Lava-like fuel containing mass of the 4 Unit of the Chornobyl NPP: topography, physical and chemical properties, scenario of formation]. *Radiochemistry*, vol. 36 (2), pp. 97–142. (in Rus.)
18. Pazukhin E. M., Borovoi A. A., Lagunencko A. S., Kolo-miets F. H. (2002). [The study of lava-like fuel containing materials' samples taken from different lava depth]. *Problems of Chornobyl*, vol. 9, pp. 66–75. (in Rus.)
19. Savonenkov V. G., Anderson E. B., Smirnova E. A., Shaba-lev S. I. (2009). [Radiogeochemical study of fuel morbid growth resulting from the Chernobyl accident]. *Proc. V. G. Khlopin Radium Institute*, vol. 14, pp. 87–117. (in Rus.)
20. Arutyunyan R. V., Bolshov L. A., Borovoi A. A., Velik-hov E. P., Klyuchnikov A. A. (2010). *Jadernoe toplivo v ob'ekte "Ukrytie" Chornobyl'skoj AES* [Nuclear fuel in the Shelter object of the Chornobyl NPP]. Moscow: Nauka, 240 p. (in Rus.)
21. Krasnov V. O., Nosovskyi A. V., Paskevych S. A., Rud-ko V. M., Shcherbin V. M. (2016). *Obiekt "Ukryttia": trydtsiat' rokiv pislia avarii: monografiia* [Shelter object: 30 years after the accident: monograph]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 512 p. (in Ukr.)
22. Krasnov V. O., Nosovskyi A. V., Paskevych S. A., Rud-ko V. M.; Nosovskyi A. V. (ed.) (2021). *Obiekt "Ukryttia" v umovakh novoho bezpechnoho konfainmenta* [The Shelter object in conditions of the New Safe Confinement]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 344 p. (in Ukr.)
23. Gabelkov S. V., Nosovskyi A. V., Shcherbin V. M. (2016). [Degradation model for microstructure of lava-like fuel containing materials of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 26, pp. 75–84. Available at: https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2017/2016_26/c75.pdf. (in Rus.)
24. Gabelkov S. V., Zhyganiuk I. V. (2021). [The updated model of microstructure evolution of lava-like fuel-containing materials of 4th block of Chornobyl NPP. Brown ceramics]. *Ukrainian Journal of Physics*, vol. 66, no. 4, pp. 347–364. doi.org/10.15407/ujpe66.4.34 (in Ukr.)
25. Odintsov O. O. (2012). [Study of radionuclide leaching from lava-like fuel-containing materials of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 19, pp. 70–80. https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2017/2012_19/c70.pdf. (in Rus.)
26. Odintsov O. O., Khan V. E., Krasnov V. O., Shcherbin V. M., Yakovenko M. M. (2014). [Radiactively contaminated wa-

- ter in the rooms of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 23, pp. 89–101. Available at: https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2017/2014_23/c89.pdf. (in Rus.)
27. Odintsov O. O., Palamar L. A., Chikur L. B. (2021). [Speciation of Radionuclides in the Bottom Sediments of Room 012/7 of the NSC — Shelter Object]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 22 (3), pp. 58–66. doi.org/10.31717/2311. (in Ukr.)
28. Gabelkov S. V., Klyuchnikov, A. A., Parkhomchuk P. E., Chemersky G. F. (2015). [Nature of formation on nano-sized pore channels of lava-like fuel-containing materials of the Shelter object]. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 96, no. 2, pp. 77–83. Available at: https://vant.kipt.kharkov.ua/ARTICLE/VANT_2015_2/article_2015_2_77r.pdf. (in Rus.)
29. Gabelkov S. V., Zhyganiuk I. V., Kudlai V. G., Parkhomchuk P. E., Chikolovets S. A. (2019). [Crystallization of lava-like fuel-containing materials from the NSC-SO]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 32, pp. 44–51. doi.org/10.31717/1813-3584.19.32.6 (in Ukr.)
30. Gabelkov S. V., Zhyganiuk I. V., Kudlai V. G., Nosovskyi A. V., Parkhomchuk P. E., Chikolovets S. O., Shcherbin V. M. (2019). [Phase composition of brown ceramics of lava-like fuel-containing materials of the Shelter object of the ChNPP]. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, vol. 20, no. 4, pp. 388–396. doi.org/10.15407/jnpae2019.04.388. (in Ukr.)
31. Olkhovyk Yu. O. (2014). [On the conditioning of lava fuel-containing masses of the Shelter object]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2, pp. 52–55. http://nbuv.gov.ua/UJRN/jaed_2014_2_11. (in Rus.)
32. Olkhovyk Yu. O. (2019). [Vitrification of lava-like fuel-containing materials — a promising event on transformation of the Shelter object into an ecologically safe system]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 32, pp. 52–56. doi.org/10.31717/1813-3584.19.32.7. (in Ukr.)
33. Mikhailov A. V. (2016). [On the issue of material and energy sources of formation of fuel-containing materials during the accident at the 4th unit of the Chornobyl nuclear power plant]. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, vol. 17 (4), pp. 354–363. doi.org/10.15407/jnpae2016.04.354. (in Rus.)

Надійшла 18.03.2024

Received 18.03.2024

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

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

Radioactive Aerosols in Sub-Reactor Room 304/3 of the Chornobyl NPP Shelter Object within Conditions of Operation of the New Safe Confinement

Keywords:

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

Radionuclide composition, volumetric activities (VA) and dispersity of aerosols sampled in 2019–2023 in room 304/3 of the Shelter object, where lava-like fuel-containing materials (LFCM) penetrated after the accident, are presented. The availability of transuranium elements in radionuclide composition of aerosols in room 304/3 in ratios close to those in LFCM shows that the aerosol content continues growing as result of lava degradation. The carriers of radioactive products of accident are, as a rule, aerosols with the activity median aerodynamic diameter larger than 1 μm . It evidences their dispersion origin. Substantial enrichment of aerosols in room 304/3 by ^{137}Cs and ^{90}Sr , relatively to lava composition, indicate the presence of at least two sources influencing radionuclide composition of aerosols. It is confirmed by the values of parameters of disperse composition of aerosol.

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 main lava mass had produced in the sub-reactor room 305/2. From that place, after big horizontal LFCM flow was formed, they penetrated through a breach in room 304/3 wall and other rooms on the mark 9.000. In addition, after two vertical flows (big and small) produced, the lavas ingressed in the bottom rooms of ruined building of Unit 4 and generated LFCM accumulations in the rooms of system of steam-distribution corridor (mark 6.000) and rooms of system of bubbler pool (mark 3.000 and 0.000, accordingly) [1, 2].

Stiffened lavas represent nuclear, radiation and radioecological hazards. According to expert estimates,

the LFCM contain from 60 to 110 tons of irradiated fuel, i. e. 32–58% of initial fuel loaded into the reactor [2]. Their behavior is insufficiently understood and has no substantiated forecast.

Although the accident occurred almost 38 years ago, data on the condition of LFCMs and, the more so, on their degradation are extremely scarce. The first studies concern March 1990 [3], when an alcoholic smear, a smear onto an ashless filter, and an aerosol sample were taken from the lava “tongue” at the south-western entrance of room 210/7. In 1995, aerosols were taken onto a filter in room 305/2, wherefrom the lava entered into room 210/7 and then into room 012/15 [4]. About 70% of particles were spherical with the diameter of 1–3 μm .

In 2008–2009, aerosol samples were taken in rooms 304/3 and 305/2, where there are large LFCM accumulations [5]. Then, the attention was focused on aerosols in room 304/3 [6]. As noted in [7], “in the period

© 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, 2024

of 2009–2011, the radioactivity maximum in the distribution of α -active aerosols with respect to aerodynamic diameters (AD) shifted from the interval 2.0–10 μm to 0.6–2 μm .” Starting from the autumn of 2011, studies in room 304/3 were continued using an air stream ejected from nozzles at a velocity of 41 m s^{-1} for raising the dust from the LFCM surface. The authors concluded that the “relative concentration of fine (AD smaller than 0.8 μm) particles bearing α -emitting radionuclides increased with increasing time of dust accumulation, and that of coarse particles decreased” [8]. Unfortunately, the content of main radionuclides (^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{155}Eu , Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am) in aerosols and LFCMs is not given in [5–9]. If isotope ratios in the aerosols were the same as in LFCMs, this fact would be indicative for LFCM degradation.

The researches of 2010–2014 in sub-reactor rooms of the Shelter object [3, 10, 11] showed that due to lava degradation, spontaneous transition of degradation products in aerosol state is observed. In addition, the number of radioactive aerosols, which are the product of LFCM degradation, depends on lava type.

On November 29, 2016, the Arch of 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 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 [12–14] demonstrated that spontaneous transition of LFCM degradation products in aerosol state has decreased. Because of the above, the values of volumetric activities (VA) of radionuclides

turned out to be lower as compared to the results of 2010–2014 investigations.

In 2019–2023, the work to research the behavior of radioactive aerosols in sub-reactor rooms of the Shelter object was continued [15]. The goal of work is to monitor the dynamics of radioaerosol situation in the rooms, where LFCM are localized, within the conditions of operation of “New Safe Confinement — Shelter object” complex. That is the subject of this paper. It covers the studies performed in room 304/3.

Data on room 304/3 and LFCM

In accordance with the Technological Regulations of operation of the “New Safe Confinement — Shelter object” complex, room 304/3 is classified as “unattended” one. No works were performed in the research period in this room.

Room 304/3 for monitoring and measuring devices is located on mark 9.300 between the axes 45⁺³⁰⁰–47^{–300} and rows Ж⁺⁴⁰⁰ — И^{–900}. 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 [16–19]. According to the calculations [16], there is about 6 t of uranium in room 304/3. The black LFCM filled all the square of room (Fig. 1). Upper LFCM boundary, which filled the room, reaches the mark 10.300. One should consider that they produced a single accumulation. The surface of LFCM is heterogeneous, coated with cracks and consists of individual pieces. Visually, lava structure is coarse-posed, there are a lot of cavities in solidified lava, some of them have the volume of 1–2 dm^3 . LFCM volume makes: 50–70 m^3 , fuel mass- 4–8 t uranium. The square of horizontal projection of LFCM surface makes 63 m^2 . Estimated

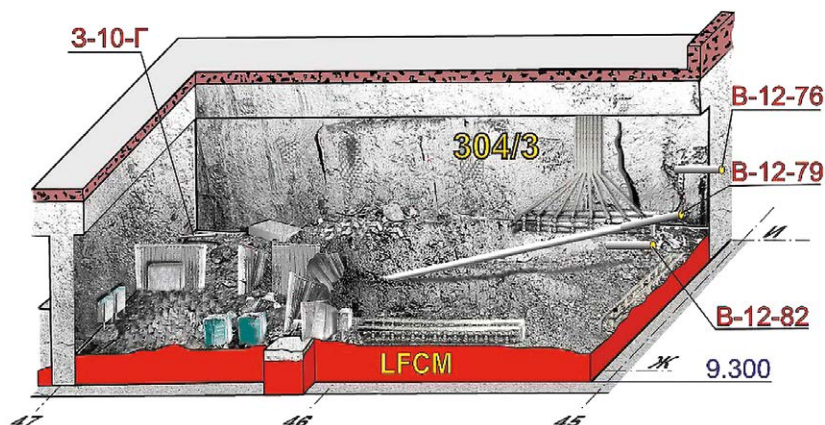


Fig. 1. Reconstruction of room 304/3 conditions

area of open surface of LFCM accumulation in room 304/3, in line with work [20] data, makes $312 \pm 38 \text{ m}^2$.

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. 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 (Fig. 2).

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. Temperature and relative humidity were measured using Elitech RC4HA/C register and TH mini hygrothermometer with remote sensor of temperature-humidity.

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 $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ and ^{137}Cs isotopes.

The next measurements of radioactive substances were carried out at Canberra company gamma-spectrometer consisting of semiconductor detector GL2020R made of 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 after radiochemical separation, ^{90}Sr activity was determined by beta-radiometry, and the activities of Pu, $^{239+240}\text{Pu}$ and ^{241}Am — by alpha-spectrometry measurements.

Concentration of aerosols carrying the accident product

Over 2019–2023 period, 36 aerosol samples were taken in room 304/3. Relative moisture of air in the room during sampling period was varying from 40 to 99 %, temperature — from 3 to $20 \text{ }^\circ\text{C}$ (Fig. 3). The lowest values of relative moisture were registered in winter period, and the highest values — in period from June to October.

One should note, the results of visual survey of room 304/3 realized in 90s of the last century have demonstrated that the room is dry, when walking in it, the dust is rising [21, 22].

As Fig. 4 shows, in 2019–2023 volumetric activity (VA) of $\Sigma\beta$ in the room was varying within the range of $0.05\text{--}1.3 \text{ Bq/m}^3$, and ^{241}Am VA was varying within the range of $2.0 \cdot 10^{-4}\text{--}6.3 \cdot 10^{-3} \text{ Bq/m}^3$. At the same time, trend line demonstrates ^{241}Am VA drop in room air in contrast to $\Sigma\beta$ VA.

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.

In line with radiometry and gamma-spectrometry measurements of samples, $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ ratios in aerosols during 2019–2023 was fluctuating from 0.17 to 0.90 under mean value 0.64. From obtained mean value of $^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$ follows that ^{137}Cs input in $\Sigma\beta$ made 64 %. Correlation dependence of ratio over time was not established. The aerosol samples were analyzed by radiochemical method. Be-

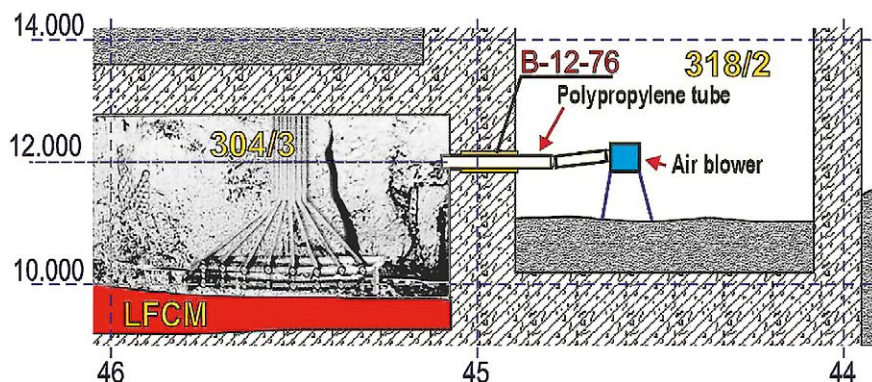


Fig. 2. Sampling of radioactive aerosols in room 304/3

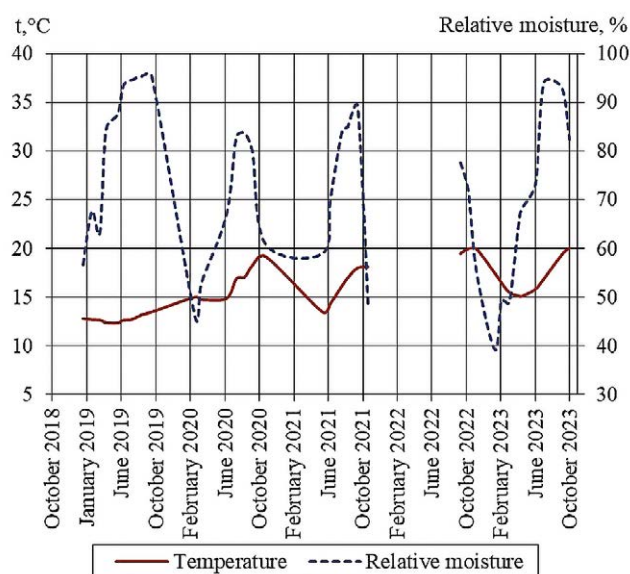


Fig. 3. Temperature and relative moisture in room 304/3 when sampling aerosols in 2019–2023

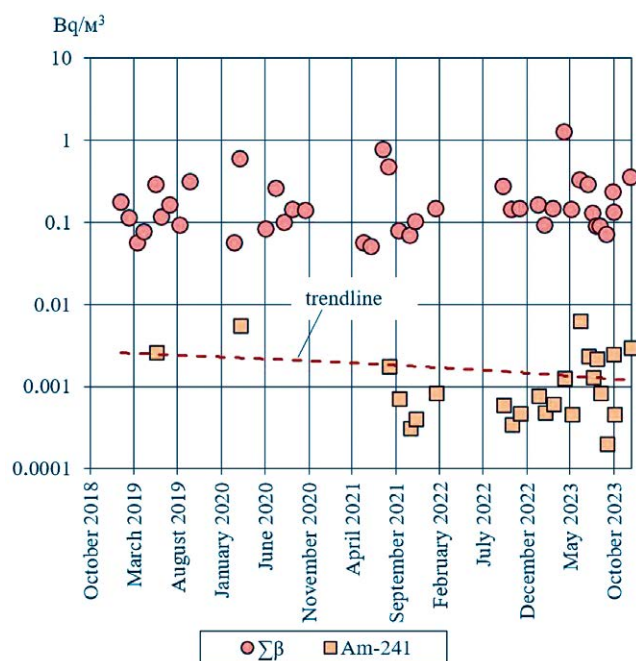


Fig. 4. VA of aerosols carrying $\Sigma\beta$ and ^{241}Am in room 304/3 in 2019–2023

low the analysis results are shown of most active on $\Sigma\beta$ aerosol samples taken on April 11, 2023.

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

^{90}Sr	0.19
^{137}Cs	0.88
Pu	$2.0 \cdot 10^{-4}$
$^{239+240}\text{Pu}$	$4.1 \cdot 10^{-4}$
^{241}Am	$1.3 \cdot 10^{-3}$
^{244}Cm	$1.9 \cdot 10^{-5}$
$\Sigma\beta$	1.3

In Table 1, mean values of nuclide activity ratios in aerosol samples taken during 2019–2023, and ratios in LFCM localized in room 304/3, are given. The data on radionuclide composition in LFCM within room 304/3 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 2019–2023 period, the ratio of radionuclides in aerosols and LFCM of room 304/3 differed substantially due to aerosol enrichment by ^{137}Cs and ^{90}Sr relatively to ^{241}Am . At the same time, over time the aerosol enrichment by cesium and strontium is growing. The value of ratios of $^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$ activities in aerosols 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 aerosols remained identical to the values of analogous ratios in the LFCM. Thus, due to LFCM surface erosion, generation of radioactive dust occurs, which penetrates the air in room 304/3.

Dispersivity of radioactive aerosols

Underway March — November 2023, to identify disperse composition of aerosols, 10 aerosol samples were taken with using five-cascade impactor IBF-5K. Assuming a priori the logarithmic normal distribution of aerosol particle size, we calculated the activity median aerodynamic diameter (AMAD) and standard geometric deviation (σ) (Table 2).

In room 304/3, the particles with AMAD of 2.8–11 μm only were most frequently ^{137}Cs carriers, one AMAD sample was smaller than 1 μm . The AMAD value of ^{241}Am -bearing particles was varying within the range 2.0–10.2 μm . Such a distribution testifies that the main mechanism of their origination had dispersion character [23]. That is why ^{241}Am -bearing particles, based on presented results of radiochemical research, should be considered as products of LFCM surface degradation [3].

The value of $^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$ ratios has demonstrated that at all impactor cascades, ^{137}Cs was present in excess amount relatively to its content in the lava. Taking into account the values $\sigma > 3$, one can assume that the aerosols in room 304/3 in 2023 were produced from different sources of radioactive aerosols.

Discussion

The above materials demonstrate that in room 304/3 volumetric activities, radionuclide composition

Table 1. Radionuclide ratios in aerosols and LFCMs in room 304/3

Object, year	$^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$	$^{90}\text{Sr}/^{241}\text{Am}$	$^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$	$^{239+240}\text{Pu}/\text{Pu}$	$^{137}\text{Cs}/\Sigma\beta$
aerosol, 2019	68	21	2.0	2.5	0.63
LFCM, 2019	7.8	22.0	1.6	2.3	0.21
aerosol, 2020	54	26	1.7	2.9	0.56
LFCM, 2020	7.7	21.7	1.6	2.4	0.21
aerosol, 2021	130	40	2.0	2.3	0.54
LFCM, 2021	7.6	21.4	1.6	2.4	0.21
aerosol, 2022	270	38	1.9	2.5	0.80
LFCM, 2022	7.5	21.1	1.6	2.4	0.21
aerosol, 2023	212	94	2.5	2.5	0.71
LFCM, 2023	7.4	20.8	1.6	2.4	0.21

and aerosol dispersity have changed significantly over the past five years.

The Table 1 data show that owing to continuing erosion of LFCM surface in room 304/3, 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 Fig. 4 shows, that ^{241}Am VA in room dropped at 2 times, given that its content in LFCM grows as result of β^- -decay of ^{241}Pu isotope. The same picture was observed also in other controllable rooms containing LFCM (rooms 012/7, 012/15, 210/7) [15].

Mean annual contribution of ^{137}Cs in $\Sigma\beta$ three times exceeded the value of analogous contribution in the 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 ^{137}Cs -bearing aerosols 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 by ^{90}Sr relatively to LFCM composition in 2020–2023 period (see Table 1) was, apparently, entailed by dust generation on bottom sediment surfaces, which produced as result of complete drying in 2019 of radioactively contaminated water accumulations in rooms, which are connected to room 304/3.

It is noteworthy that the mean annual $\Sigma\beta$ VA values in room 304/3 air are lower, than in other controllable rooms containing LFCM. For instance, in 2022 mean annual $\Sigma\beta$ VA values in room 304/3 air made 0.17 Bq/m^3 , in room 012/7 air — 1.3 Bq/m^3 , in room 012/15 air — 0.41 Bq/m^3 , and in room 210/7 air — 0.53 Bq/m^3 [15].

Moreover, in room 304/3, the square of LFCM surface, from which radioactive aerosols are generated, is much more larger, than in other rooms. On top of that, the LFCM in room 304/3 contain much more fuel amount, than the lavas of rooms 012/7, 012/15. Here it is necessary to address to morphology of Chornobyl lavas. Room 304/3 is filled by black LFCM, and in rooms 012/7, 012/15 and 210/7, the accumulation of brown LFCM is located.

The research has demonstrated that at microlevel the LFCM represents heterogenous solid solution, whose “dilutant” is glass-like silicate matrix with large amount of diverse inclusions, among which, uranium oxides, uranium-zirconium-oxygen phase $\text{U}_x\text{Zr}_y\text{O}_2$, technogenic uranium were detected, which contain zircon (“chernobylite”) and metal globules [1]. The ratios of activity and mass of matrix and micro inclusions of black and brown LFCM indicates that these LFCM were formed under various conditions. The stability of glass-like structure in relation to the impact of both external and internal factors [24] depends on thermodynamic phase equilibrium (degree of structure homogenization), which directly depends on the conditions of their formation [25, 26]. Obviously, black LFCM have undergone more long or more intensive “annealing”, than brown ones, which has resulted in a higher degree of homogenization of its constituent components. In this case, black LFCM are more stable thermodynamic system and, thus, they have less capability to aerosol generation.

The AMAD of carriers of radioactive products of accident in room 304/3 reaches the values of $10\text{--}11 \mu\text{m}$. It testifies the fact that the origination of aerosol-bearings particles of accident products occurs, mainly, due to dispersion processes [23]. At the same time, taking into ac-

Table 2. Disperse composition of radioactive ^{137}Cs and ^{241}Am -bearing aerosols in room 304/3

Sampling period	Nuclide	Volumetric activity within AD ranges, Bq/m ³					Total volumetric activity, Bq/m ³	AMAD, μm	σ
		17÷8.5 μm	8.5÷3.7 μm	3.7÷1.2 μm	1.2÷0.5 μm	<0.5 μm			
07.03–15.03	^{137}Cs	$1.2 \cdot 10^{-2}$	$5.8 \cdot 10^{-3}$	$4.9 \cdot 10^{-3}$	$1.7 \cdot 10^{-3}$	$1.3 \cdot 10^{-3}$	$2.3 \cdot 10^{-2}$	11.0	2.6
15.03–22.03	^{137}Cs	$5.3 \cdot 10^{-3}$	$2.6 \cdot 10^{-3}$	$3.9 \cdot 10^{-3}$	$4.8 \cdot 10^{-3}$	$2.2 \cdot 10^{-3}$	$1.9 \cdot 10^{-2}$	10.2	3.8
22.03–30.03	^{137}Cs	$2.7 \cdot 10^{-3}$	$2.6 \cdot 10^{-3}$	$9.2 \cdot 10^{-3}$	$2.3 \cdot 10^{-3}$	$3.8 \cdot 10^{-3}$	$4.3 \cdot 10^{-2}$	3.3	3.4
04.07–19.07	^{137}Cs	$1.0 \cdot 10^{-2}$	$1.8 \cdot 10^{-2}$	$3.2 \cdot 10^{-2}$	$1.4 \cdot 10^{-2}$	$7.5 \cdot 10^{-3}$	$8.2 \cdot 10^{-2}$	6.0	3.0
	^{241}Am	$1.4 \cdot 10^{-4}$	$3.1 \cdot 10^{-4}$	$4.7 \cdot 10^{-4}$	$2.1 \cdot 10^{-4}$	$1.2 \cdot 10^{-4}$	$1.3 \cdot 10^{-3}$	6.1	3.0
19.07–02.08	^{137}Cs	$1.2 \cdot 10^{-2}$	$9.4 \cdot 10^{-3}$	$4.7 \cdot 10^{-2}$	$2.3 \cdot 10^{-2}$	$1.9 \cdot 10^{-2}$	$1.1 \cdot 10^{-2}$	3.7	3.2
	^{241}Am	$2.1 \cdot 10^{-4}$	$1.7 \cdot 10^{-4}$	$5.8 \cdot 10^{-4}$	$9.4 \cdot 10^{-4}$	$3.2 \cdot 10^{-4}$	$2.2 \cdot 10^{-3}$	4.7	3.1
02.08–16.08	^{137}Cs	$8.3 \cdot 10^{-3}$	$5.1 \cdot 10^{-3}$	$1.4 \cdot 10^{-2}$	$2.5 \cdot 10^{-2}$	$5.4 \cdot 10^{-3}$	$5.8 \cdot 10^{-2}$	7.6	3.2
	^{241}Am	$1.4 \cdot 10^{-4}$	$5.9 \cdot 10^{-5}$	$1.4 \cdot 10^{-4}$	$4.0 \cdot 10^{-4}$	$8.9 \cdot 10^{-5}$	$8.4 \cdot 10^{-4}$	8.5	3.3
19.09–28.09	^{137}Cs	$2.8 \cdot 10^{-2}$	$2.2 \cdot 10^{-2}$	$2.2 \cdot 10^{-2}$	$3.8 \cdot 10^{-2}$	$2.5 \cdot 10^{-2}$	0.14	9.2	4.0
	^{241}Am	$5.6 \cdot 10^{-4}$	$3.9 \cdot 10^{-4}$	$3.1 \cdot 10^{-4}$	$5.4 \cdot 10^{-4}$	$6.7 \cdot 10^{-4}$	$2.5 \cdot 10^{-3}$	9.8	4.6
11.10–24.10	^{137}Cs	$9.4 \cdot 10^{-3}$	$8.9 \cdot 10^{-3}$	$1.1 \cdot 10^{-2}$	$2.6 \cdot 10^{-3}$	$1.6 \cdot 10^{-3}$	$3.3 \cdot 10^{-2}$	8.9	2.8
24.10–07.11	^{137}Cs	$3.3 \cdot 10^{-3}$	$1.4 \cdot 10^{-3}$	$4.5 \cdot 10^{-2}$	0.54	0.13	0.71	0.9	1.8
19.11–29.11	^{137}Cs	$1.4 \cdot 10^{-2}$	$1.0 \cdot 10^{-2}$	$4.1 \cdot 10^{-2}$	$9.7 \cdot 10^{-2}$	$8.2 \cdot 10^{-2}$	0.24	2.8	3.1
	^{241}Am	$7.3 \cdot 10^{-5}$	$6.8 \cdot 10^{-5}$	$5.5 \cdot 10^{-4}$	$1.3 \cdot 10^{-3}$	$1.0 \cdot 10^{-3}$	$3.0 \cdot 10^{-3}$	2.0	2.7

count the values $\sigma > 3$, one can assume that the radio-nuclide composition of aerosols is, apparently, formed of more than one source, which generates aerosol particles. 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 block of the Chernobyl nuclear power plant: topography, physicochemical properties, formation scenario]. *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 Chernobyl NPP before and after the accident. Project no. 2916 “Development of the models for nuclear fuel behavior during active phase of the Chernobyl accident”]. Preprint of the RSC “Kurchatov Institute” no. 130–11/2, 147 p.
3. Ogorodnikov B. I., Khan V. Ye., Kovalchuk V. P. (2013). [Aerosols as evidences of destruction of lava-like fuel containing materials in the Shelter object]. Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl. vol. 20, pp. 94–106. (in Rus.)
4. Kuzmina I. E., Tokarevskii V. V. (1996). [Particles of the dispersed phase of aerosols from the Shelter object]. *Problems of Chornobyl Exclusion Zone*, vol. 4, pp. 141–150. (in Rus.)
5. Badovskii V. P., Klyuchnikov A. A., Kravchuk T. A., Melenevskii A. E., Shcherbin V. N. (2009). [Study of the characteristics of aerosols in fuel-containing rooms of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 12, pp. 103–112. (in Rus.)
6. Badovskii V. P., Klyuchnikov A. A., Melenevskii A. E., et al. (2011). [Assessment of the surface condition of LFCM in real conditions of the Shelter object]. *Proceedings of the Int. Conf. “Twenty-Five Years of the Chernobyl Disaster. Safety of the Future”: Coll. of Papers. Conclusions and Recommendations, Kyiv, April 20–22, 2011, part 2*, pp. 46–50. (in Rus.)
7. Melenevskii A. E., Ushakov I. A., Badovskii V. P. (2012). [Research on the pilogenic ability of fuel-containing materials of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, no. 18, pp. 119–120. (in Ukr.)
8. Badovskii V. P., Klyuchnikov A. A., Melenevskii A. E., Morozov, Yu. V., Ushakov I. A., Shcherbin V. N. (2013). [Generation of fuel-containing dust by lava-like materials of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 20, pp. 68–76. (in Rus.)

9. Badovskii V. P., Melenevskii A. E., Morozov Yu. V., et al. (2014). [Generation of radioactive dust by lava-like fuel-containing materials of the Chernobyl nuclear power plant Shelter object]. *Radiochemistry*, vol. 56, no. 3, pp. 264–270. (in Rus.)
10. 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.)
11. Ogorodnikov B. I., Khan V. Ye., Kovalchuk V. P., et al. (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.)
12. Lagunenکو A. S., Khan V. Ye., Odintsov A. A., et al. (2019). [Radioactive Aerosols in 2017–2018 near lava-like fuel contained materials in premise 012/7 of the Shelter object]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 1 (13), pp. 83–90. (in Rus.)
13. Lagunenکو A. S., Khan V. Ye., Odintsov A. A., et al. (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. 2 (14). — pp. 31–38. (in Rus.)
14. Lagunenکو O. S., Khan V. E., Odintsov O. O., et al. (2020). [Radioactive Aerosols near Lava-Like Fuel Containing Materials in Premise 210/7 of the Shelter Object in 2017–2018]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (17), pp. 58–67. (in Rus.)
15. Khan V. Ye., Lagunenکو O. S., Krasnov V. O., et al. (2023). [Radioactive aerosols in sub-reactor rooms of the Shelter object within conditions of the New Safe Confinement]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 1 (26), pp. 33–46.
16. 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.)
17. 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.)
18. Lagunenکو 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.)
19. Vysotskiy Ye. D., Krasnov V. A., Lagunenکو A. S., Pazukhin E. M. (2007). [Fuel in premise 305/2 of the 4th 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.)
20. ISP NPP, NAS of Ukraine (2011). [Studying the behavior of fuel-containing materials of the Shelter object as a factor of nuclear, radiation and radioecological hazard under the influence of external and internal factors]. Report on Research Work (final). Inv. No. 4003. Chornobyl, 216 p. (in Rus.)
21. Kiselev A. N., Nenaglyadov A. Yu., Surin A. I., Checherov K. P. (1992). *Rezultaty dopolnitelnykh issledovaniy mest skopleniy LTSM na 4-m bloke ChAES* [The results of additional studies of the locations of LFSM clusters at the 4th unit of the Chornobyl Nuclear Power Plant]. Preprint of the RSC “Kurchatov Institute” IAE-5533/3, 120 p. (in Rus.)
22. Kiselev A. N., Surin A. I., Checherov K. P. (1994). *Rezultaty dopolnitelnykh issledovaniy mest skopleniy LTSM na 4-m bloke ChAES* [The results of additional studies of the locations of LFSM clusters at the 4th unit of the Chornobyl Nuclear Power Plant]. Moscow: I. V. Kurchatov Institute of Atomic Energy, 59 p. (in Rus.)
23. Fuks N. A. (1955). *Mekhanika aerozoley* [Mechanics of aerosols]. Moscow: Publishing House of the Academy of Sciences of the USSR, 353 p. (in Rus.)
24. Gabelkov S. V., Nosovskiy A. V., Shcherbin V. N. (2016). [Model of degradation of the microstructure of lava-like fuel-containing materials of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 26, pp. 75–84. (in Rus.)
25. Sobolev I. A., Ozhovan M. I., Shcherbatova T. D., Batyukhnova O. G. (1999). *Stiokla dlya radioaktivnykh otkhodov* [Glass for radioactive waste]. Moscow: Energoatomizdat, 238 p. (in Rus.)
26. Pavlushkin N. M. (ed.) (1983). *Khimicheskaya tekhnologiya stekla i sitallov* [Chemical technology of glass and glass ceramics]. Moscow: Stroyizdat, 432 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**

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

**Радіоактивний аерозоль у підреакторному
приміщенні 304/3 об'єкта “Укриття” в умовах
експлуатації нового безпечного конфайнмента**

Представлено радіонуклідний склад, об'ємну активність радіонуклідів та дисперсність аерозолі, відібраного у 2019–2023 рр. у приміщенні 304/3 об'єкта “Укриття”, куди внаслідок аварії протекли лавоподібні паливовмісні матеріали (ЛПВМ). Встановлено, що медіанний за активністю аеродинамічний діаметр (АМАД) носіїв радіоактивних продуктів аварії в приміщенні у 2023 р. досягає 10–11 μm . Це свідчить про їхнє диспергаційне походження. Наявність трансуранових елементів у радіонуклідному складі аерозолі у співвідношеннях, які близькі до аналогічних співвідношень ЛПВМ, показує, що аерозольні частки продовжують виникати внаслідок руйнування лави. Істотне збагачення у приміщенні 304/3 аерозолі ^{137}Cs і ^{90}Sr , що належать до складу лав, вказує на наявність ще двох джерел, що впливають на радіонуклідний склад ае-

розолі. Це підтверджується значеннями параметрів дисперсного складу аерозолі. За останні п'ять років об'ємна активність ^{241}Am в повітрі приміщення знизилася у 2 рази. З цього можна зробити висновок, що знижується здатність до генерації аерозолі скупчення ЛПВМ у приміщенні. При цьому зростає вплив на значення радіонуклідних співвідношень інших додаткових джерел аерозолі. За той же період спостережень сумарна активність довгоживучих бета-випромінюючих нуклідів-продуктів Чорнобильської аварії у приміщенні залишалася на одному рівні.

Ключові слова: новий безпечний конфайнмент, об'єкт “Укриття”, лавоподібні паливовмісні матеріали, аерозоль, об'ємна активність, медіанний за активністю аеродинамічний діаметр, дисперсність.

Надійшла 18.04.2024

Received 18.04.2024

І. В. Куцина, В. С. Гавриленко, 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 2023 році

Ключові слова:

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій, Національна академія наук України, підтримка держави та міжнародних партнерів, оцінювання ефективності діяльності, висвітлення наукових досягнень

Наведено найважливіші результати наукової та науково-організаційної діяльності Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України у 2023 р. Навіть за умов масштабного вторгнення російських військ на територію України та продовження російським агресором бойових дій співробітниками Інституту виконано всі заплановані завдання, що насамперед стало можливим завдяки запровадженню низки організаційних заходів, ефективність яких підтверджується суттєвим підвищенням якості наукових досліджень, практичного впровадження результатів, а також публікаційної активності дослідників. Важливість Інституту у вирішенні актуальних і стратегічно важливих у воєнний та повоєнний періоди науково-технічних завдань схвалена керівництвом Національної академії наук України, експертами з оцінювання ефективності його діяльності, а також міжнародними партнерами. Усе це свідчить про можливість подальшого розвитку та за необхідності розширення обсягів виконання складних завдань, які вирішують фахівці Інституту.

Вступ

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України) є державною науковою неприбутковою бюджетною установою, яка у своїй діяльності керується Конституцією України, чинним законодавством України, Статутом НАН України, а також іншими нормативними актами НАН України та своїм Статутом.

Відповідно до нової редакції Статуту, затвердженої Розпорядженням Президії НАН України № 366 від 16.07.2021 р., основними напрямками діяльності Інституту є: проведення науково-дослідних, дослідно-конструкторських і проектних робіт, пов'язаних із перетворенням об'єкта «Укриття» (ОУ) на екологічно безпечну систему; створення робототехнічних систем і радіаційних технологій поводження з ядерни-

ми матеріалами; моніторинг та прогнозування стану речовин, що містять ядерне паливо, стану будівельних конструкцій об'єкта, а також рівня екологічної безпеки у зоні його впливу; проведення фундаментальних і прикладних наукових досліджень у галузі безпеки АЕС; розроблення наукових основ безпеки й ефективності експлуатації ядерних установок; дослідження, розроблення та впровадження технологій зняття з експлуатації енергоблоків АЕС; розроблення наукових засад і створення технологій поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) та радіоактивними відходами (РАВ).

Шляхом корегування тематики досліджень з урахуванням можливості їхнього виконання за умов воєнного стану, а також розширення обсягів досліджень, спрямованих на науково-технічне забезпечення потреб безпеки держави та створення наукового підґрунтя для повоєнного відновлення

© І. В. Куцина, В. С. Гавриленко, Д. І. Хвалін, 2024

і подальшого інноваційного розвитку промислового сектору української економіки виділені такі напрями: розроблення наукових основ безпеки й ефективності експлуатації ядерних установок, розроблення та створення робототехнічних пристроїв, а також дослідження з радіаційної екології, які полягають у захисті людини та довкілля від потенційних ризиків використання ядерних технологій. Крім цього, фахівці Інституту також здійснюють науково-технічний супровід діяльності з мирного використання ядерної енергії.

Усі дослідження ІПБ АЕС НАН України відповідають напрямам «Енергетичної стратегії України на період до 2050 р.», а також Загальнодержавної програми зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС і перетворення ОУ на екологічно безпечну систему, Комплексної (зведеної) програми підвищення безпеки АЕС України, Загальнодержавної цільової екологічної програми поводження з РАВ, Стратегії розвитку територій у зоні відчуження і зоні безумовного відселення на 2022–2030 рр., яка схвалена розпорядженням Кабінету Міністрів України та погоджена Прем'єр-міністром України, та ін.

Інститут забезпечений кваліфікованими кадрами, які проходять періодичну перевірку знань згідно з установленними вимогами та мають великий досвід радіоекологічних досліджень, оцінки впливу АЕС на довкілля, наукового обґрунтування принципів організації мережі радіаційного та радіоекологічного моніторингу на радіоактивно забруднених територіях і в зонах впливу радіаційно небезпечних об'єктів. Загалом колектив складається з висококваліфікованих фахівців у галузі екологічної безпеки, теплових та ядерних енергоустановок, електричних машин і апаратів, інформаційно-вимірювальних систем, фізики твердого тіла, фізики ядра й елементарних частинок, теплофізики та молекулярної фізики, агрофізики, гідравліки та інженерної гідрології, радіобіології, біофізики, які мають досвід роботи в інститутах НАН України, проєктних організаціях і підприємствах ядерної галузі, а також в органі регулювання. Понад 40 % працівників удостоєні почесних відзнак і нагород енергетичної галузі, органу регулювання, центральних та місцевих органів влади, найвищих відзнак державного рівня.

Співробітники Інституту є почесними членами, а також членами Правління громадської організації «Українське ядерне товариство» (ГО «УкрЯТ»); членами Національної комісії Верховної Ради України з радіаційного захисту; відділення індустріального будівництва Академії будівництва України; відділення атомного будівництва Академії будівництва України; вченої ради Національного технічного університету України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського» (НТУУ «КПІ імені І. Сікорського»); членами експертної ради Державної атестаційної комісії Міністерства освіти і науки (МОН) України; експертної ради МОН України з питань атестації наукових кадрів з електричної інженерії, електроніки та телекомунікацій; низки державних експертних комісій; експертної групи з оцінювання ефективності діяльності наукових установ за науковим напрямом інженерно-технічних наук МОН України; експертної групи секції «Енергетика та енергоефективність» з визначення пріоритетних напрямів розвитку наукової, науково-технічної та інноваційної діяльності МОН України; Українського інституту науково-технічної експертизи та інформації (УкрІНТЕІ) МОН України; спеціалізованих рад низки установ НАН України; науково-технічної спілки енергетиків та електротехніків України; колеги Державного агентства з енергоефективності та енергозбереження України; спеціалізованої секції «Енергетика та енергоефективність» Комітету з Державних премій України в галузі науки й техніки; науково-технічної ради Міністерства енергетики України, державного підприємства «Національна атомна енергогенеруюча компанія (ДП НАЕК) «Енергоатом», державного спеціалізованого підприємства (ДСП) «ЧАЕС» і Державного агентства України з управління зоною відчуження (ДАЗВ України).

З причини масштабного вторгнення російських військ на територію України та продовження російським агресором бойових дій за кордон виїхало 26 співробітників Інституту, з них 16 повернулося. В інші міста України виїхало 7 співробітників, але усі з часом приїхали назад. Тому для деяких співробітників Інститут запровадив дистанційну форму роботи та часткову зайнятість, а подекуди відпустку без оплати чи вимушений простій.

У складі Збройних сил України та Сил територіальної оборони перебуває 7 штатних працівників Інституту, з них — 2 наукових. Співробітники ІПБ АЕС НАН України, окрім того, що захищають Україну на передовій, також активно займаються волонтерською діяльністю. Для військових України волонтери Інституту спільно з ГО «УкрЯТ» передають кошти на закупівлю автомобілів і палива, обігрівачів, спеціалізованого електрообладнання, продуктів харчування, теплий одяг і взуття, спеціальний одяг,

тканину для шиття маскувальних сіток, а також надають науково-технічні консультації.

Міжнародні партнери розуміють важливість виконуваних наукових завдань і допомагають відновити матеріально-технічну базу ІПБ АЕС НАН України у м. Чорнобилі, яка постраждала внаслідок російської агресії. Так, у 2023 р. Інститут отримав гуманітарну допомогу від Міністерства промисловості та торгівлі Чеської Республіки у вигляді трьох дизельних генераторів електроенергії, — двох пересувних і стаціонарного, — потужністю 60 кВт кожен. Під час візиту представників Фонду чистого майбутнього (США) до ІПБ АЕС науковий керівник Фонду від Інституту Берклі передав допомогу у вигляді персональних дозиметрів і зонду SmartCAM для безперервного контролю повітря. Також Інститут укотре отримав гуманітарну допомогу від партнерів зі Швеції у вигляді інверторних електрогенераторів та додаткових комплектувальних матеріалів до них, комплекту інструментів різного виду, спецодягу, спецвзуття, засобів індивідуального захисту, аптечок та ін. Ця допомога надає можливість продовжувати наукові дослідження, планувати та проводити роботи щодо забезпечення ядерної та радіаційної безпеки навіть за відсутності електроенергії. Гуманітарна допомога також надходить у вигляді фінансів задля відновлення лабораторного обладнання.

Наказом МОН України № 1032 від 23.08.2023 р. [1] ІПБ АЕС НАН України внесено до Реєстру наукових

установ, яким надається підтримка держави (рис. 1). Строк дії Свідоцтва про включення до Реєстру — до 17.06.2025 р. (згідно з чинними вимогами — до закінчення терміну дії Свідоцтва про державну атестацію МОН України, відповідним Наказом МОН України № 817 від 17.06.2020 р. Інститут віднесено до I найвищої кваліфікаційної групи [2]). Державний реєстр наукових установ, яким надається підтримка держави — це перелік науково-дослідних, науково-технічних установ і вищих навчальних закладів, діяльність яких має важливе значення для розвитку науки, економіки та виробництва.

Згідно з Законом України «Про медіа» Рішенням Національної ради України з питань телебачення та радіомовлення № 791 від 31.08.2023 р. ІПБ АЕС НАН України зареєстровано суб'єктом у сфері друкованих медіа та видавцем науково-технічного журналу «Ядерна енергетика та довкілля» («Nuclear Power and the Environment») і присвоєно відповідний ідентифікатор медіа R30-01221 [3]. Журнал «Ядерна енергетика та довкілля» видається ІПБ АЕС НАН України спільно з ГО «УкрЯТ».

Відповідно до Постанови Президії НАН України № 417 від 22.12.2021 р. «Про оцінювання діяльності наукових установ НАН України» було заплановано проведення оцінювання ефективності діяльності ІПБ АЕС у 2022 р. Однак через військову агресію Російської Федерації проти України було призупинено проведення підготовчих заходів з оцінювання установ на час дії в Україні воєнного стану. Згодом згідно з Постановою Президії НАН України № 33 від 11.01.2023 р. було визначено, до завершення дії воєнного стану таке оцінювання проводиться за ініціативи або за згодою наукових установ НАН України. Тому керівництво ІПБ АЕС вирішило провести це оцінювання ефективності діяльності. Так, на виконання Розпорядження Президії НАН України № 167 від 30.03.2023 р. «Про оцінювання ефективності діяльності наукових установ НАН України у 2023 році», 17.10.2023 р. проведено оцінювання ефективності діяльності ІПБ АЕС НАН України за період 2017–2022 рр. Експертна комісія (ЕК) була затверджена рішенням Постійної комісії за науковими напрямками при Секції фізико-технічних і математичних наук НАН України (протокол № 1 від 19.05.2023 р.). ЕК розглянула й опрацювала пакет матеріалів щодо діяльності установи, відвідала у м. Києві відділення атомної енергетики, у м. Чорнобилі — відділення проектування об'єктів з радіаційно-ядерними технологіями і відділення ядерної та радіаційної безпеки,



Рис. 1. Свідоцтво про внесення ІПБ АЕС НАН України до Реєстру наукових установ, яким надається підтримка держави

а також провела бесіди з працівниками Інституту. На основі аналізу анкет Інституту та його підрозділів, а також результатів відвідування ЕК зробила висновки відповідно до вимог Методики оцінювання ефективності діяльності наукових установ НАН України, що затверджена Постановою Президії НАН України № 75 від 15.03.2017 р. зі змінами, внесеними Постановою Президії НАН України № 241 від 11.07.2018 р. і Постановою НАН України № 33 від 11.01.2023 р.

Відповідно до цього висновку всі наукові підрозділи та ІПБ АЕС в цілому віднесені до найвищої категорії «А» — займають лідерські позиції за науковими напрямками своєї діяльності, мають вагомий науковий та практичний результати, що визнані на міжнародному й найвищому національному рівнях, високий науковий потенціал та ефективно його використовують; результати науково-дослідницьких робіт, конкурентоспроможність і загальна результативність діяльності можуть бути порівняні з високоякісними результатами міжнародного рівня; оригінальність, значимість та якість результатів досліджень мають значне зацікавлення міжнародної фахової спільноти.

У 2023 р. за вагомий внесок у захист територіальної цілісності України, безпосередню участь у відсічі збройної агресії Російської Федерації, особисту мужність і патріотизм Подякою Президії НАН України були нагороджені 11 працівників ІПБ АЕС НАН України. За вагомий внесок у господарсько-технічне забезпечення діяльності Інституту за умов російської агресії Подякою Президії НАН України було відзначено 2 працівників. За вагомий особистий здобутки в розвитку науки у галузі енергетики, високу публікаційну активність Подякою Президії НАН України було відзначено 2 молодих вчених. За вагомий внесок у зміцнення та розвиток ядерної галузі, розбудову ГО «УкрЯТ» та з нагоди його 30-ї річниці заснування були нагороджені: Почесною грамотою ГО «УкрЯТ» — 1 працівник, Грамотою ГО «УкрЯТ» — 2 працівники, Подякою ГО «УкрЯТ» — 2 працівника. За вагомий особистий внесок у діяльність ГО «УкрЯТ», спрямований на розвиток і розбудову атомної галузі України, та з нагоди Дня енергетики були нагороджені: Почесною грамотою ГО «УкрЯТ» — 1 працівник, Грамотою ГО «УкрЯТ» — 3 працівники.

У 2023 р. згідно з Тематичним планом науковими співробітниками Інституту виконувались 8 робіт за бюджетними темами відомчої тематики, 3 — програмно-цільової та конкурсної тематики, а також 5 — госпдоговірної тематики. У цій статті наведено результати, отримані під час науково-дослідних робіт.

Найвизначніші наукові фундаментальні та прикладні результати

На основі експериментальних досліджень і комплексного аналізу поведінки радіоактивного аерозолі, лавоподібних паливовмісних матеріалів (ПВМ), радіоактивно забруднених водних скупчень у приміщеннях ОУ та впливу висихання їхніх донних відкладень на радіаційні умови об'єкта розроблено науково обґрунтовані методичні рекомендації з мінімізації впливу НБК на довкілля (рис. 2). Результати роботи впроваджені у ДСП «ЧАЕС» і забезпечують екологічну безпеку довкілля, захист персоналу та населення.



Рис. 2. Дослідження радіоактивно забруднених водних скупчень у приміщенні ОУ

Шляхом комплексних експериментальних і теоретичних досліджень визначено закономірності формування високої міграційної здатності радіостронцію в підземних водах для виконання достовірних прогнозів його розповсюдження у довкіллі за різних радіоекологічних умов у підземних і поверхневих водах. Науково обґрунтовані рекомендації зі зменшення радіоактивного забруднення підземних і поверхневих вод у джерелах питного водопостачання України впроваджені у ДСП «ЧАЕС», що сприяє вирішенню важливого завдання забезпечення екологічної безпеки довкілля і населення, а також дозволяє захистити підземні та поверхневі води від радіоактивного забруднення.

Для підвищення якості прогнозування поведінки лавоподібних ПВМ на найближчий час і довгострокову перспективу шляхом експериментальних досліджень та комп'ютерного моделювання вдоско-

налено модель еволюції мікроструктури цих матеріалів з урахуванням комплексу фізико-хімічних процесів, що відбувалися під час аварії на ЧАЕС, в ОУ після аварії та будуть спостерігатися за умов експлуатації НБК. Удосконалену фізичну модель еволюції структури лавоподібних ПВМ і прогнози їхньої майбутньої поведінки впроваджено у ДСП «ЧАЕС», що дозволяє науково обґрунтовувати рішення під час демонтажу нестабільних конструкцій ОУ, вилучення ПВМ з об'єкта та поводження з ними надалі. Нові алгоритми ідентифікації кристалічних фаз лавоподібних ПВМ впроваджено у навчальний процес державної установи «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України» під час підготовки аспірантів спеціальності 103 — наука про землю (спеціалізація «Екологічна безпека»).

Шляхом розрахунково-експериментального дослідження закономірності зміни динаміки щільності потоку нейтронів за умов різної концентрації вологи в скупченні ядерно небезпечних матеріалів, що знаходяться всередині ОУ, науково обґрунтовано методичні рекомендації з підвищення ефективності й інформативності штатної системи контролю ядерної безпеки НБК. Результати роботи впроваджені у ДСП «ЧАЕС», що дозволяє підвищити рівень ядерної та радіаційної безпеки для персоналу станції, населення і довкілля.

Фахівцями ІПБ АЕС НАН України спільно з Інститутом матеріалів та лазерів Fraunhofer IWS (Німеччина) проведено спільні дослідження щодо виведення з експлуатації зруйнованої ядерної інфраструктури. Мета — вивчення можливості локалізації лавоподібних ПВМ, таких як чорна та коричнева кераміка. Проведено аналіз існуючих структур і можливості відтворення достовірних синтетичних імітаторів. Розроблення методів лазерної фрагментації реалізовувалося з використанням альтернативних імітаторів силікатних матеріалів, таких як базальт і металургійний шлак, а також дослідження лазерного різання нестабільних конструкцій на прикладі зразків армованого бетону. Ця робота стала початком співпраці між науковими організаціями України та Німеччини з подальшим обміном досвідом, а також ширшим залученням українських фахівців у майбутньому. У рамках проекту розроблено стабільні методи фрагментації імітаторів ПВМ, складено дорожню карту для впровадження та випробування технології на ОУ. Для вирішення майбутніх завдань були проведені зустрічі з представниками Plejades GmbH, Onet Technology та Dresden TU. Спів-

робітництво було висвітлено у засобах масової інформації (ЗМІ) Німеччини.

У рамках угоди між урядами України й Китайської Народної Республіки (КНР) та за сприяння МОН України співробітники ІПБ АЕС НАН України виконали науково-дослідницьку роботу «Дослідження технології нейтронно-дозиметричного супроводу корпусу реактора типу PWR» (договір № М/72-2023 від 30.08.2023 р.). Мета роботи полягала у верифікації розрахункової моделі системи моніторингу радіаційного навантаження на корпус реактора PWR з водою під тиском. 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 з продовження термінів експлуатації АЕС. Використання отриманих результатів сприяє підвищенню безпеки експлуатації ядерних установок шляхом удосконалення відомих систем контролю та діагностики.

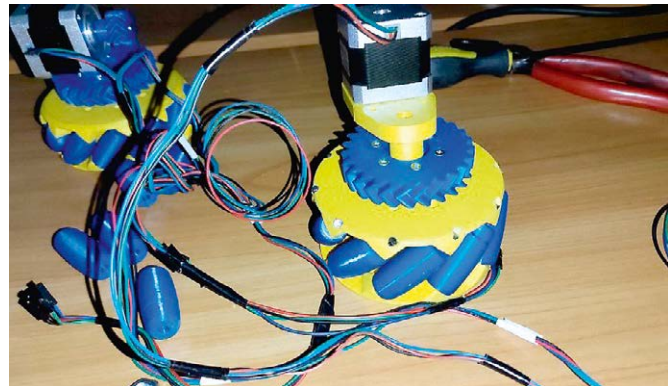


Рис. 3. Колеса для пробних випробувань

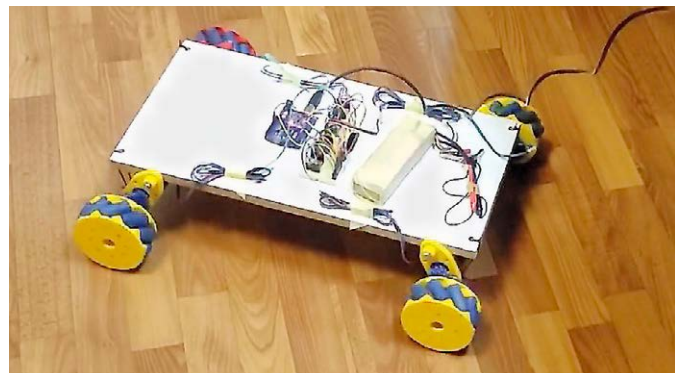


Рис. 4. Полегшена тестова модель ходової частини робота

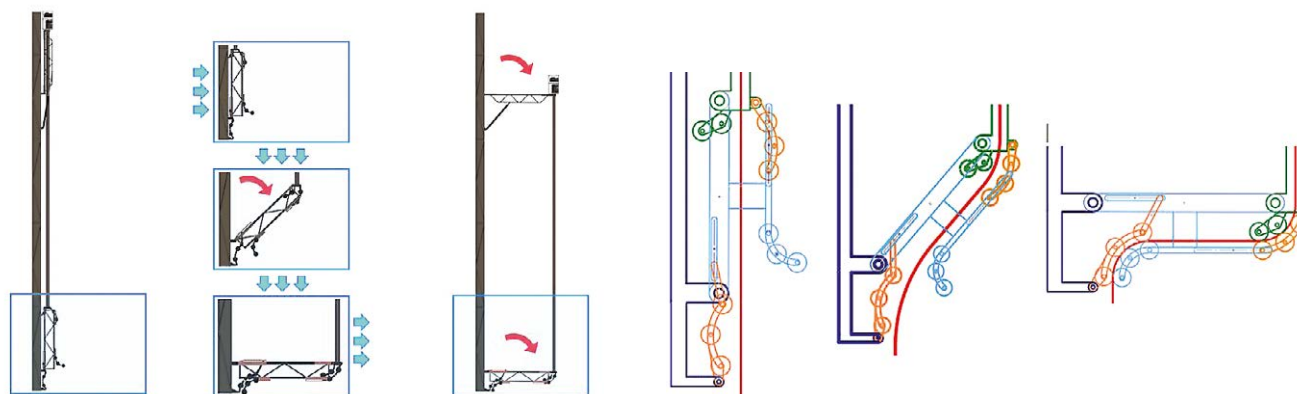


Рис. 5. Горизонтальне зміщення гільзи

У рамках угоди про співробітництво з компанією Qingdao Xianchu Energy Development Group Ltd. групою працівників ІПБ АЕС НАН України спільно з китайськими інженерами виконується розроблення робота, основне завдання якого полягає в дистанційному переміщенні зварювального та шліфувального пристроїв до місця їхнього призначення для ремонту технологічного трубопроводу в гарячій камері реактора. Розроблено ходову частину з колесами, які рухаються в різні боки, механізм маніпулятора та захватний пристрій. З метою дослідження можливості використання коліс із пасивними роликами, розташованими під кутом 45° на ходовій частині мобільного робота (рис. 3), розроблено та виготовлено полегшену модель з пластику (рис. 4). На сьогодні тривають роботи з налагодження електричної схеми та бездротового підключення. Розробку заплановано використовувати на АЕС «Хайян».

У рамках угоди про співробітництво з компанією Qingdao Xianchu Energy Development Group Ltd. групою працівників ІПБ АЕС НАН України спільно з китайськими інженерами також виконується розроблення концептуального рішення комплексної системи для вилучення гільз RIC (Reactor Incore Control) реактора типу CPR-1000. В основі запропонованого рішення лежить шарнірний механізм, який за допомогою двох вигинів зумовлює горизонтальне зміщення гільзи під час вилучення (рис. 5). Розроблюється комплексна система, яка вміщує не тільки пристрій для вилучення гільз, а й пристрій позиціонування, систему гідравлічного захоплення, пристрій для різання, систему керування та живлення з гідравлічними й електричними шафами, а також засоби управління та контролю. У рамках проекту виконуються також такі роботи: побудова

тривимірної математичної моделі пристрою (рис. 6), розрахунок роликових механізмів для притиснення та згину, розроблення допоміжних систем подачі й обертання, аналіз запропонованих варіантів вилучення RIC, розрахунок товщини фізичного захисту шару з половинним ослабленням для опроміненої частини гільзи, розроблення технічних рішень для різання, екранування та контейнеризації радіоактивно активної частини гільзи. Усі проміжні результати обговорюються й узгоджуються з китайськими колегами-інженерами. Розробку заплановано використовувати на АЕС «Хайян».

Співробітники ІПБ АЕС НАН України як спостерігачі беруть участь у міжнародному проєкті «Щодо вдосконалення оцінки показників безпеки довгострокової експлуатації ядерних цивільних інженерних споруд» за підтримки Європейської комі-



Рис. 6. Тривимірна модель пристрою для вилучення гільз реактора

ції (European Commission supported H2020-Euratom-1 project “Towards improved assessment of safety performance for long-term operation of nuclear civil engineering structures (ACES)”). Мета — дослідження впливу високих флюенсів нейтронів на міцність бетону біологічного захисту легководяних реакторів. Під час виконання проєкту, зокрема, сучасними методами моделювання за допомогою тривимірних математичних моделей досліджено нові особливості захисного бетону за умов інтенсивного випромінювання та підвищеної температури довкілля.

З 2021 р. ІПБ АЕС залучений до проєкту Балтійської дослідницької програми «Іновації у виробництві бетону для застосування під час поводження з небезпечними відходами» (Baltic Research programme project “Innovation in concrete design for hazardous waste management applications (ICONDE)”). Цей проєкт включає партнерів з Латвії (Ризький технічний університет), Норвегії (Арктичний університет Норвегії), Естонії (Університет м. Тарту) та Литви (Литовський інститут енергетики). Основні цілі проєкту: 1) сприяння економіці повторного використання відходів шляхом застосування сланцевої золи, промислових відходів, що утворюються під час виробництва енергії в Естонії, як додаткового цементного матеріалу у виробництві бетону; 2) покращення механічних властивостей бетону шляхом додавання дисперсних волокон; 3) збільшення здатності матеріалу захищати від нейтронів за допомогою базальтових волокон, наповнених оксидом бору. Ризький технічний університет планує залучити ІПБ АЕС як субконтрактну організацію для виконання нейтронного експерименту з дослідження бетонних зразків армованих базальт-борною фіброю на Pu-Be джерелі нейтронів. З 2023 р. співробітник ІПБ АЕС НАН України проходить стажування у Ризькому технічному університеті в рамках цього проєкту.

У рамках взаємодії з The OECD Nuclear Energy Agency (NEA) ІПБ АЕС НАН України є учасником проєкту «Збір та оцінка інформації про аварію на атомній електростанції Фукусіма-Даїчі» (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 вдосконалення моделювання розвитку важких аварій, інтерпретація 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.

Шляхом експериментальних і теоретичних досліджень науково обґрунтовано методичні рекомендації з одночасного визначення складу скидного газу та зольності під час спалювання (для дослідницьких цілей) опроміненого графіту ядерних установок. Результати роботи заплановані до впровадження у ДСП «ЧАЕС» та сприяють зменшенню радіаційного навантаження на персонал і мінімізації небезпечного впливу на довкілля під час зняття з експлуатації енергоблоків з графітовим сповільнювачем.

За допомогою побудованого комплексу математичних моделей радіоактивного забруднення атмосфери та земної поверхні для території України у випадку аварійних ситуацій на радіаційно небезпечних об'єктах або трансграничного перенесення радіонуклідів, досліджено ефективність наявної радіометричної мережі гідрометеорологічних спостережень у складі Державної служби України з надзвичайних ситуацій (ДСНС). З метою підвищення радіаційного захисту населення, рівня аварійної готовності та реагування на ситуації можливого радіоактивного забруднення природного середовища запропоновано науково обґрунтовані рекомендації з оптимізації кількості постів і місць їхнього розміщення для радіометричної мережі гідрометеорологічних спостережень у складі ДСНС України. Результати роботи впроваджено в ДСНС України та використовуються під час організації системи радіоекологічного моніторингу навколишнього середовища, включаючи формування програм і регламентів моніторингу забруднення сільськогосподарської продукції та продуктів харчування, які виробляються на радіоактивно забруднених територіях, з метою зменшення доз внутрішнього опромінення населення цих територій, а також оптимізації загальнодержавної мережі радіаційного моніторингу атмосферного повітря та випадань радіонуклідів для підвищення її ефективності й оперативності надання відповідної інформації про наслідки можливих надзвичайних ситуацій.

На основі комплексного радіоекологічного районування території на різних просторових масштабах з урахуванням ступеня радіоекологічної критичності території за допомогою сучасних геоінформаційних

технологій, формування локальної мережі моніторингу агросфери, а також моделювання радіоактивного забруднення атмосфери та земної поверхні у випадку можливих радіаційних аварій на АЕС України, великих лісових пожеж у зоні відчуження, трансграничного перенесення радіонуклідів на територію України внаслідок можливих радіаційних аварій на АЕС сусідніх країн, з використанням комплексу математичних моделей для типових метеорологічних умов розповсюдження викидів 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 (рис. 7). З використанням сучасних геоінформаційних технологій та дотриманням критеріїв втручання МАГАТЕ та норм радіаційної безпеки України НРБУ-97 сформульовано загальні принципи організації мережі радіоекологічного моніторингу агросфери за умов аварії на радіаційно небезпечних об'єктах. Науково обґрунтовані практичні заходи щодо раціональної організації систем радіаційного та радіоекологічного моніторингу на державному рівні впроваджено в Український гідрометеорологічний інститут ДСНС України та НАН України під час створення нового документу

«Організація системи радіаційного моніторингу навколишнього природного середовища», що дозволяє підвищити рівень радіаційної й екологічної безпеки населення та довкілля.

Шляхом комплексних експериментальних і теоретичних досліджень визначено наслідки впливу природних пожеж 2020 і 2022 рр. на лісові екосистеми України та ступінь їхнього відновлення у Київській та Житомирській областях, а також на території ЧЗВ. Науково обґрунтовані рекомендації щодо можливості повернення частини лісових територій, що вигоріли після пожеж 2020 і 2022 рр., до різних форм господарського використання й ефективні експрес-методи оцінки ступеня пошкодження лісових екосистем з використанням багатоспектральних космічних знімків за умов можливих у майбутньому лісових пожеж заплановані до впровадження у ДАЗВ України. Ці рекомендації сприяють оптимізації екологічної реабілітації радіоактивно забруднених територій України та дозволяють оперативно оцінювати радіаційні умови на території природоохоронних відділень.

У 2023 р. продовжується виконання наукового проекту МАГАТЕ «Розробка та застосування ізотопних методів для ефективного управління водними ресурсами в гірничих районах» (Development and

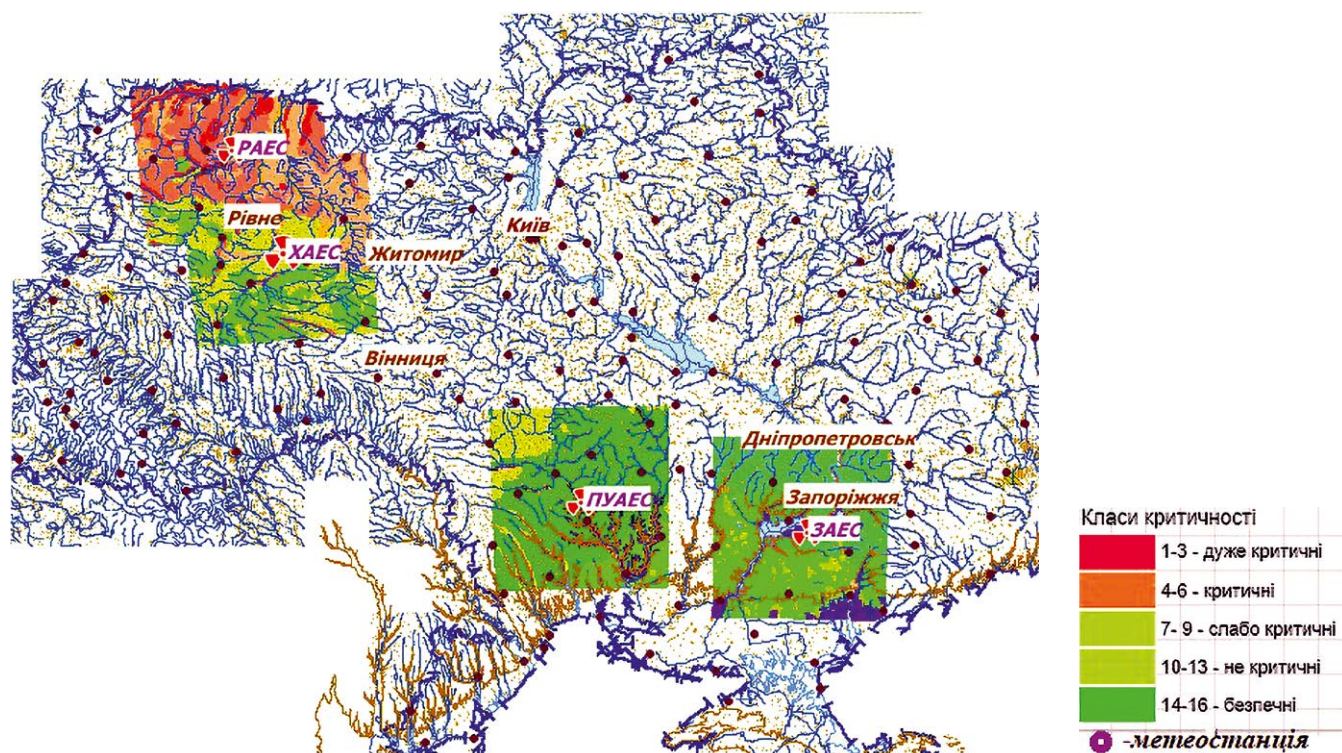


Рис. 7. Локалізація критичних територій з розташуванням метеостанцій Українського гідрометеорологічного центру

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 водоносного горизонту за допомогою ізотопного методу та математичного моделювання техногенно-геологічних умов. Під час виконання досліджень, зокрема, розроблено тривимірну математичну модель гідрогеологічних умов для прогнозу розповсюдження хімічного забруднення від джерел засолення до Добрівлянського водозабору підземних вод. Методами математичного моделювання визначено розподіл важких ізотопів водню, кисню й індикаторів забруднення у підземних і поверхневих водах.

У 2023 р. завершено виконання спільного українсько-японського проєкту «Покращання радіаційного контролю навколишнього середовища та законодавчої бази в Україні для екологічної реабілітації радіоактивно забруднених майданчиків» програми «Наукове 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 Technologies 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 ЧЗВ.

На основі аналізу наслідків лісових пожеж у ЧЗВ минулих років розроблено новий алгоритм виявлення вигорівших ділянок лісу з використанням даних супутникових спостережень. На відміну від запропонованих раніше методів, алгоритм забезпечує швидке надання точної інформації про значні зміни поверхні суходолу, спричинені лісовими пожежами, військовими діями чи будь-яким іншим фактором. Використання запропонованого алгоритму дозволяє приймати науково обґрунтовані рішення з реалізації контрзаходів щодо захисту персоналу та населення за умов погіршення радіаційної ситуації в разі лісових пожеж у ЧЗВ. Алгоритм застосовано для виявлення пожеж у ЧЗВ навесні 2022 р. як результат російського вторгнення: площі пожеж у лютому та березні оцінено як 0,4 та 70 км² відповідно.

В рамках угоди між НАТО та Урядом України про статус представництва в Україні ІПБ АЕС разом

із партнером Університетом Брістоля залучений до спільного проєкту Підрозділу з проблем безпеки НАТО «Покращення виявлення радіації для ядерної безпеки та під час реагування на інциденти» програми «Наука заради миру та безпеки» (NATO Emerging Security Challenges Division, Science for Peace and Security Programme, Project “Enhanced radiation detection for nuclear security and incident response”, No: G5913). Мета — розроблення ефективних методів визначення радіаційних умов, розвиток робототехнічних систем і цифрових вузлів комунікації для спільних наукових досліджень і використання результатів у цій галузі. Під час виконання роботи, зокрема, розроблено нову методику відбору проб радіоактивних матеріалів, що сприяє поширенню використання робототехніки для дослідження радіаційної безпеки об'єктів атомної енергетики. Результати надалі будуть використані для моніторингу джерел іонізуючого випромінювання на ЧАЕС.

Розроблено новий композитний матеріал на основі важкого бетону та базальт-борної фібри з покращеними захисними властивостями від радіаційного випромінювання для атомної енергетики (рис. 8). Технологічні рішення зі створення нового композитного матеріалу з використанням вітчизняних складових впроваджено у ДП НАЕК «Енергоатом», що підвищує надійність зберігання РАВ завдяки використанню більш якісного матеріалу для контейнерів ВЯП і сприяє зменшенню радіаційного навантаження на персонал, а також дозволяє розвинути енергетичну галузь України за рахунок будівництва



Рис. 8. Випробування радіаційно-захисного бетону на міцність

нових ядерних установок з підвищеним біологічним захистом, які відповідають міжнародним вимогам з безпеки.

На основі комплексного аналізу потенційних сценаріїв перетворення ОУ на екологічно безпечну систему за умов експлуатації НБК розроблено реалістичну стратегію поетапного вилучення/переведення у контрольований стан ПВМ, подальшого поводження з ними та супутніми РАВ, а також трансформації ОУ під час перетворення та визначення його кінцевого стану. Науково обґрунтовано методичні рекомендації для порівняльного аналізу сценаріїв поетапного перетворення ОУ на екологічно безпечну систему та вибору кращого для реалізації. Розроблено технічні рішення з розширення інфраструктури та модернізації систем НБК для забезпечення робіт щодо вилучення/переведення у контрольований стан ПВМ і подальшого поводження з ними. Результати роботи впроваджено у ДСП «ЧАЕС», що підвищує рівень ядерної та радіаційної безпеки під час перетворення ОУ на екологічно безпечну систему.

На основі аналізу процесів утворення рідких, твердих і газоподібних РАВ як наслідок різних типів аварій досліджено можливі напрями поводження з післяаварійними РАВ. Результати роботи у вигляді методологічних рекомендацій впроваджено у ДСП «ЧАЕС», що дозволяє приймати науково обґрунтовані рішення щодо поводження з РАВ на підприємствах ядерної енергетики, а також сприяє розробці вимог і технічних рішень під час планування заходів щодо зняття з експлуатації енергоблоків АЕС.

У рамках угоди між UChicago Argonne LLC, яке є власником Аргонської національної лабораторії, що діє на основі договору з Міністерством енергетики США, та ІПБ АЕС НАН України виконується проект «Розвиток і виконання в Україні Програми управління старінням сухих сховищ відпрацьованого палива» (Development and Implementation of the Ukraine Dry Spent Fuel Storage Ageing Management Program, Research Contract No: OJ-60041, Supplemental Agreement No: M0001). Мета проекту — визначення закономірності процесів старіння сховищ ВЯП і розроблення відповідних науково обґрунтованих рекомендацій з управління цими процесами на основі нових методів оцінки цілісності компонентів контейнерів зберігання. Під час виконання роботи, зокрема, розроблено нові методи контролю та моніторингу структурної/функціональної цілісності компонентів вентильованих бетонних контейнерів зберігання ВЯП.

Співпраця з національними та закордонними науковими організаціями

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

У 2023 р. ІПБ АЕС НАН України підписав договір про співробітництво з державною науковою установою «Київський академічний університет» НАН України та МОН України щодо науково-освітньої діяльності на основі принципів поєднання освіти, науки й інновацій для міждисциплінарної підготовки висококваліфікованих спеціалістів для наукових установ, закладів вищої освіти та наукоємних галузей виробництва, а також спільного використання приміщень і наукових лабораторій для проведення навчального процесу та міждисциплінарних досліджень здобувачами вищої освіти Київського академічного університету під керівництвом науково-педагогічних та наукових співробітників, що працюють у наукових відділах та лабораторіях ІПБ АЕС і Київського академічного університету. Відтак Розпорядженням Президії НАН України № 539 від 13.11.2023 р. ІПБ АЕС внесено до Переліку наукових установ НАН України, які визначаються базовими науковими установами зі створення спеціалізованих кафедр Київського академічного університету за відповідними спеціальностями.

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), European Commission Joint Research Centre — JRC-Geel (Бельгія), Європейська комісія (ЄС), Інститут матеріалів та лазерів Fraunhofer IWS, Міжнародна консультаційна група Consortium of PLEJADES GmbH, товариство Gesellschaft für Anlagen- und Reactorsicherheit, GRS (Німеччина), Японське агентство з атомної енергії (Japan Atomic Energy Agency, JAEA), Національна корпорація «Університет Фукусіми» (Японія), Ризький технічний Університет (Латвія), Арктичний Університет Норвегії (Норвегія), Університет м. Тарту (Естонія), Литовський Інститут енергетики (Литва), Товариство з обмеженою відповідальністю (ТОВ) «Китайсько-українські ядерно-енергетичні технології Сянчу», компанія Qingdao Xianchu Energy Development Group Ltd., Муніципалітет м. Циндао (КНР), Університет Південної Каролі-

ни, Університет штату Східного Теннессі, Університет Клемонса, Університет Каліфорнії, Університет Берклі, Аргонська Національна Лабораторія (США), Брістольський університет Королівської інженерної академії Великої Британії (Велика Британія), Університет Упсала (Швеція) та інші.

Фахівці ІПБ АЕС НАН України беруть участь у проєкті «Наука в небезпеці» (Science at Risk), який здійснюється за підтримки Відділу преси, освіти та культури Посольства США в Україні, Alfred P. Sloan Foundation та за сприяння МОН України та Національного фонду досліджень України. Мета — допомога українським вченим, які потерпають від війни, донесення цієї інформації у світ, а також сприяння збереженню та відновленню української науки. Основними завданнями проєкту є аналіз експертними групами викликів у науці, які виникли з причини російсько-української війни, пошук шляхів їх вирішення, публікація даних про пошкоджену та зруйновану українську науково-дослідну інфраструктуру, фіксація масштабів руйнувань і розрахунки необхідних коштів для їхнього відновлення, збір баз експертів серед українських фахівців за науковою галуззю, демонстрація наслідків війни для науки через історії людей та інституцій. Усі результати доступні на цифровій платформі українських вчених у форматі «білих» книг [4].

Дослідники Інституту беруть активну участь у конкурсах Національного фонду досліджень України й інших позавідомчих конкурсах проєктів на здобуття грантів, зокрема в рамках міжнародного співробітництва (МАГАТЕ, КНР, Японія, Швеція та ін.). Так, у 2023 р. взято участь у конкурсах таких проєктів: Конкурс спільних українсько-литовських науково-дослідних проєктів за сприяння МОН України, проєкт POWER4GRID програми Horizon Europe Framework Programme, проєкт “RrADEW — Resilience to radiological events in wartime” разом із ініціативною групою NERIS для Horizon Europe Framework Programme, проєкт Chornobyl Science за підтримки Digital Democracies Institute університету Simon Fraser University, низки проєктів для Японського агентства з атомної енергії (JAEA), Ford Foundation, Українсько-го науково-технічного центру та ін.

Так, у 2023 р. виконувалися проєкти Українського науково-технічного центру «Чорнобиль інсайт: обмін знаннями та боротьба з дезінформацією» (Chornobyl Insight: knowledge sharing and fighting disinformation), «База даних українських експертів з протидії дезінформації в ядерній та радіаційній

безпеці» (Database of Ukrainian experts for countering the disinformation in nuclear and radiation safety), «Посилення експертного середовища для протидії дезінформації у галузі ядерної та радіаційної безпеки» (Enhancing the expert community for countering the disinformation in nuclear and radiation safety). Спільним для цих проєктів є спрямованість на просвітництво в ядерній галузі та протидію радіофобії у суспільстві, а також сприяння швидкому реагуванню експертного середовища на публічні запити у галузі ядерних ризиків. У рамках проєктів проведено більше сотні публічних лекцій та надано коментарі українським і міжнародним мас-медіа.

ІПБ АЕС співпрацює також із ненауковими установами й організаціями, а також органами державної влади, серед яких Національна комісія з радіаційного захисту населення України, ДСНС України, міська влада м. Ірпінь, міська рада м. Славутич, ДП НАЕК «Енергоатом», ДІЯР України, ДАЗВ України, ДСП «ЧАЕС», ДСП «Екоцентр», Чорнобильський центр з ядерної безпеки, радіоактивних відходів та радіоекології, ДСП «Централізоване підприємство поводження з радіоактивними відходами», Комплекс виробництв «Вектор», ДСП «Північна Пуща», ДУ «Чорнобильський радіаційно-екологічний біосферний заповідник», Древлянський природний заповідник та ін.

ІПБ АЕС НАН України бере участь у налагодженні національних, двосторонніх і багатосторонніх зв'язків з професійними товариствами та ЗМІ, серед яких ТОВ «Імпульс-Київ», ТОВ «Ютем-Інжиніринг», ГО «УкрЯТ», Український ядерний форум, Інформаційне агентство Міністерства оборони України «АрміяInform», телеканалами «Еспreso», «5 канал», «ICTV», «24 канал», «Правда ТУТ», «РБК-Україна», Українське радіо, Громадське радіо, Радіо Свобода, Radio NV, Газета «Світ», Реальна газета, Газета «Каспій» (Азейбарджан), Інтернет-видання «The Page», Інтернет-портал «ДонорUA», Інтернет-портал «New Voice» та ін.

Інститут продовжує працювати з громадськістю, зокрема, шляхом висвітлення результатів своєї діяльності та наукових досягнень у ЗМІ. Досвід, отриманий у результаті виконуваних робіт, передається у вигляді звітів до 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.

Науково-організаційна діяльність

В ІПБ АЕС НАН України приділяється увага підвищенню кваліфікації співробітників. Діє договір з НТУУ «КПІ імені І. Сікорського» про підготовку кадрів на третьому (науково-освітньому) рівні вищої освіти за спеціальностями 143 — атомна енергетика, 101 — екологія. Водночас виконуються роботи щодо можливості підготовки співробітників ІПБ АЕС НАН України через аспірантуру та докторантуру в Київському академічному університеті за цими спеціальностями. Для цього в цій установі буде створена нова кафедра фізики ядерних установок і радіоекології. Розроблено відповідні освітньо-наукові програми підготовки «Фізичні основи ядерних установок» і «Радіоекологія», які наразі проходять рецензування та погодження. Проводиться робота з підвищення кваліфікації дослідників, які вже мають науковий ступінь, зокрема шляхом присвоєння вчених звань. З цією метою деяким співробітникам забезпечено навчання в Центрі наукових досліджень та викладання іноземних мов НАН України для отримання міжнародного сертифіката, який відповідає рівню B2 загальноєвропейських рекомендацій з мовної освіти.

На сьогодні 7 фахівців ІПБ АЕС працюють над дисертаційними роботами на здобуття наукового ступеня доктора наук, 9 — над роботами на здобуття наукового ступеня доктора філософії, 7 працівників навчаються в аспірантурі, 8 працівників отримують фахову вищу або другу вищу освіту у провідних вищих навчальних закладах України.

У 2023 р. 5 співробітників ІПБ АЕС НАН України здійснювали керівництво аспірантами, 1 — наукове консультування докторантом, 4 — бакалаврами та магістрами. Під керівництвом дослідників ІПБ АЕС НАН України 2 магістри з НТУУ «КПІ імені І. Сікорського» успішно захистили магістерські роботи. Цього ж року 3 студенти НТУУ «КПІ імені І. Сікорського» та 1 студент Національного авіаційного університету проходили дипломну практику в ІПБ АЕС, 1 співробітник КНУ імені Тараса Шевченка проходив стажування.

Важливим джерелом поповнення керівних та інженерно-технічних кадрів є молоді спеціалісти з вищою освітою. З метою практичного закріплення професійних знань і навичок в отриманій спеціальності, підвищення відповідальності за результати трудової діяльності молодим спеціалістам розроблено індивідуальні програми підготовки, а також моло-

ді спеціалісти активно залучаються до участі у національних та міжнародних конференціях і семінарах. Станом на 31.12.2023 р. у ІПБ АЕС працює 14 молодих науковців, 5 з них працюють на керівних посадах, для 1 з яких призначено наставника з числа висококваліфікованих і досвідчених наукових працівників Інституту; 3 молодих вчених зараховані до кадрового резерву співробітників, які займають керівні посади установи. Молоді науковці отримують стипендії Президента України та НАН України. Запроваджено підтримку молодих вчених, яка, зокрема, передбачає їхнє призначення після захисту дисертацій на вищі, у тому числі керівні посади.

Молоді вчені на постійній основі беруть безпосередню участь у науково-дослідних роботах за бюджетною відомчою, програмно-цільовою та конкурсною тематиками, а також за договорами та контрактами. Зокрема, у 2023 р. виконувалися наукові дослідження в рамках конкурсу науково-дослідних робіт молодих вчених НАН України. Молоді вчені проводять дослідження в рамках міжнародних проєктів з НАТО та МАГАТЕ. Також молоді науковці ІПБ АЕС на постійній основі беруть участь у багатьох міжнародних заходах в Україні, Казахстані, Китаї, Франції, Польщі, Японії, Великобританії, Чехії, Швеції, Італії, Бразилії та національних заходах у Києві, Харкові, Одесі, Запоріжжі, Чернігові, Чорнобилі, Славутичі.

Забезпечується стажування молодих вчених за кордоном, а також участь у роботі міжнародних шкіл. Зокрема, забезпечено стажування в рамках проєкту “Visiting Ukrainian PhD student in the field of distributed radiation detector networks and nuclear materials science” програми “Visiting Ukrainian Doctoral Scholarships” у Школі фізики в Університеті Брістоля.

У звітному році Інститутом організовано:

Збори членів ГО «УкрЯТ» у відокремленому підрозділі ІПБ АЕС НАН України (18–28 квітня, м. Київ);

VIII Міжнародну конференцію «Проблеми виведення з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища» INUDESCO'2023 (27–28 квітня, м. Славутич) спільно з ДСП «ЧАЕС», комунальним підприємством (КП) «Агентство регіонального розвитку» Славутичької міської ради, ДАЗВ України та Інститутом проблем математичних машин і систем НАН України;

Дні науки у Запоріжжі (20–21 травня, м. Запоріжжя) спільно з Фукуйським університетом (Японія), Стипендіальної програми фонду Віктора Пінчука ЗАВТРА.UA, ГО «Наукова унія», порталом «Моя наука» та Запорізьким обласним центром молоді;

Робочий семінар «Цифрові двійники у життєвому циклі об'єктів ядерної енергетики. Від створення АЕС до експлуатації та виведення з експлуатації» на полях Міжнародної конференції INUDECO (2–3 червня, м. Славутич) спільно з КП «Агентство регіонального розвитку» Славутицької міської ради та ДП НАЕК «Енергоатом» у партнерстві зі Спільним офісом підтримки проєктів Єврокомісії (JSO), Plejades GmbH (Німеччина), Університетом Брістоля, Університетом Берклі, ДСП «ЧАЕС», ДАЗВ України, НТУУ «КПІ імені І. Сікорського», ГО «УкрЯТ» та Інститутом проблем математичних машин і систем НАН України;

II Міжнародну конференцію «Liquid Radioactive Waste Treatment: Ukrainian context» (29 червня, м. Славутич) спільно з КП «Агентство регіонального розвитку» Славутицької міської ради та ТОВ «Альфа Атом»;

Навчальний семінар з радіаційної безпеки «Radiation Safety Study Lab» (7–11 серпня, м. Славутич) спільно з ДСП «ЧАЕС», КП «Агентство регіонального розвитку» Славутицької міської ради, Славутицькою філією НТУУ «КПІ імені І. Сікорського», відокремленим підрозділом «Атомремонтсервіс» ДП НАЕК «Енергоатом», Інститутом проблем математичних машин і систем НАН України, ГО «УкрЯТ», Інспекцією з ядерної та радіаційної безпеки в зоні відчуження Держатомрегулювання України, Університетом Фукусіми, Університетом Брістоля й Університетом Берклі;

V Міжнародну конференцію «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику» (28–29 вересня, м. Київ) спільно з ГО «УкрЯТ» та Радою молодих вчених при Відділенні фізико-технічних проблем енергетики НАН України;

XVIII Міжнародну науково-практичну конференцію МОДС'2023 «Математичне та імітаційне моделювання систем» (13–15 листопада, м. Чернігів) спільно з Чернігівським національним технологічним університетом, Центральним науково-дослідним інститутом озброєння та військової техніки Збройних сил України, Інститутом проблем математичних машин і систем НАН України та ін.;

Круглий стіл «Виклики поводження з паливовмісними матеріалами» на полях Міжнародної конференції INUDECO (30 листопада, м. Славутич) спільно з КП «Агентство регіонального розвитку» Славутицької міської ради, ДСП «ЧАЕС», Відокремленим підрозділом «Атомремонтсервіс» ДП НАЕК «Енергоатом», Славутицькою філією НТУУ «КПІ імені І. Сікорського» та ГО «УкрЯТ».

Водночас співробітники ІПБ АЕС брали участь у 27 міжнародних заходах в Україні, Казахстані, Польщі, Канаді, Німеччині, США, Швеції, Австрії, Чехії, Португалії, Франції, Італії, Китаї, Японії, Великобританії, Румунії, Словенії, Естонії, Іспанії, Англії, Бразилії та в 21 національному заході в Києві, Харкові, Одесі, Запоріжжі, Житомирі, Кременчуці, Чернівці, Чернівцях, Чорнобилі, Славутичі.

Співробітники ІПБ АЕС НАН України на постійній основі беруть участь у теле- та радіопрограмах, у тому числі в інформаційному агентстві Міністерства оборони України «АрміяInform», а також дають інтерв'ю, присвячені російсько-українській війні. Як приклад, у 2023 р. співробітники Інституту взяли участь у подкасті «Клятий раціоналіст»: «Міфи про Чорнобиль, МАГАТЕ, окопи в Рудому лісі та фейки про радіацію»; платформі «Science at risk»; подкасті «Sing for science»; зустрічі в «Ukraine crisis media center» щодо «Уроків Чорнобиля: від радянського минулого до російського тероризму»; панельній дискусії «Комунікація понад усе: як комунікувати вченим, медіа та владі під час небезпечних ситуацій»; виступі на Громадському радіо «Чи загрожують зараз дії окупантів на Запорізькій АЕС здоров'ю та життю українців?». Проведено лекції «Неунікальність катастроф» (Фонд «Птахи») і «Як підготуватись до ядерного вибуху» (Фонд Сергія Притули) та ін. Загалом співробітники ІПБ АЕС брали участь у 13 телепередачах, 7 радіопередачах і надали 19 інтерв'ю [5]. Більшість матеріалів присвячена російсько-українській війні.

У 2023 р. було надруковано 4 книжкових видання, авторами яких стали співробітники ІПБ АЕС (рис. 9):

1. The Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine: 30 years / ed. by A. V. Nosovskyi. — Kyiv : ISP NPP, NAS of Ukraine, 2023. — 592 p.
2. Khvalin D. I. Diagnostic and monitoring of generators power plants / D. I. Khvalin. — Boston, USA : Primedia eLaunch LLC, 2023. — 131 p.
3. Клименко В. П. Моделі та інструментальні засоби підтримки академічного підприємництва / В. П. Клименко, В. В. Литвинов, М. П. Пихтар. — Київ : ІПБ АЕС НАН України, 2023. 248 с.
4. Паренюк О. Страшне, прекрасне та потворне в Чорнобилі / О. Паренюк, К. Шаванова. — Київ : Віхола, 2023. — 304 с.

Крім того, молоді науковці Інституту стали авторами двох розділів монографії «Systems, Decision



Рис. 9. Книжкові видання співробітників ІПБ АЕС НАН України, надруковані у 2023 р.

and Control in Energy. Part IV” («Системи, рішення та контроль у енергетиці», IV частина, том 2) видавництва Springer.

На окрему увагу заслуговує книга «Голоси України», видана за підтримки Всесвітнього Інституту ядерної безпеки (рис. 10). У цьому проекті 17 унікальних історій українських фахівців атомної галузі. Кожна з них відображає життєві зміни, спричинені війною, яку розгорнула Росія проти України. Експерти й експертки описують свій досвід і дуже особисті рішення, стикаючись з вибором: шукати прихисток за кордоном, продовжувати працювати в Україні або вступати на військову службу, боронячи нашу країну. Ці оповідання є важливими, оскільки допомагають зрозуміти вплив війни на ядерну галузь України, аналізуючи не тільки інфраструктурні та економічні збитки, але й вплив на життя людей, які мають важ-

ливе значення в ядерній галузі. До книги увійшли також історії двох співробітників ІПБ АЕС НАН України: заступника директора з наукової роботи Сергія Паскевича та старшої наукової співробітниці Олени Паренюк. Їхні розповіді — це свідчення не лише про особисті випробування, а й сильну волю українських фахівців протистояти складним викликам, які створила перед ними війна.

З 2018 р. ІПБ АЕС є співзасновником журналу «Ядерна енергетика та довкілля» (ISSN 2311-8253), що видається спільно з ГО «УкрЯТ». 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.

В ІПБ АЕС НАН України посилено склад підрозділу з питань трансферу технологій інноваційної діяльності та інтелектуальної власності, що, зокрема, сприяло збільшенню зареєстрованих об'єктів права інтелектуальної власності. Впроваджено концепцію фінансування науково-дослідних робіт за відомчою тематикою, яка передбачає збільшення фінансування залежно від пріоритетності напрямку роботи та кількості задіяних наукових працівників. Запроваджено заходи з підвищення ефективності діяльності, зокрема, видавничої та винахідницької. Щороку пропонуються до розгляду й обговорюються на засіданнях вченої ради Інституту результати досліджень наукових підрозділів, визначаються пріоритетні напрями майбутніх досліджень, а також питання щодо гарантованої винагороди співробітникам за їхню сумлінну й якісну працю, зокрема, публікаційну активність і покращення якості публікацій. Ефективність цих заходів підтверджується суттєвим підвищенням якості наукових результа-

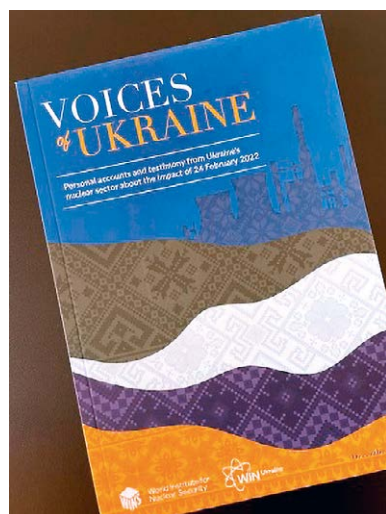


Рис. 10. Книга «Голоси України», видана за підтримки Всесвітнього інституту ядерної безпеки

тів, їхнього впровадження, а також публікаційної активності дослідників.

Результати досліджень співробітників Інституту в 2023 р. опубліковані у наукових виданнях, що індексуються провідними наукометричними базами даних (Scopus, Web of Science). Отримано 15 активів впровадження результатів науково-дослідницьких робіт, що перевищує минулорічний показник. Крім цього, у 6 разів збільшилась кількість зареєстрованих об'єктів права інтелектуальної власності порівняно з середнім значенням аналогічного показника за останніх 5 років.

ІПБ АЕС НАН України має офіційний інтернет-сайт [7], на якому висвітлюються основні результати наукової діяльності структурних підрозділів, виконувани роботи в рамках міжнародного співробітництва, монографії й архів випусків науково-технічного збірника «Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля». Інтернет-сайт постійно оновлюється та доповнюється найактуальнішою інформацією. З метою популяризації наукової діяльності працює робоча група ІПБ АЕС НАН України, яка оперативно надає до прес-служби НАН України відповідну інформацію. Так, у 2023 р. було направлено 22 матеріали, котрі надалі були розміщені на інтернет-сайті НАН України.

Висновки

ІПБ АЕС НАН України — єдина наукова установа 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. Інститут протягом тривалого часу тісно співпрацює з ДСП «ЧАЕС», і його співробітники були задіяні в багатьох важливих проектах, які реалізовувались на промисловому майданчику. Понад 30 років фахівці ІПБ АЕС разом зі своїми колегами з інших наукових організацій України та держав виконують наукові дослідження, спрямовані на вивчення аварійних процесів, які відбувалися на четвертому енергоблоці ЧАЕС у 1986 р., узагальнення досвіду ліквідації аварії, розроблення підходів, методів і заходів щодо перетворення ОУ на екологічно безпечну систему. На основі узагальнення досвіду ліквідації аварії колектив співробітників Інституту забезпечує розроблення та впровадження в практику сучасних методів аналізу ядерної та радіаційної безпеки, аварійного реагування, виконує науково-технічний супровід робіт з підвищення

безпеки діючих АЕС України, продовження терміну їхньої експлуатації, а також зняття з експлуатації ядерних установок.

Розглядаючи вплив такої діяльності на економічне зростання та соціально-економічний розвиток необхідно взяти до уваги, що результати роботи ІПБ АЕС НАН України, з одного боку, дозволяють підвищити рівень енергетичної незалежності держави за рахунок розвитку ядерної енергетики, а з іншого — забезпечити безпечну експлуатацію об'єктів, які використовують ядерні технології, у контексті сталого розвитку.

Наявність у структурі відокремлених підрозділів, у тому числі територіальних (у Чорнобилі та Києві), виконання наукових досліджень в особливо шкідливих умовах на об'єктах з обмеженим доступом і використанням джерел іонізуючого випромінювання, що потребує наявності засобів індивідуального захисту, спеціалізованого ліцензійного обладнання, проведення періодичних медичних оглядів, отримання необхідних ліцензій, забезпечення спецодягом та засобами індивідуального захисту, оформлення спеціальних дозволів і перепусток тощо, зумовлюють додаткові витрати та потребують високої кваліфікації наукових кадрів.

Незважаючи на об'єктивні складнощі, ІПБ АЕС намагається зберегти науково-технічний потенціал і реалізувати свою стратегічну ціль — стати провідною установою України, яка надає науково-технічні, інженерні, методичні та інформаційні послуги в галузі безпечної експлуатації об'єктів з ядерними технологіями, перетворення ОУ на екологічно безпечну систему, ліквідації наслідків радіаційних аварій, зняття з експлуатації ядерних установок, а також поводження з РАВ і ВЯП.

Список використаної літератури

1. Наказ Міністерства освіти і науки України «Про включення наукових установ та закладів вищої освіти до Державного реєстру наукових установ, яким надається підтримка держави» № 1032 від 23.08.2023 р. — Режим доступу: https://registry.nauka.gov.ua/documents/62/88_%D0%9D%D0%B0%D0%BA%D0%B0%D0%B7_%D0%9C%D0%9E%D0%9D_1032_%D0%B2%D1%96%D0%B4_23_%D1%81%D0%B5%D1%80%D0%BF%D0%BD%D1%8F_2023_%D1%80%D0%BE%D0%BA%D1%83.PDF.
2. Наказ Міністерства освіти і науки України «Про результати державної атестації наукових установ» № 817 від 17.06.2020 р. — Режим доступу: <https://>

- mon.gov.ua/storage/app/uploads/public/5ef1d0ad8/5ef1d0ad879c8888128419.pdf.
3. Перелік суб'єктів у сфері медіа станом на 01.10.2023 // Національна рада України з питань телебачення і радіомовлення: офіційний сайт. — Режим доступу: <https://webportal.nrada.gov.ua/wp-content/uploads/2023/10/Dodatok-01.10.2023.xlsx>.
 4. Science at Risk! Допомога українським вченим, які постраждали від війни. — Режим доступу: <https://scienceatrisk.org/>.
 5. Звіт про діяльність Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України у 2023 році / ПІБ АЕС НАН України. — Київ, 2023. — 201 с.
 6. Наказ Міністерства освіти і науки України «Про затвердження рішень атестаційної колегії Міністерства щодо діяльності спеціалізованих вчених рад» № 1643 від 28.12.2019 р. — Режим доступу: <https://mon.gov.ua/storage/app/media/atestatsiya-kadriv-vyshchoi-kvalifikatsii/2020/01/sr-2812191643.rar>.
 7. Інститут проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України : офіційний сайт. — Режим доступу: <http://www.ispnpp.kiev.ua>.

unique experience has been accumulated that allows us to solve complex tasks of ensuring the appropriate level of nuclear, radiation and environmental safety of the energy industry of Ukraine and facilities, which use nuclear technologies. The results of the Institute's research work are implemented in practical activities at power units of nuclear power plants of Ukraine, during the scientific and technical support of works on the Shelter object transformation into an ecologically safe system and the construction of the Centralized Spent Nuclear Fuel Storage Facility. The importance of the Institute in solving topical and strategically important scientific and technical tasks in the war and post-war periods has been approved by the management of the National Academy of Sciences of Ukraine, experts in evaluating the effectiveness of its activities, as well as international partners. All this indicates the possibility of further development and, if necessary, the expansion of the scope of complex tasks, which are solved by specialists of the Institute.

Keywords: Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, National Academy of Sciences of Ukraine, support of the state and international partners, evaluation of the effectiveness of activities, coverage of scientific achievements.

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

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

The Work Results of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine in 2023

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 in 2023 are presented. Even under the conditions of a large-scale invasion of Russian troops on the territory of Ukraine and the continuation of hostilities by the Russian aggressor, the employees of the Institute completed all the planned tasks, which primarily became possible due to the introduction of a number of organizational measures, the effectiveness of which is confirmed by a significant increase in the quality of scientific results, their implementation, as well as the publication activity of researchers. Over the years of eliminating the consequences of the Chornobyl nuclear power plant accident, performing scientific research at the Shelter object and in the Chornobyl Exclusion Zone, a

References

1. Order of the Ministry of Education and Science of Ukraine "On the inclusion of scientific institutions and institutions of higher education in the State Register of state-supported scientific institutions" no. 1032, dated August 23, 2023. Available at: https://registry.nauka.gov.ua/documents/62/88_%D0%9D%D0%B0%D0%BA%D0%B0%D0%B7_%D0%9C%D0%9E%D0%9D_1032_%D0%B2%D1%96%D0%B4_23_%D1%81%D0%B5%D1%80%D0%BF%D0%BD%D1%8F_2023_%D1%80%D0%BE%D0%BA%D1%83. PDF. (in Ukr.)
2. Order of the Ministry of Education and Science of Ukraine "On the results of state certification of scientific institutions" no. 817, dated June 17, 2020. Kyiv. Available at: <https://mon.gov.ua/storage/app/uploads/public/5ef1d0ad8/5ef1d0ad879c8888128419.pdf>. (in Ukr.)
3. List of entities in the field of media. Approved by The National Council of Television and Radio Broadcasting, dated October 1, 2023. Access: <https://webportal.nrada.gov.ua/wp-content/uploads/2023/10/Dodatok-01.10.2023.xlsx>. (in Ukr.)
4. Science at Risk! Aid to Ukrainian scientists who suffered from the war. Available at: <https://scienceatrisk.org/>.

5. Report on The Work Results of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine in 2023. Kyiv : ISP NPP, NAS of Ukraine, 2023, 201 p. (in Ukr.)
6. Order of the Ministry of Education and Science of Ukraine “*On approval of the decisions of the attestation board of the Ministry regarding the activities of specialized*
7. *academic councils*” no. 1643, dated December 12, 2019. Kyiv. Available at: <https://mon.gov.ua/storage/app/media/atestatsiya-kadriv-vyshchoi-kvalifikatsii/2020/01/sr-2812191643.rar>. (in Ukr.)
7. *Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine*: official website. Available at: <http://www.ispnpp.kiev.ua>. (in Ukr.)

Надійшла 14.02.2024

Received 14.02.2024

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). Стаття 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 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 криві 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 нередагований автоматичний переклад за допомогою онлайн-сервісів.

Ключові слова використовуються для індексування роботи в електронних системах та мережі Інтернет. Чим краще будуть підібрані 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, методика 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 російською мов, посилення 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».

