

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT



Науково-технічний журнал

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

№ 3 (25) 2022

Співзасновники:

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

Виходить до 4 разів на рік

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

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

Адреса редакції:

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

Затверджено до друку вченою радою ІПБ АЕС НАН України
(протокол № 8 від 30 грудня 2022 р.)

Підписано до друку 09.03.2023. Формат 60×90 1/8
Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 9,25
Тираж 150 пр. Зам. № 171

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

Головний редактор

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

Заступники головного редактора

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

Редакційна колегія

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

Відповідальні секретарі

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

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

© Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, 2022
© ДП «Державний науково-інженерний центр систем
контролю та аварійного реагування», 2022
© ГО «Українське ядерне товариство», 2022

ЗМІСТ

<i>І. Г. Шараєвський, Т. С. Власенко, Л. Б. Зімін, А. В. Носовський, Н. М. Фіалко, Г. І. Шараєвський</i> Металофізичні проблеми надійності зварювальних з'єднань корпусів реакторів ВВЕР3	
<i>Л. І. Павловський, Д. О. Хоменко, В. В. Єгоров</i> Визначення радіаційних умов у зонах робіт з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» 16	
<i>М. В. Савельєв, О. В. Михайлов, Д. О. Сущенко</i> Аналіз динаміки потужності експозиційної дози γ-випромінювання та щільності потоку нейтронів в об'єкті «Укриття» Чорнобильської АЕС24	
<i>Л. І. Павловський, Д. В. Городецький, Є. А. Меньшенін, О. О. Одінцов, Л. А. Паламар, О. П. Солоненко</i> Вплив герметизації контуру нового безпечного конфайнмента на поверхневе забруднення зовнішніх поверхонь покрівель об'єкта «Укриття» та оцінка можливості їхньої дезактивації33	
<i>П. Г. Круковський, В. С. Олійник</i> Вибір моделей поширення радіоактивних аерозолів усередині й зовні нового безпечного конфайнмента Чорнобильської АЕС..... 42	
<i>В. К. Шинкаренко, М. М. Талерко</i> До питання про основні напрямки повітряної міграції ¹³⁷ Cs у зоні відчуження.....51	
<i>Ю. І. Кузьменко, Л. В. Гавловська</i> Оцінка поширення ландшафтних пожеж у Чорнобильській зоні відчуження в березні 2022 р. на основі моделі Ротермела і супутникових знімків Sentinel 2 60	
Правила для авторів70	

CONTENTS

<i>I. G. Sharaevsky, T. S. Vlasenko, L. B. Zimin, A. V. Nosovskyi, N. M. Fialko, G. I. Sharaevsky</i> Metalophysical problems of WWER reactor vessel welding joints reliability3	
<i>L. I. Pavlovsky, D. O. Khomenko, V. V. Yehorov</i> Determination of the radiation situation in the areas of unstable structures dismantling of the Shelter object 16	
<i>M. V. Saveliev, O. V. Mykhailov, D. O. Sushchenko</i> Analysis of exposure dose rate and neutron flux density dynamics in the Shelter object of the Chornobyl NPP24	
<i>L. I. Pavlovskiy, D. V. Gorodetskiy, Ye. A. Menshenin, O. O. Odintsov, L. A. Palamar, O. P. Solonenko</i> The effect of sealing of the NSC enclosing perimeter on the surface contamination of the external surfaces of the Shelter object roof and assessment of the possibility of their deactivation33	
<i>P. G. Krukovskii, V. S. Oliinyk</i> Selection of radioactive aerosol distribution models inside and outside the New Safe Confinement of the Chornobyl NPP 42	
<i>V. K. Shynkarenko, M. M. Talerko</i> On the issue of the main directions of the ¹³⁷ Cs air migration in the Exclusion Zone.....51	
<i>Yu. I. Kuzmenko, L. V. Havlovska</i> Assessment of the landscape fires spread in the Chornobyl Exclusion Zone in March 2022 based on the Rothermel model and Sentinel 2 satellite imagery 60	
Author Guidelines70	

І. Г. Шараєвський, Т. С. Власенко, Л. Б. Зімін, А. В. Носовський, Н. М. Фіалко, Г. І. Шараєвський

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

Металофізичні проблеми надійності зварювальних з'єднань корпусів реакторів ВВЕР

Ключові слова:

ядерний енергоблок,
експлуатаційний ресурс,
корпус реактора,
радіаційна окрихчуваність сталі,
заміна устаткування

Проаналізовано й узагальнено перспективи та можливості заміни потужностей ядерних енергоблоків АЕС України, які наразі майже повністю відпрацьовують свій експлуатаційний ресурс, а також можливості продовження гарантованого терміну їхньої експлуатації. На основі вивчення тенденцій реакторобудування та пропозицій на світовому ринку обрано й рекомендовано як базову перспективну для застосування в Україні модерну модель водо-водяного ядерного реактору великої потужності покоління 3+ AP1000 виробництва компанії Westinghouse El. Corp. Розглянуто результати нових досліджень щодо динаміки втрати міцності реакторних сталей корпусів реакторів ВВЕР та їхніх зварювальних з'єднань під дією радіаційного опромінювання. Основну увагу приділено присутності та процесам міграції і сегрегації у кристалічній структурі реакторних сталей шкідливих домішок, зокрема фосфору та нікелю. Зроблено висновок про суттєві переваги нових закордонних металургійних технологій, застосування яких у корпусних сталях забезпечує надійність та підвищений гарантований термін безпечної експлуатації реакторів PWR, зокрема типу AP1000. Оцінено невідкладні проблеми введення в Національну об'єднану енергетичну систему України додаткових маневрових потужностей і зроблено висновок про можливість їхнього вирішення шляхом підвищення маневрових характеристик наявних ядерних енергоблоків великої потужності та (переважно) шляхом прискореного будівництва і введення в експлуатацію малих модульних реакторів із високими маневровими характеристиками, зокрема моделі SMR-160 виробництва компанії SMR LLC (США).

Вступ

Як відомо, функціонування вітчизняного ядерного енергетичного комплексу сьогодні базується на експлуатації наявних потужностей п'ятнадцяти діючих енергоблоків АЕС, що були свого часу оснащені корпусними водо-водяними реакторами типу ВВЕР. Визначальним при цьому є той факт, що всі існуючі реакторні установки (РУ) України було розроблено та побудовано відповідно до досягнутого на кінець

сімдесятих років минулого століття рівня знань та технологій реакторобудування, оскільки перший промисловий зразок реактора ВВЕР-1000 було здано в експлуатацію на 5-му енергоблоці Нововоронезької АЕС у 1981 р. Очевидно, що всі наступні зразки РУ цього типу та їхні поліпшені модифікації, включно з тими, які на АЕС України були побудовані переважно в останнє двадцятиріччя минулого століття, віддзеркалюють той рівень наукових знань, особливо в галузі радіаційного матеріалознавства, а також

© І. Г. Шараєвський, Т. С. Власенко, Л. Б. Зімін,
А. В. Носовський, Н. М. Фіалко, Г. І. Шараєвський, 2022

технологій електрозварювання корпусів реакторів ВВЕР, який було досягнуто в СРСР понад тридцять років тому. Відповідно до тогочасного рівня наукових знань та технологій продовжувала розбудовуватись атомна енергетика вже незалежної України в наступні роки. Загалом станом на тепер реакторний парк українських АЕС складають такі типи ядерних реакторів (ЯР): два енергоблока з реакторами ВВЕР-440, а також тринадцять РУ типу ВВЕР-1000 різних модифікацій. Втім, сьогодні доводиться констатувати, що майже всі діючі вітчизняні РУ зазначених типів уже відпрацювали свій гарантований виробником тридцятирічний проектний термін. Проте з урахуванням того визначального чинника, що за прогнозними економічними оцінками до 2040 р. споживання енергії в Україні має зрости на 50 %, а 13 з 15 діючих ядерних енергоблоків до цього терміну вже вичерпають свій проектний ресурс, було прийнято рішення залишити в роботі всі РУ, які відповідно до гарантій виробника ЯР мали бути вже виведені з експлуатації. З огляду на вищезазначене слід звернути увагу на той факт, що понадгарантійний термін експлуатації реакторів ВВЕР зумовлює суттєве підвищення ризику виникнення важкої аварії, а саме раптової руйнації корпусів ЯР. У той же час, з огляду на доволі оптимістичні прогнози залучених починаючи з 2010 р. російських та українських фахівців, що мали виконувати експертизу технічного стану енергоблоків АЕС України, насамперед, корпусів понадгарантійних ЯР, їхній рівень безпеки не дає підстав для занепокоєння. З огляду на такі позитивні оцінки залучених експертів ними було зроблено висновок про реальність пролонгації гарантованого виробником ЯР проектного експлуатаційного терміну. Водночас у контексті цієї актуальної проблеми слід звернути увагу на деякі принципові обставини.

По-перше, починаючи з 2010 р., коли фахівцями було пролонговано експлуатацію реакторів ВВЕР-440 Рівненської АЕС, прогнозні оцінки технічного стану корпусів ЯР приймалися за відсутності в експертного загалу новітніх даних про перебіг на мікрорівні металофізичних процесів, що під впливом нейтронного опромінення виникають та розвиваються в металі корпусу та його зварювальних з'єднаннях. По-друге, залучені експерти володіли обмеженою інформацією щодо суттєвих недоліків реалізованих виробником ЯР металургійних процесів та особливо технологій зварювання корпусної реакторної сталі, які використовувалися понад 40 років тому в СРСР. Як відомо, з погляду небезпеки раптової руйнації критичною

частиною корпусу ЯР є зона поясу, особливо зварювальні з'єднання цієї зони. З огляду на результати досліджень [1–6 та ін.] у галузі радіаційного матеріалознавства та зварювальних технологій (насамперед тих, що стосуються фізичних особливостей руйнації зварювальних з'єднань ЯР) та безпосередній вплив цих першочергових питань на актуалізацію пріоритетів безпеки діючих ядерних енергоблоків АЕС України, ця проблематика потребує системного розгляду та аналізу. Крім того, ці актуальні питання мають бути систематизовані також із позицій сучасного рівня знань, що був досягнутий за останні роки на таких наукових напрямках, як: а) аналіз металофізичних процесів та механізму руйнації зварювальних з'єднань корпусних ЯР; б) технологічні особливості зварювальних процесів під час виробництва корпусів реакторів ВВЕР.

Показово, що вищезазначені проблемні питання мають розглядатися також із позицій реалізації низки невідкладних завдань, що стоять перед атомною енергетикою України вже сьогодні. При цьому ці пріоритетні завдання мають, в першу чергу, розглядатися в контексті минулорічних домовленостей між Україною та США про використання технологій американського концерну Westinghouse El. Corp. у вітчизняній атомній енергетиці з метою побудови п'яти нових ядерних енергоблоків, зокрема на основі новітнього реактору цієї корпорації типу AP1000. Крім того, цими домовленостями передбачено передання Україні інших нових інженерних розробок, які на цій основі будуть запроваджені у вітчизняній атомній енергетиці. Враховуючи всі ці визначні обставини в представлений публікації системно розглядаються також актуальні питання аналізу визначальних напрямів розвитку світового ядерного енергетичного комплексу, а також систематизації зарубіжних реакторних технологій для забезпечення маневрових потужностей енергосистеми України.

Аналіз металофізичних процесів та механізмів руйнації зварювальних з'єднань реакторів ВВЕР

Як відомо [1], радіаційна стійкість корпусної сталі ЯР фізично визначається ступенем спротиву цього конструкційного матеріалу нейтронному опроміненню. При цьому слід зазначити, що наявність у корпусній сталі 15X2НМФА, з якої виготовлено корпуси реакторів ВВЕР-1000, відповідної частки легуючого нікелю збільшила швидкість її радіаційного окрих-

чування навіть у порівнянні з реакторною сталлю 15Х2МФА, що використовувалася для корпусів РУ типу ВВЕР-440. Втім, відомо [2], що металу зварювальних з'єднань корпусу ЯР притаманний ступінь радіаційного окрихчування, що суттєво перевищує відповідні показники вищезазначених корпусних сталей реакторів ВВЕР-440 та ВВЕР-1000. Таким чином, відповідно до даних робіт [1–5], ресурс корпусів реакторів ВВЕР та PWR фактично обмежується металофізичними властивостями (насамперед ступенем радіаційного окрихчування) зварювальних з'єднань РУ, в першу чергу корпусів ЯР. За даними металофізичних досліджень корпусних сталей [6], значна схильність цих з'єднань до радіаційного окрихчування безпосередньо обумовлена підвищеною концентрацією в зварювальних швах небажаних супутніх домішок, зокрема фосфору та нікелю. Присутність останнього є особливо характерною для зварювальних з'єднань корпусу реактору ВВЕР-1000. З огляду на актуальність та фундаментальний фізичний характер проблеми впливу радіаційного окрихчування на структурну деградацію металу корпусу ЯР та особливо його зварювальних з'єднань, зазначений науковий напрям упродовж останніх років інтенсивно розвивався [2–5]. У результаті цих досліджень було остаточно з'ясовано, що радіаційне окрихчування з'єднань корпусу реактору, їхня поступова деградація та раптове катастрофічне руйнування зумовлені комплексним характером та складним перебігом металофізичних процесів, які реалізуються на рівні кристалічної ґратки металу зварювального з'єднання. Показовими в цьому плані є дослідження американських металофізиків [6], які понад три десятиліття тому виявили визначальний фізичний вплив на перебіг процесів радіаційного окрихчування, тріщиноутворення та руйнації реакторної сталі, а також її зварювальних з'єднань наноскопічних процесів, що реалізуються в кристалічній ґратці на міжатомному рівні.

Так, зокрема, у роботі [6] було доведено, що ключова роль в активації процесу руйнації окрихченої реакторної сталі, а також катастрофічного тріщиноутворення у зварювальних з'єднаннях корпусу ЯР належить присутності в реакторному металі низки шкідливих домішок, насамперед, фосфору. Показово, що наявність зазначеного елемента в металі зварювальних з'єднань суттєво прискорює процес розвитку в ньому прихованого тріщиноутворення, що завершується раптовою непередбаченою руйнацією зразка реакторної сталі або відповідного корпусного шва. Дані електронної спектроскопії поверхні зла-

му досліджених в [6] зразків корпусного металу та його зварювальних з'єднань наочно засвідчили, що радіаційно окрихчений метал руйнується вздовж аустенітних міжзеренних меж, причому поверхня руйнації є збагаченою такими небажаними домішками, як фосфор, молібден, вуглець та хром. Проте ці експерименти дали змогу з'ясувати, що поверхня зламу зруйнованих зразків реакторної сталі та її зварювальних з'єднань (досліджувались корпусні сталі А533В та А508 виробництва США) збагачена саме фосфором. При цьому руйнівна локалізація цього шкідливого для міцності радіаційно окрихченого металу елемента знаходилася лише на нановідстанях від поверхні руйнації. У цьому контексті слід також відзначити, що результати досліджень [6] були оперативно використані фахівцями США з металургійних процесів та технологій електрозварювання під час розробки удосконалених реакторних сталей та створення їхніх поліпшених зварювальних з'єднань. У результаті понад 30 років тому в США почали застосовувати суттєво удосконалені металургійні процеси, що використовуються під час виробництва реакторної сталі, а також було впроваджено покращені технології зварювання корпусів ЯР, що виробляються провідними фірмами США. Таким чином, вищезазначене дозволяє стверджувати, що результати виконаних в [6] та інших роботах металофізичних досліджень склали необхідне наукове підґрунтя для розробки фахівцями США реакторних сталей SA-508 та SA-533, а також дозволили створити аналогічні конструкційні матеріали типу 22NiMoGr36, 22NiMoGr37 та корпусні сталі 16MnD5, 18MnD виробництва відповідно Німеччини та Франції. Крім того, у зазначених країнах було суттєво вдосконалено технології зварювання, що використовуються в процесі виробництва корпусів ЯР. З огляду на вищезазначене доводиться констатувати, що американські та європейські корпуси ЯР за своїм експлуатаційним ресурсом та здатністю працювати в маневрових режимах суттєво перевищують корпусні сталі радянського виробництва, що використовувалися майже сорок років тому для виробництва реакторів ВВЕР-440 та ВВЕР-1000.

Дослідження зразків-свідків у роботі [2] дало змогу встановити, що корпус ЯР і особливо його зварювальні з'єднання окрихчуються достатньо нерівномірно. При цьому, як свідчать результати цього дослідження, ресурс корпусів реакторів ВВЕР фактично обмежується властивостями їхніх зварювальних з'єднань, оскільки саме їм властива підвищена схильність до радіаційного окрихчування в порівнянні з основ-

ним корпусним металом. Зазначена вразливість до окрихчування швів корпусу є зумовленою, як зазначено вище, насамперед, присутністю фосфору (особливо він є притаманним зварювальним з'єднанням реактору ВВЕР-440), а також нікелю, наявність якого є характерною для металу корпусу ВВЕР-1000 та його швів. Відповідно до даних роботи [2], руйнівний вплив на процес радіаційного окрихчування здатний спричинити не тільки флюенс нейтронів, але й одночасний вплив гамма-випромінювання. Синергетичний ефект від дії цих різновидів радіаційного випромінювання, як виявилось, може спричинити дифузійну рухливість фосфору. При цьому загальна енергія системи «залізо-фосфор» зменшується, коли атоми фосфору знаходяться в дефектах кристалічної ґратки та на межах аустенітних зерен, які являють собою пастки для цього руйнівного хімічного елементу. Показово, що вільна енергія меж аустенітних зерен загалом є вищою, ніж у локальних дефектів кристалічної ґратки у вигляді вакансій. Показово також, що процес збагачення міжзеренних меж фосфором продовжується до настання динамічної рівноваги. Однак аномально висока концентрація фосфору локалізована в зоні завтовшки лише 5...10 атомних шарів, у якій вона значно перевищує середню концентрацію цього небажаного елементу. З огляду на вищезазначені особливості такої металофізичної системи на початковому етапі руйнування виникає зниження її вільної енергії в процесі утворення міжзеренної тріщини. При цьому подальше руйнування окрихченого металу реалізується саме вздовж аустенітних меж. Наслідком такого тріщиноутворення є підвищення критичної температури крихкості, зниження опору втомному руйнуванню, міжзеренній корозії та подальшому розтріскуванню відповідної зони корпусу ЯР.

Як відомо [1], зазвичай використовуються три основні методи зменшення негативного впливу радіаційного окрихчування корпусної сталі та зварювальних з'єднань корпусу ЯР. Ці підходи включають:

1. Зменшення рівня термонапружень у корпусі ЯР. При цьому реалізація цього підходу зазвичай забезпечується на основі суворо регламентованої послідовності дій експлуатаційного персоналу в процесі розігріву та розхолодження реактора.

2. Зниження флюенсу нейтронів на опромінювану стінку корпусу. Таке зниження забезпечується на основі екранування найбільш вразливої до радіаційного окрихчування частини ЯР. Звичайно таке екранування забезпечується на основі відповідної

картограми завантаження активної зони (АкЗ) шляхом використання тепловидільних збірок із різним ступенем їхнього відпрацювання.

3. Термообробка корпусу ЯР на основі реалізації процесу його відпалу за підвищених (відповідно робочого діапазону) температур, що дозволяє відновити деяку частину втраченої в процесі експлуатації в'язкості руйнування вже суттєво окрихченої реакторної сталі. Реалізація цього підходу має забезпечуватися відповідно до існуючого регламенту [7] і здебільшого для зони поясу ЯР. Втім, ці процедури є достатньо небезпечними, оскільки здатні ініціювати процеси незворотної повзучості реакторної сталі та її прискорене теплове старіння [2].

Проте в дослідженні [8] та інших роботах було доведено, що за умов нагрівання реакторної сталі до температур високого відпалу наявний у металі фосфор переходить у кристалічну ґратку, а під час повільного охолодження знову повертається до своєї звичайної локалізації. У результаті було встановлено, що термообробка корпусу ЯР на основі його відпалу фактично не може вплинути на зменшення концентрацій фосфору в місцях локалізації цього руйнівного для реакторної сталі хімічного елементу. Крім того, в роботі [9] привертається увага до того факту, що серед хімічних елементів, які також сприяють відпускній крихкості сталі корпусу ЯР, яка є ініційованою процесами сегрегації фосфору, присутнім є, зокрема, марганець, зазвичай наявний у всіх корпусних сталях. Проте для зменшення його негативного впливу на відпускну крихкість, як це відзначається в роботі [9], в останні роки в модернізованому металургійному процесі, який почали використовувати в США, почали застосовувати легування реакторної сталі молібденом у кількості 0,2...0,3 %, а також реалізовувати спеціальні заходи для зменшення в ній концентрації шкідливого фосфору. Показово, що в російській металургії цей напрям удосконалення корпусних сталей також визнано перспективним, хоч і з суттєвим запізненням. Проте дослідження в галузі радіаційного матеріалознавства розвиненими науковими школами, що їх було створено ще за радянських часів, продовжуються в Росії і тепер.

Так, наприклад, у роботі [10] було з'ясовано, що поряд із процесами радіаційного окрихчування реакторної сталі, що призводить до деградації цього конструкційного матеріалу, відбуваються також процеси деякого структурного відновлення під дією того ж радіоактивного випромінювання. Дійсно, результати цих досліджень показали, що на кінетику сегрегації

фосфору на межах аустенітних зерен, а отже і на характеристики відпускну крихкості корпусної сталі впливає також динаміка формування радіаційних дефектів під дією нейтронного опромінювання. При цьому радіаційні дефекти кристалічної ґратки знижують частку радіаційно-рухливого фосфору та поліпшують спротив сталі радіаційному окрихчуванню. Втім, слід відзначити також і той факт, що така фундаментальна наукова інформація про фізичні механізми радіаційного окрихчування корпусної сталі та особливо її зварювальних з'єднань на початку 80-х років минулого століття була ще невідомою. З огляду на це слід відзначити деякі особливості.

1. Ресурс корпусу ЯР фактично обмежується ефективністю спротиву його зварювальних з'єднань радіаційному окрихчуванню.

2. Зварювальним з'єднанням корпусу ЯР притаманна більша, ніж для корпусної сталі, схильність до радіаційного окрихчування.

3. Інформація про руйнівний вплив фосфору на стійкість зварювальних з'єднань корпусів реакторів ВВЕР на початку 80-х років минулого століття, коли створювався парк ЯР для українських АЕС, була практично невідомою.

З огляду на це в наступному розділі доцільним є також розгляд технологій зварювальних робіт, що використовувалися свого часу у виробництві корпусів діючих реакторів ВВЕР.

Технологічні особливості зварювальних процесів під час виробництва корпусів реакторів ВВЕР

Як відомо, корпуси реакторів ВВЕР-440 та ВВЕР-1000 виготовлені з термостійких реакторних сталей марок 15X2МФА та 15X2НМФА відповідно, електрозварювання елементів яких під час їхнього виготовлення забезпечувалося відповідно на підприємствах «Іжорський завод» та «Атоммаш» із використанням зварювальних матеріалів та технологій, розроблених у науково-дослідному інституті «Прометей». Відповідно до даних [11, 12] корпуси зазначених ЯР склалися з семи кованих циліндричних елементів, а також донної частини, що з'єднувалися між собою на основі автоматичного дугового зварювання під флюсом. При цьому в усіх випадках застосовувався непокритий електродний дріт, а також флюс, який мав захистити зварювальну ванну від повітря. Відповідно до реалізованої технології електрозварювання подачу електродного дроту було механізовано,

а процеси запалювання електродної дуги та заварювання кінцевого кратера наприкінці шва автоматизовано. У процесі виконання зварювальних робіт частина захисного флюсу розплавлялася, причому навколо зварювальної дуги утворювалася газова порожнина, а на поверхні металу зварювального шва виникали рідкі шлаки.

Відповідно до зазначеної технології під час зварювання кільцевих швів перших корпусів ЯР ВВЕР-440, у яких, як відомо, товщина кільцевих елементів АкЗ становить 140 мм, використовували зварювальний дріт (ЗД) марки Св-10ХМФТ діаметром 5 мм, а також флюс типу АН-42. Відповідно до застосованої технології зварювані елементи корпусу попередньо підігрівалися до 350 °С, а після закінчення процесу електрозварювання піддавалися термічному відпуску. У 1975 р. у процесі виготовлення корпусу ЯР ВВЕР-440/В-213 для АЕС «Ловіса» (Фінляндія) було застосовано удосконалений ЗД марки Св-10ХМФТУ, а також поліпшений флюс АН-42М. Ці технологічні заходи дозволили зменшити в зварювальних матеріалах уміст низки шкідливих домішок. Зокрема, максимальна присутність фосфору була зменшена з 0,03 до 0,01 %. Зазначену технологію електрозварювання корпусів ВВЕР-440 широко використовували в наступні роки (зокрема, для виготовлення корпусів енергоблоків № 1 і 2 Рівненської АЕС) на Іжорському заводі, а також в концерні Škoda. Навпаки, при зварюванні корпусів ЯР типу ВВЕР-1000 зі сталі покращеної марки 15X2НМФА-А з товщиною металу корпусу в області АкЗ у 190 мм, а також зони патрубків, що виготовлялася зі стандартної сталі 15X2НМФА, використовувалися дещо інші технології. За першою з них використовували ЗД марки Св-10ХГНМА-А і флюс типу ФЦ-16 або АН-17М, а за другою було застосовано ЗД марки Св-08ХГНМТА і флюс НМ-18М.

Показово, що обидві технології використовувалися під час виробництва корпусів ВВЕР-1000 тривалий час, оскільки вони забезпечували не тільки прийнятні механічні характеристики зварювальних з'єднань, але й також стабільний рівень присутності в них шкідливих домішок, насамперед фосфору, сірки та міді. При цьому масова частка цих домішок у процесі формування зварювальних з'єднань не мала перевищувати 0,025 % для фосфору, 0,020 % для сірки, 0,15 % для міді. Як підтвердив набутий до теперішнього часу досвід експлуатації корпусів реакторів ВВЕР-1000, вищезазначені технології зварювальних робіт загалом забезпечували проектні характеристики міцності швів корпусів та їхній гарантований

термін експлуатації 30 років. Проте, як відзначається в роботі [11], набутий у процесі виробництва досвід показав перевагу ЗД типу Св-08ХГНМТА не тільки з огляду на механічні характеристики отримуваних зварювальних з'єднань, але й унаслідок оптимізації величини критичної температури крихкості. Водночас за умови використання ЗД Св-08ХГНМТА вміст шкідливого нікелю у зварювальному з'єднанні доходив до достатньо високого рівня (1,8 %). Як відомо [13], підвищений вміст нікелю у зварювальному з'єднанні призводить до зниження радіаційної стійкості металу та негативно впливає на ресурс корпусу ЯР.

З урахуванням того факту, що використання ЗД типу Св-10ХГНМА-А призводило до зниження механічних характеристик зварювальних з'єднань, спеціалістами було запропоновано ЗД типу Св-12Х-2Н2МА-А зі збільшеним вмістом у ньому не тільки вуглецю, але й нікелю. У поєднанні з застосуванням флюсу ФЦ-16А це мало сприяти підвищенню міцності металу шва.

Ці зварювальні матеріали було впроваджено під час виробництва корпусів реакторів ВВЕР-1000 на «Атоммаші», а також на Іжорському заводі під час виготовлення корпусів ВВЕР-440. Проте, результати досліджень, виконаних уже в процесі експлуатації виготовлених корпусів ЯР, показали, що коефіцієнт радіаційного окрихчування металу зварювальних з'єднань відповідно до даних роботи [14] досяг значної величини $A_F = 23$. Водночас за умови використання ЗД типу Св-08ХГНМТА, а також Св-10ХГНМА-А коефіцієнт радіаційного окрихчування не перевищував величини $A_F = 20$. З огляду на це використання цих зварювальних матеріалів було визнано недоцільним. Проте корпуси ЯР, виготовлені за зазначеною недосконалою технологією зварювання, продовжують експлуатуватися і зараз.

Системні дослідження відповідності характеристик зварювальних з'єднань корпусів ЯР нормативним вимогам [15], що були виконані в деяких роботах, зокрема в [12] та раніше в [16], дозволили зробити деякі висновки. По-перше, нормативний рівень критичної температури крихкості для металу зварювального з'єднання забезпечується ЗД Св-12Х-2Н2МА-А. По-друге, підвищена масова частка нікелю в цьому ЗД призводить до інтенсивного радіаційного окрихчування зварювальних швів корпусу ЯР під час його тривалої експлуатації.

У контексті аналізу визначальних властивостей зварювальних матеріалів (насамперед схильності до радіаційного окрихчування, стійкості до відпускну

крихкості, а також спроможності до опору втомному руйнуванню), що використовувались у процесі виробництва реакторів ВВЕР, привертають до себе увагу деякі принципові аспекти.

1. У всіх відомих дослідженнях російських спеціалістів [1–3, 10–17] вони опікуються передусім забезпеченням надійності відповідних зварювальних з'єднань лише за умови неперевищення величини проектного флюенсу нейтронів, який у процесі експлуатації ЯР має отримати його корпус упродовж гарантованого 30-річного терміну експлуатації. Показово, що з урахуванням реальних, тобто недостатньо високих експлуатаційних характеристик зварювальних з'єднань, що були отримані на основі застосування у СРСР і Росії технологій електрозварювання, гарантувати суттєве продовження 30-річного терміну експлуатації спеціалісти-технологи зі зварювання корпусів реакторів ВВЕР-1000 різних модифікацій не мають підстав.

2. Звертає на себе увагу достатньо обмежений вибір зварювальних матеріалів (ЗД та флюсів), що використовуються в процесі пошуку оптимальних технологічних рішень. Так, наприклад, експерименти роботи [17] з автоматичним зварюванням з використанням ЗД нового типу Св-09ХГНМТА та флюсів НФ-18М та КФ-30 дозволили з'ясувати, що стара марка ЗД типу Св-08ХГНМТА є кращою, ніж нова. Втім, як зазначалося вище, саме Св-08ХГНМТА призводить до підвищеної концентрації нікелю на рівні 1,8 % у зварювальному з'єднанні, що спричиняє підвищене радіаційне окрихчування металу шва.

3. Підвищений гарантований строк безпечної експлуатації кращих зразків зарубіжних ЯР, зокрема AP1000 виробництва Westinghouse El. Corp., який сягає 80-річного терміну, свідчить про суттєві переваги технологій електрозварювання корпусів ЯР та металургії корпусного металу реакторів США в порівнянні з відповідними технологіями російських виробників реакторного обладнання.

У контексті розглянутої проблематики надійності зварювальних з'єднань корпусів діючих в Україні реакторів ВВЕР доцільним видається аналіз визначальних напрямів розвитку світової атомної енергетики.

Аналіз визначальних напрямів розвитку світового ядерного енергетичного комплексу

Як зазначено у багатьох роботах, наприклад [18], у 90-і роки минулого століття в багатьох промислових розвинених країнах світу, що активно розвивають

атомну енергетику, почалися концептуальні розробки ядерних енергоустановок (ЯЕУ) підвищеної безпеки та з покращеними техніко-економічними показниками, що мали бути співставними з кращими зразками теплових електростанцій на органічному паливі. При цьому відповідно до настанов Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) для наступного покоління РУ, що мало бути створене відповідно до «концепції реактора підвищеної безпеки», визначальними було обрано такі фізичні властивості перспективного водоохолоджуваного реактора четвертого покоління: 1) «...широке використання внутрішніх фізичних властивостей та фізичних бар'єрів безпеки ЯР із застосуванням природної циркуляції теплоносія, дії законів тепломасообміну, захищеності від водневих вибухів легководного теплоносія та уповільнювача, зменшення накопиченої в них теплової енергії на основі зниження рівня термодинамічних параметрів робочого тіла; 2) можливість автоматичного припинення ядерної реакції в аварійних умовах; 3) здатність до ефективного відводу теплоти від АкЗ на основі термогравітаційної циркуляції в автоматичному режимі; 4) гарантоване попередження можливості зневоднення АкЗ в умовах спрацювання системи аварійного розхолодження ЯР; 5) унеможливлення проникнення радіоактивності за межі всіх фізичних захисних бар'єрів; 6) зменшення енергонапруженості АкЗ; 7) унеможливлення руйнівних зовнішніх впливів на АкЗ; 8) висока якість виготовлення та монтажу; 9) можливість нарощування потужностей модульних енергоблоків...». Втім, аварія на АЕС «Фукусіма-1» пришвидшила цей науковий пошук. Зокрема, японські спеціалісти вважають [19], що особливу увагу слід звернути на новітні науково-технічні розробки для наступного покоління легководних ЯР, які, зокрема, завдяки використанню передових технологій сейсмоізоляції не є критично залежними від загальної сейсміки територій, де розташовані АЕС. Крім того, ці перспективні РУ мають відзначатися підвищеними характеристиками ядерної безпеки та використовувати ядерне паливо підвищеного збагачення (тобто понад 5 %) та мати експлуатаційний ресурс не менше 80 років.

Показово, що конструкції сучасних реакторів покоління 3+ вже мають задовольняти підвищеним вимогам експлуатаційної безпеки АЕС, яка має бути досягнута на основі впровадження новітніх інноваційних технологій. Відповідно до рекомендацій МАГАТЕ серед цих технологій, зокрема, мають бути: «... а) інтегрована цифрова система експлуатацій-

ного контролю, управління та безпеки АЕС; б) подвійна захисна оболонка РУ; в) головні циркуляційні насоси з водяним змашуванням; г) здатність енергоблоку до добового регулювання навантаження...». Однак за проектами цих новітніх ЯР покоління 3+ на теперішній час споруджується лише декілька енергоблоків, зокрема два енергоблока південнокорейської АЕС «Шин-Корі» з власним новітнім реактором APR-1400, що споряджений, однак, одинарною захисною оболонкою (експортний варіант цього ЯР має бути оснащений подвійною оболонкою). З позицій порівняльного аналізу деяких характеристик безпеки низки типів новітніх ЯР у таблиці за даними роботи [18] наведено визначальні конструктивні ознаки засобів безпеки трьох сучасних РУ.

Засоби безпеки реакторів покоління 3+

Реактор	Країна-проектант	Захист від зовнішніх впливів	Захисна оболонка реакторного залу	Наявність системи пасивного відводу тепла (СПВТ)
EPR-1600	Франція	+	Подвійна	+
AP-1000	США	+	Подвійна	+
APR-1400	Південна Корея	+	Одинарна (подвійна для експорту)	+

Втім, треба зазначити, що переважна більшість споруджуваних у світі ядерних енергоблоків продовжують використовувати реактори поколінь 2+ та 3. Так, наприклад, Китай у 2015 р. ввів до експлуатації 7 енергоблоків CPR-1000 другого покоління.

Загалом із позицій оцінки сучасного стану розвитку ядерної енергетичної галузі у світі слід відзначити декілька напрямів цього розвитку. Насамперед треба звернути увагу на той факт, що 2021 р. фахівці справедливо вважають роком початку ренесансу атомної енергетики. Оптимізм такої оцінки базується на тому, що США разом із Євросоюзом з огляду на безперечну користь ядерної енергетичної галузі для економіки, екології та декарбонізації промисловості світу передбачають на законодавчому рівні зарахувати атомну енергетику до «зеленої генерації» поряд із відновлюваною енергетикою. Показово, що така законотворча ініціатива на рівні Єврокомісії дає змогу, зокрема, європейським фінансовим інституціям відновити кредитування інноваційних проектів у сфері атомної енергетики після багаторічної перерви. Так,

наприклад, за словами президента Франції Е. Макрона, побудова нових ядерних енергоблоків має гарантувати енергетичну незалежність його країни та досягнення в ній вуглецевої нейтральності до 2050 р. У свою чергу Конгрес США планує на законодавчому рівні сприяти інвестиціям у продовження життєвого циклу АЕС та сприяти впровадженню високих технологій в американські ядерні проекти на суму 62 млрд. доларів. Відзначається суттєве пожвавлення ядерної енергетичної галузі в усьому світі. Так, сусідня Словаччина добудувала свою АЕС у Моховці, а на британській «Хінклі-Пойнт» добудовуються 2 нових ядерних енергоблока. Польща задекларувала будівництво новітньої АЕС не пізніше 2030 р. Загалом у 2021 р. у світі було введено в експлуатацію понад 5 ГВт електричної потужності нових ядерних енергоблоків. При цьому розпочалося будівництво нових ядерних енергоблоків загальною потужністю 6 ГВт. Слід відзначити, що в першу чергу будівництво нових ядерних енергоблоків розгорнуто в Китаї, Індії та ОАЕ. При цьому в контексті розгляду перспектив розвитку атомної енергетики України має бути враховано, що легководні реактори під тиском типу PWR (ВВЕР) домінують серед загальної кількості діючих ядерних енергоблоків. Показово, що провідними країнами з потужним парком реакторів такого типу є США, Росія, Китай, Японія та Франція [17]. Відповідно до даних [18–21], під час будівництва нових енергоблоків потужні ЯР (1 ГВт і більше) переважають, причому всі вони є реакторами типу PWR. Має бути відзначений також той факт, що в новому будівництві наявна тенденція до збільшення частки виробників обладнання з Росії та Китаю, а участь підприємств зі Східної Азії, Європи та США у виробництві ЯЕУ дещо зменшилася. Таким чином, у контексті вищевведених статистичних даних стосовно розбудови національних ядерних енергетичних комплексів, особливо в країнах, що розвиваються, слід відзначити нижченаведене.

1. Вітчизняне та світове експертне середовище спеціалістів у галузі ядерної безпеки діючих та споруджуваних АЕС має підвищити рівень уваги до пріоритетної проблематики радіаційного матеріалознавства, яка має безпосередній вплив на експлуатаційну безпеку, надійність та ресурс енергетичних ЯР.

2. З урахуванням розширення фронту створення ядерних енергетичних комплексів, особливо в країнах третього світу, національним регулюючим органам доцільно підвищити рівень контролю стосовно поточного технічного стану металу корпусів та

особливо зварювальних з'єднань діючих та споруджуваних РУ.

3. Посилення вимог до безпеки АЕС неминуче спричинить прискорене виведення з експлуатації старих станцій (особливо в США і Західній Європі), що вимагатиме розбудови нових потужностей ядерних енергоблоків.

4. Деякі країни, зокрема Індія та Китай, через швидке зростання потреб в енергії навряд чи згорнуть свої ядерні програми, хоча підвищать вимоги до нових проектів АЕС і посилять порядок отримання ліцензій. Заплановано також перегляд схем розташування нових АЕС.

5. За даними [18], Індія планує в найближчий час побудувати 23, а Китай — 77 ядерних енергоблоків, значна частка яких — із реакторами типу ВВЕР-1000 та ВВЕР-1200 з притаманними цим ЯР вищезгаданими проблемами, насамперед у галузі радіаційного матеріалознавства корпусної сталі та зварювальних з'єднань РУ.

6. Зазначені об'єктивні обставини суттєво актуалізують матеріалознавчу проблематику забезпечення експлуатаційної надійності зварювальних з'єднань корпусів реакторів ВВЕР та PWR.

Реакторні технології для забезпечення маневрових потужностей енергосистеми

За оцінками НАЕК «Енергоатом», для поступової заміни генеруючих потужностей діючих АЕС України, що в найближчі роки мають бути виведені з експлуатації через вичерпання свого ресурсу, мають бути побудовані 14 нових ядерних енергоблоків із новітніми реакторами AP1000. Відповідно до результатів такого планування мають бути побудовані 3 енергоблоки на Хмельницькій АЕС, по одному блоку на Запорізькій, Рівненській та Південно-Українській АЕС. Крім того, ще 8 нових енергоблоків мають бути побудовані на двох нових АЕС, що плануються до будівництва в найближчі роки. Показово, що реактор типу AP1000 є здатним до тривалої роботи в маневрових режимах у діапазоні потужностей від 20 до 100 %, що вирішує, таким чином, проблему дефіциту маневрових потужностей в об'єднаній енергосистемі України (ОЕС). Дійсно, системоутворюючу роль під час визначення перспектив атомної енергетичної галузі України на сучасному історичному етапі відіграє можливість ефективного вирішення цієї економічної проблеми, що пов'язана з наявним дефіцитом маневрових потужностей в ОЕС. Показово, що означена

проблема за останні роки все більше актуалізується в умовах збільшення частки виробництва електроенергії на потужностях з відновлюваних джерел енергії з мінливим та слабопрогнозованим характером. При цьому маються на увазі насамперед вітрові та фотоелектричні станції, наявність яких в ОЕС вимагає присутності в ній додаткових маневрових потужностей.

З огляду на вищезазначене далі доцільно навести аналітичні дані робіт [22, 23]. Ядерні енергоблоки у Франції та Німеччині працюють у режимі слідування за навантаженням, тобто маневрування в межах добового графіку. Вони беруть участь у первинному та вторинному регулюванні частоти, а деякі установки виконують програму змінного завантаження з однією або двома значними змінами потужності на день. Найбільший досвід у цьому напрямі має Франція, основу електробалансу якої складає атомна генерація, що обумовило необхідність збільшити можливості маневрування АЕС для адаптації їхнього електропостачання до добових, сезонних або інших змін попиту на електроенергію. Усі енергоблоки французької компанії EDF експлуатуються в маневрових режимах, що включають участь у первинному регулюванні частоти $\pm 2\%$ від номінальної потужності ($N_{\text{ном}}$), у вторинному регулюванні частоти $\pm 5\%$ від $N_{\text{ном}}$, у добовому регулюванні потужності (100–25–100) % від $N_{\text{ном}}$, у режимах слідування за навантаженням та тривалої роботи на проміжній і зниженій потужності. Для німецьких АЕС запровадження режиму слідування за навантаженням є актуальним через підключення до національної енергосистеми значної частини слабопрогнозованих джерел виробництва електроенергії (таких, як вітроелектростанції). Використання високотехнологічних реакторних сталей та застосування сучасної технології електрозварювання корпусів ЯР типу Convoi німецького виробництва дозволило досягти таких показників за весь термін проектної експлуатації: близько 15 000 циклів добових змін потужності від 60 до 100 % $N_{\text{ном}}$ та 100 000 циклів із варіаціями потужності від 80 до 100 % $N_{\text{ном}}$. Відповідно до технічних вимог до нових АЕС із реакторами легководного типу та Європейських вимог експлуатуючих ядерні реактори компаній (European Utility Requirement — EUR), сучасна АЕС має бути здатною забезпечити циклічну зміну добового навантаження від 50 до 100 % $N_{\text{ном}}$ зі швидкістю зміни електричної потужності $3\% N_{\text{ном}}/\text{хв}$.

У той же час у ЯР типу ВВЕР-1000/В-320 інтервал зміни потужності протягом першої 2/3 паливного циклу становив 30–100 % $N_{\text{ном}}$ та 70–100 % $N_{\text{ном}}$ про-

тягом останньої 1/3 паливного циклу зі ступеневим зниженням 3–4 % $N_{\text{ном}}/\text{хв}$ (10–70 % паливного циклу) й 1–1,5 % $N_{\text{ном}}/\text{хв}$ (70–100 % паливного циклу). Таким чином, маневрова спроможність цього типу ЯР суттєво поступається кращим сучасним зразкам американських та європейських РУ. Створений у Росії проєкт АЕ-2006 з ВВЕР-1200/В-491 розроблено відповідно до європейських вимог. Енергоблок призначений для роботи в режимах слідування за навантаженням енергосистеми протягом всього терміну експлуатації, а також для участі у регулюванні частоти. У режимі слідування за навантаженням енергоблок може працювати в діапазоні 50–100 % від номінальної потужності зі швидкостями зміни потужності не більше 5 % $N_{\text{ном}}/\text{хв}$ з кількістю циклів не більше 200 на рік (проте не більше 2 циклів на добу), у діапазоні 20–100 % $N_{\text{ном}}$ відповідно до добового графіка навантаження з кількістю циклів не більше 100 на рік. Крім того, реактор АЕС-2006 передбачає швидкі зміни потужності до 5 % $N_{\text{ном}}$ за секунду в інтервалі $\pm 10\% N_{\text{ном}}$ та падіння потужності на 20 % за хвилину в інтервалі 50–100 % від $N_{\text{ном}}$. Втім, кількість таких дуже швидких варіацій потужності обмежена, і вони в основному резервуються для аварійних ситуацій. Загалом слід відзначити, що маневрові характеристики ВВЕР-1200 також значно поступаються вищерозглянутому кращим сучасним зразкам американських та європейських РУ.

Допоміжну, але суттєву роль у забезпеченні надійності функціонування енергосистеми України можуть відіграти перспективні модульні реактори малої потужності (ММР), що адаптовані до можливості роботи в маневровому режимі, порівняно з енергоблоками великої потужності. Застосування в атомній енергетиці ЯР типу ММР забезпечує підвищення економічності виробництва електроенергії завдяки зниженню капітальних і експлуатаційних витрат, скорочення термінів будівництва, швидке повернення інвестицій, забезпечення високого рівня надійності та безпеки, наближення джерела енергії до споживачів, можливість функціонування в маневровому режимі генерування електричної енергії, як це відзначається, зокрема, у роботах [22, 23].

У стандартних вимогах до експлуатації удосконалених легководних реакторів типу ММР (User Requirements Document — URD) у США, які подібні до вимог EUR, затверджено такі стандарти динаміки навантаження, передбачені для експлуатації ММР: добовий цикл навантаження: 100 % $\rightarrow$ 20 % $\rightarrow$ 100 % зі швидкістю зміни потужності 40 % за годину. Показово, що РУ типу ММР є установками інтегрального

типу, у яких усі структурні елементи першого контуру зосереджено в одному захисному корпусі. При цьому зазначені ЯЕУ можуть будуватися як окремими модулями, так і у складі багатомодульного комплексу. Серійне виробництво та модульне компонування ММР потенційно знижує рівень капітальних витрат і скорочує терміни будівництва, що дозволяє реалізувати швидке повернення інвестицій.

Загалом серед ММР-технологій покоління 3+ імовірним претендентом на першочергове впровадження в Україні є NuScale Power, тобто модуль, створений на базі розробок Орегонського університету однойменною компанією. Цей ЯР став першим у США малим реактором сучасної конструкції, щодо якого Комісія з ядерного регулювання почала в грудні 2016 р. процедуру сертифікації. Енергетичний блок NuScale станції складається з 12 модулів. Розробник технології планує задіяти перші реактори NuScale в США в 2026–2030 рр.

Компанія Holtec International через свою філію SMR LLC впроваджує (поки що без ліцензії) модульний реактор типу SMR-160 з підземним розміщенням. Виготовлення обладнання та будівництво орієнтовно заплановано до 2024 р. Передбачається підземне зберігання використаного палива на майданчику станції протягом 100 років експлуатації. За оцінкою Holtec, перший енергоблок АЕС може бути збудовано приблизно за 3 роки, а весь цикл будівництва має скласти 5 років. Коефіцієнт використання встановленої потужності під час експлуатації такого енергоблока сягає 99 %, а термін експлуатації складе 80 років. Такий енергоблок забезпечує ефективний маневровий режим зі зміною потужності на 40 % за одну годину. Вартість одного енергоблока з SMR-160, за даними [22, 23], попередньо оцінюється в 1 млрд доларів.

Наведений вище із використанням даних [22, 23] короткий огляд сучасного стану зарубіжних реакторних технологій для забезпечення маневрових потужностей ОЕС України дозволяє зробити нижченаведені висновки.

1. Технологічне відставання російських виробників реакторного обладнання, насамперед у фундаментальних дослідженнях з питань радіаційного матеріалознавства, а також у технологіях металургійного процесу, що використовуються під час виробництва реакторної сталі та, крім того, відсутність сучасних технологій електрозварювання, здатних мінімізувати потрапляння в зварювальні з'єднання низки шкідливих домішок, насамперед фосфору та нікелю, є головними чинниками, що знижують по-

казники реакторів типу ВВЕР у порівнянні з сучасними зразками РУ, в першу чергу AP1000.

2. Вирішення проблеми ліквідації дефіциту маневрових потужностей в ОЕС України принципово може бути здійснене на основі розбудови нових енергоблоків з ЯР типу AP1000, а також малих модульних реакторів SMR-160 виробництва США.

Висновки

1. Експлуатаційний ресурс корпусів реакторів ВВЕР реально обмежується технічним станом зварювальних з'єднань цих корпусів, яким є притаманна більша схильність до небезпечного процесу радіаційного окрихчування, ніж основному реакторному металу.

2. Надійність експлуатації зварювальних з'єднань корпусу реактора ВВЕР, особливо в області його поясу, що є безпосередньо наближеною до АкЗ ЯР, визначається наявністю у зварних швах низки шкідливих домішок, що представлені насамперед такими хімічними елементами, як фосфор та нікель.

3. Наявність у зварювальному з'єднанні корпусу ЯР значних концентрацій фосфору та нікелю призводить до посиленого радіаційного окрихчування та тріщиноутворення в металі зварного шва, що може спричинити його передчасну раптову руйнацію.

4. У той час, як наявність підвищених концентрацій нікеля у зварювальному з'єднанні стимулює розвиток процесу радіаційного окрихчування металу шва, наявність фосфору призводить до небезпечного зростання критичної температури в'язко-пластичного переходу, в результаті чого підвищується небезпека раптового крихкого руйнування корпусу ЯР.

5. Потенційно небезпечний металофізичний процес сегрегації фосфору в зварювальному з'єднанні ініціює в ньому процес інтенсивного тріщиноутворення, незважаючи на його незначну масову частку в металі зварного шва.

6. У процесі виконання зварювальних робіт під час виготовлення корпусів реакторів ВВЕР для українських АЕС частка фосфору в металі саме зварювальних з'єднань не контролювалась, а його небезпечний металофізичний вплив на той час (початок 80-х років) був невідомий.

7. Реактори, що були виготовлені з використанням недосконалих технологій електрозварювання, від яких згодом відмовились, продовжують здебільшого перебувати в експлуатації й надалі, незважаючи на реальну небезпеку раптової руйнації корпусу ЯР у понаднормативний термін.

8. Через недосконалість корпусного металу реакторів ВВЕР та застосування застарілих технологій зварювальних процесів під час виготовлення корпусів ЯР цього типу зазначені РУ, включаючи їхні останні модифікації, не в змозі ефективно експлуатуватися в маневрових режимах та не можуть успішно конкурувати з кращими зарубіжними зразками сучасних ядерних енергоблоків.

9. Намічене будівництво в Україні 14 нових ядерних енергоблоків із новітніми реакторами типу AP1000 (США) принципово вирішує нагальну проблему дефіциту генеруючих потужностей, яку має вирішити українська атомна енергетика в найближчі два десятиліття років.

Список використаної літератури

1. Реакторная сталь. Условия работы конструкционных материалов и требования к ним // STEELCAST.RU. — Режим доступа: http://Steelcast.ru/reactor_steel100.
2. Касаткин О. Г. Тепловое охрупчивание сварных соединений корпусов реакторов ВВЭР / О. Г. Касаткин // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. — 2009. — Т. 94, № 4–2. — С. 232–235.
3. Карзов Г. П. Материаловедческие аспекты новых принципов повышения эксплуатационных характеристик теплоустойчивых сталей для корпусов АЭУ и их практическая реализация / Г. П. Карзов, И. В. Теплухина // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. — 2011. — № 2. — С. 46–53.
4. Preliminary materials selection issues for the next generation nuclear power plants pressure vessel. Report ANL/EXT-06-45 / K. Natesan, S. Majumdar, P. S. Shankar, V. N. Shah. — Argonne : Argonne National Laboratory, 2006. — 109 p.
5. Integrity of reactor pressure vessels in nuclear power plants assessment of irradiation embrittlement effects and reactor pressure vessel steels / IAEA Nuclear Energy Series NP-T-3.11. — Vienna : IAEA, 2009. — 156 p.
6. Druce S. G. Effect of ageing on properties of pressure vessel steel / S. G. Druce, G. Gage, G. Jordan // Acta Metallurgica. — 1986. — Vol. 4. — P. 641–652.
7. Standard guide for in-service annealing of light-water moderated nuclear reactor vessels. ASTM E509-03. — West Conshohocken, 2008. — 11 p. — Available at: <https://www.astm.org/e0509-03r08.html>.
8. Bulloch J. H. Reversed temper embrittlement — environmentally assisted cracking interactions in ferrite low alloy steels / J. H. Bulloch // Theor. And Appl. Fracture Mech. — 1994. — Vol. 21. — P. 143–155.
9. Herring D. H. The heat treat doctor: The embrittlement phenomena in hardened tempered steel / D. H. Herring // Industrial Heating. — 2006. — Available at: <http://www.industrialheating.com/Aarticles/Column/34f38218045ae010VgnVCM100000f932a8c0>.
10. Касаткин О. Г. Механизм охрупчивания сварных соединений корпусов реакторов типа ВВЭР под действием примесей / О. Г. Касаткин // Тр. V Междунар. науч.-практ. конф. «Материаловедческие проблемы при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС» (Пушкин, 7–14 июля 1988). — Санкт-Петербург : Прометей, 1988. — № 2. — С. 168–176.
11. Применение новых сварочных материалов для кольцевых швов на корпусах реакторов АЭС повышенной мощности / И. В. Горынин, В. А. Игнатов, Б. Т. Тимофеев, Ю. И. Шкатов // Автоматическая сварка. — 1983. — № 10. — С. 38–42.
12. Совершенствование материалов и технологии сварки для повышения безопасности и ресурса АЭС с реакторами ВВЭР / И. В. Горынин, Г. П. Карпов, Б. Т. Тимофеев, С. Н. Галыткин // Автоматическая сварка. — 2006. — № 3. — С. 3–8.
13. Радиационное повреждение стали корпусов водо-водяных реакторов / Н. Н. Алексеенко, А. Д. Амаев, И. В. Горынин, В. А. Николаев [под ред. И. В. Горынина]. — Москва : Энергоиздат, 1981. — 192 с.
14. Радиационная повреждаемость и работоспособность конструкционных материалов / Под ред. А. М. Паршина, П. А. Платонова. — Санкт-Петербург : Политехника, 1997. — 312 с.
15. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. — Москва : Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
16. Усталостная прочность металла шва сварных соединений из стали марки 15Х2НМФА / Р. П. Виноградов, М. А. Даунис, Б. Т. Тимофеев и др. // Вопросы судостроения. Сер. Сварка. — 1976. — № 22. — С. 46–54.
17. Влияние никеля на радиационное охрупчивание основного металла и металла швов стали 15Х2НМФА-А / А. М. Морозов, В. А. Николаев, Е. В. Юрченко, В. Г. Васильев // Проблемы материаловедения при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС. Тр. VI Междунар. конф. (Санкт-Петербург, 19–23 июня 2000 г.). — Санкт-Петербург : Прометей, 2000. — Т. 2. — С. 372–396.
18. Азаров С. І. Огляд стану світової атомної енергетики / С. І. Азаров, В. Л. Сидоренко // Проблеми загальної енергетики. — 2019. — № 1 (56). — С. 24–30.

19. Examination of accident at Tokyo Electric Power Co. Inc.'s Fukushima Daichi Nuclear Station and Proposal of Countermeasures / Japan Nuclear Technology Institute, 2012. — P. 35–42.
20. Nuclear Power Reactors / World Nuclear Association. — Available at: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>.
21. Power Reactor Information System (PRIS). — International Atomic Energy Agency (IAEA). — Available at: <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryStatisticsLandingPage.aspx>.
22. Нечаєва Т. П. Пріоритетні напрями довгострокового розвитку національної атомної енергетики / Т. П. Нечаєва // Проблеми загальної енергетики. — 2019. — № 2 (57). — С. 27–34.
23. Нечаєва Т. П. Оцінка доцільності впровадження перспективних ядерних реакторів з урахуванням вимог до надійності та екологічності функціонування ОЕС України / Т. П. Нечаєва // Проблеми загальної енергетики. — 2018. — № 1 (52). — С. 42–48.

**I. G. Sharaevsky, T. S. Vlasenko, L. B. Zimin,
A. V. Nosovskyi, N. M. Fialko, G. I. Sharaevsky**

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

Metalophysical Problems of WVER Reactor Vessel Welding Joints Reliability

The prospects and possibilities of replacing the capacities of nuclear power units of Ukrainian nuclear power plants, which are currently almost completely depleting their operational life, as well as the possibility of extending the guaranteed service life are analyzed and generalized. Based on the study of reactor construction trends and proposals on the world market, a basic promising modern model of a high-capacity 3+ AP1000 nuclear water reactor manufactured by Westinghouse El. Corp. was selected and recommended as a basic promising for use in Ukraine. The results of new studies on the dynamics of strength loss of reactor steels of WVER reactors and their welding joints under the action of radiation are considered. The main attention is paid to the presence and processes of migration and segregation in the crystal structure of reactor steels of harmful impurities, in particular phosphorus and nickel. It is concluded that there

are significant advantages of new foreign metallurgical technologies, the use of which in vessel steels provides reliability and increased guaranteed life of safe operation of PWR reactors, in particular, AP1000 type made in the USA. The urgent problems of commissioning additional shunting capacities in the National Unified Energy System of Ukraine were assessed and the conclusion was made that they can be solved by improving the shunting characteristics of existing high-capacity nuclear power units and (mainly) by accelerating construction and commissioning of small modular reactors with high shunting characteristics, in particular the SMR-160 model manufactured by SMR LLC (USA).

Keywords: nuclear power unit, service life, reactor vessel, radiation embrittlement of steel, equipment replacement.

References

1. Reactor steel. Working conditions of structural materials and requirements for them. Available at: steelcast.ru/reactor-steel100. (in Rus.)
2. Kasatkin O. G. (2009). [Thermal embrittlement of welded joints of VVER-type reactor vessels]. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 94, no. 4–2, pp. 232–235. (in Rus.)
3. Karzov G. P., Teplukhina I. V. (2011). [Materials science aspects of new principles for improving the performance of heat-resistant steels for NPP cases and their practical implementation]. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 2, pp. 46–53. (in Rus.)
4. Natesan K., Majumdar S., Shankar P. S., Shah V. N. (2006). *Preliminary materials selection issues for the next generation nuclear power plants pressure vessel*. Report ANL/EXT-06-45. Argonne: Argonne National Laboratory, 109 p.
5. Integrity of reactor pressure vessels in nuclear power plants assessment of irradiation embrittlement effects and reactor pressure vessel steels. IAEA Nuclear Energy Series NP-T-3.11. Vienna: IAEA, 2009, 156 p.
6. Druce S. G., Gage G., Jordan G. (1986). Effect of ageing on properties of pressure vessel steel. *Acta Metallurgica*, vol. 4, pp. 641–652.
7. Standard guide for in-service annealing of light-water moderated nuclear reactor vessels. ASTM E509–03. West Conshohocken, 2008, 11 p. Available at: <https://www.astm.org/e0509-03r08.html>.
8. Bulloch J. H. (1994). Reversed temper embrittlement — environmentally assisted cracking interactions in ferrite low alloy steels. *Theor. And Appl. Fracture Mech.*, vol. 21, pp. 143–155.
9. Herring D. H. (2006). The heat treat doctor: The embrittlement phenomena in hardened tempered steel.

- Industrial Heating*. Available at: <http://www.industrial-heating.com/Aarticles/Column/34f38218045ae010Vgn-VCM100000f932a8c0>.
10. Kasatkin O. G. (1988). [The mechanism of embrittlement of welded joints of VVER type reactor vessels under the action of impurities]. *Proceedings of the V Intern. Scientific-practical. Conf. "Materials science problems in the design, manufacture and operation of nuclear power plant equipment"* (Pushkin, July 7–14, 1988). St. Petersburg: Prometheus, pp. 168–176. (in Rus.)
11. Gorynin I. V., Ignatov V. A., Timofeev B. T., Shkatov Yu. I. (1983). [Application of new welding consumables for circumferential welds on high power NPP reactor vessels]. *Avtomaticheskaya svarka* [Automatic welding], vol. 10, pp. 38–42. (in Rus.)
12. Gorynin I. V., Karpov G. P., Timofeev B. T., Galiatkin S. N. (2006). [Improvement of materials and welding technology to improve the safety and resource life of NPPs with VVER reactors]. *Avtomaticheskaya svarka* [Automatic welding], vol. 3, pp. 3–8. (in Rus.)
13. Alekseenko N. N., Amaev A. D., Gorynin I. V., Nikolaev V. A.; Gorynin I. V. (ed.) (1981). *Radiacionnoe povrezhdenie stali korpusov vodo-vodnykh reaktorov* [Radiation damage to the steel of pressurized water reactors]. Moscow: Energoizdat, 192 p. (in Rus.)
14. Parshin A. M., Platonov P. A. (eds) (1997). *Radiatsionnaya povrezhdaemost' i rabosposobnost' konstrukcionnykh materialov* [Radiation damage and performance of structural materials]. St. Petersburg: Politehnika, 312 p. (in Rus.)
15. USSR State Committee for the Supervision of Safe Work in the Nuclear Power Industry (1989). PNAE G-7-002-86. *Norms for calculating the strength of equipment and pipelines of nuclear power plants*. Moscow: Energoatomizdat, 525 p. (in Russ.)
16. Vinogradov R. P., Daunis M. A., Timofeev B. T., et al. (1976). [Fatigue strength of the weld metal of welded joints made of steel grade 15Kh2NMFA-A]. *Voprosy sudostroeniya. Ser. Svarka* [Shipbuilding Issues. Series Welding], vol. 22, pp. 46–54. (in Rus.)
17. Morozov A. M., Nikolaev V. A., Jurchenko E. V., Vasil'ev V. G. (2000). [Influence of nickel on radiation embrittlement of base metal and weld metal of steel 15Kh2NMFA-A]. *Proceedings of the VI Intern. Conf. "Problems of materials science in the design, manufacture and operation of nuclear power plant equipment"* (St. Petersburg, June 19–23, 2000). St. Petersburg: Prometheus, pp. 372–396. (in Rus.)
18. Azarov S. I., Sydorenko V. L. (2019). [Review of the state of world nuclear energy]. *Problems of General Energy*, vol. 1 (56), pp. 24–30. (in Ukr.)
19. Examination of accident at Tokyo Electric Power Co. Inc.'s Fukushima Daichi Nuclear Station and Proposal of Countermeasures. Japan Nuclear Technology Institute, 2012, pp. 35–42.
20. *World Nuclear Association*. Nuclear Power Reactors. Available at: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>
21. *International Atomic Energy Agency (IAEA)*. Power Reactor Information System (PRIS). Available at: <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryStatisticsLandingPage.aspx>
22. Nechaeva T. P. (2019). [Priority areas for long-term development of national nuclear energy]. *Problems of General Energy*, vol. 57, no. 2, pp. 27–34. (in Ukr.)
23. Nechaeva T. P. (2018) [Estimation of expediency of perspective nuclear reactors introduction taking into account requirements to reliability and ecological functioning of UES of Ukraine]. *Problems of General Energy*, vol. 52, no. 1, pp. 42–48. (in Ukr.)

Надійшла 22.02.2022

Received 22.02.2022

Л. І. Павловський¹, Д. О. Хоменко^{1,2}, В. В. Єгоров¹

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

² Інститут проблем математичних машин та систем НАН України, пр-т Академіка Глушкова, 42, Київ, 03187, Україна

Визначення радіаційних умов у зонах робіт з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття»

Ключові слова:

дослідження,
ІПБ АЕС,
демонтаж,
нестабільні конструкції,
величини потужності дози,
кутовий розподіл гамма-
випромінювання,
поверхнєве радіоактивне
забруднення,
концентрація радіоактивних
аерозолів,
комплекс НБК-ОУ

У 2021 р. почався процес проектування заходів з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» (ОУ). На першому етапі проектування були виконані передпроектні дослідження характеристик радіаційного стану в зонах виконання будівельно-демонтажних робіт. Під час проведення досліджень застосовувалися різноманітні методи і способи дозиметричних вимірювань, які дозволили виконати роботи у практично недоступних місцях і в зонах, де величина потужності дози перевищувала 30 мЗв/год. Вимірювання здійснювалися фахівцями Інституту проблем безпеки атомних електростанцій НАН України за допомогою унікального дозиметричного обладнання і пристроїв, які були придбані або виготовлені на базі інституту. У результаті досліджень отримано характеристики радіаційного стану на робочих місцях майбутньої діяльності з демонтажу нестабільних конструкцій ОУ. Обсяг отриманих даних є достатнім для розробки проектних рішень із «раннього» демонтажу нестабільних конструкцій. У процесі проектування стане можливою необхідність уточнення деяких показників радіаційного стану. Радіаційні вимірювання виконані в період із вересня по грудень 2021 р.

Станом на початок 2022 року завершено важливий етап перетворення об'єкта «Укриття» (ОУ) на екологічно безпечну систему, коли було запроектовано, збудовано та здано в експлуатацію новий безпечний конфайнмент (НБК). У результаті проведених робіт ризик радіаційної та екологічної небезпеки ОУ значно зменшився, проте досі він ще залишився і є досить значним. Причиною цього є існуючі нестабільні конструкції ОУ, які були змонтовані в 1986 році. Термін їхньої безпечної експлуатації після виконання заходів зі стабілізації закінчується у 2023 році [1]. Тобто вже зараз існують і будуть підвищуватися ризики обвалення нестабільних конструкцій ОУ, що призведе до значного радіаційного забруднення поверхонь всередині конструкції арки НБК і, як наслідок, значного підви-

щення дозових навантажень експлуатаційного персоналу, забруднення внутрішніх конструкцій та збільшення викидів радіоактивних аерозолів у атмосферу.

У 2021 році почався процес проектування заходів із демонтажу нестабільних конструкцій ОУ [2]. На першому етапі проектування були виконані передпроектні дослідження характеристик радіаційного стану в зонах виконання будівельно-демонтажних робіт (ЗВР). Результати радіаційних досліджень будуть використані під час розробки технологічних проектних рішень, заходів з екранування робочих місць, оцінки дозових навантажень, заходів щодо мінімізації радіаційних впливів на персонал і навколишнє середовище та підтримки існуючого рівня радіаційної безпеки.

© Л. І. Павловський, Д. О. Хоменко, В. В. Єгоров, 2022

Радіаційні дослідження було виконано фахівцями Інституту проблем безпеки атомних електростанцій (ІПБ АЕС) у період вересень — грудень 2021 року.

Основною метою їхнього проведення було отримання достатньої кількості вихідних даних для проєктування будівельно-демонтажної діяльності у ЗВР.

Під час проведення радіаційних вимірювань досліджувалися такі параметри:

величини потужності дози (ПД) гамма-випромінювання;

кутові розподілення гамма-випромінювання;

характеристики поверхневого забруднення ЗВР;

об'ємна активність радіонуклідів у повітрі ЗВР.

Радіаційні дослідження здійснювалися у складних радіаційних умовах. З цієї причини перед початком досліджень було прийнято низку принципових положень, які, з одного боку, забезпечили виконання обсягу вимірювань, необхідного для проєктування, а з іншого — мінімізували дози персоналу.

Підготовка до досліджень

Перед початком досліджень було проведено рекогносцирувальні роботи в місцях майбутніх зон демонтажних робіт. Метою цієї діяльності було ознайомлення з поточним радіаційним станом у зонах досліджень і можливістю проведення вимірювань радіаційних параметрів у різних умовах (значні величини ПД, недоступність до зон досліджень тощо), вибір методів дозиметричних вимірювань, а також вибір дозиметричного та лабораторного обладнання й методологічного забезпечення.

За результатами рекогносцирування прийнято рішення про використання методологічної бази радіаційних вимірювань Чорнобильської АЕС, а також максимально можливе використання досвіду, який був отриманий під час виконання передпроектних досліджень інших проєктів на ОУ [3, 4]. Крім цього, було проведено осучаснення методологічного підходу до радіометричних вимірювань, а також спроектовані і виготовлені допоміжні пристрої (наприклад, виготовлення спеціального «візка» для транспортування дозиметрів у зону досліджень на похилих поверхнях ОУ). Враховуючи, що радіаційні дослідження здійснювалися в складних радіаційних умовах, для мінімізації дозовитрат персоналу було прийнято низку положень, а саме:

1) щодо вимірювань величин ПД:

максимально можливе використання результатів раніше виконаних вимірювань ПД;

проведення вимірювань ПД за всіма такелажними вузлами (потенційні робочі місця будівельного персоналу) нестабільних конструкцій (стропувальні гаки, петлі тощо);

максимально можливе використання методів і способів вимірювань, які зменшують витрати на дослідження, і, як наслідок, дозовитрати персоналу.

2) щодо дослідження кутового розподілення гамма-випромінювання:

максимально можливе використання результатів раніше виконаних досліджень кутового розподілу з урахуванням того факту, що масивні конструкції всередині ОУ за цей проміжок часу не переміщувалися, тобто загальна просторова модель розподілу гамма-випромінювання всередині ОУ практично не змінилася;

для вирішення завдання з оцінки просторового розподілу гамма-випромінювання проведення дослідження мінімум у трьох точках, щоб охопити практично всі майбутні ЗВР, а саме: перша точка — на межі південних щитів і південних щитів-«ключок», друга — на легкій покрівлі і третя — на конструкції балки «Восьминіг»;

використання пристрою із колімованим детектором в основному в зонах із незначними величинами ПД;

3) щодо дослідження поверхневого радіоактивного забруднення (ПЗ):

максимально широке використання результатів досліджень, що були виконані раніше, а також застосування методу інтерполяції даних, що були отримані під час досліджень, на інші ділянки ЗВР;

обмежене застосування прямого вимірювання показника загального (фіксованого й нефіксованого) ПЗ переносним радіометром [5];

обмеження кількості відібраних зразків у зв'язку з не виправдано високим додатковим опроміненням персоналу (принцип оптимізації);

модифікація стандартних методів відбору зразків нефіксованого ПЗ відповідно до поточних умов, які склалися під час дослідно-промислової експлуатації комплексу НБК-ОУ (зокрема, високе запилення поверхонь окремих ЗВР);

оптимізація кількості повних зразків (6 проб в одній точці) відбору проб ПЗ на зовнішніх поверхнях ОУ з метою можливості характеризації величин ПЗ усіх поверхонь покрівлі ОУ. Тобто відбір проб мінімум у 3 точках, а саме: у південній частині покрівлі ОУ (похилі щити нащільники), у північній частині (північні щити-«ключки») і центральній частині (легка покрівля над накатом труб);

4) щодо дослідження повітряного середовища радіоактивними аерозолями:

використання результатів раніше виконаних досліджень та методів оцінювання отриманих даних;

оптимізація кількості місць відбору проб повітря у просторі під аркою, тобто проведення відбору проб мінімум у 3 точках, а саме: у нижній (піонерна стіна), середній (похилі щити-нащільники) і верхній частині простору (легка покрівля над накатом із труб) та обов'язкове дослідження повітря в незалежній зоні, тобто у приміщенні Г438/4.

Вибір радіометричного обладнання базувався на тому, що дослідження параметрів радіаційної обстановки потрібно виконувати типовим радіометричним обладнанням, яке застосовується під час експлуатації НБК-ОУ, а також за допомогою унікального дозиметричного обладнання і пристроїв, які були придбані або виготовлені на базі інституту. Кінцевим результатом підготовчої діяльності було визначення видів і обсягів досліджень, дозиметричного обладнання та необхідних пристроїв, а саме:

1) величин ПД залежно від конкретних умов за допомогою:

переносних дозиметрів-радіометрів;

телескопічних штанг або інших пристроїв для вимірювання ПД по висоті (із виносом детектора до 30 м); «гірлянд» із термолюмінесцентних дозиметрів (ТЛД) у важкодоступних місцях, на похилих поверхнях або в зонах із високими значеннями ПД.

2) кутових розподілень гамма-випромінювання залежності від конкретних умов за допомогою:

пристрою шар детекторний (ШД-1);

колімованого детектора;

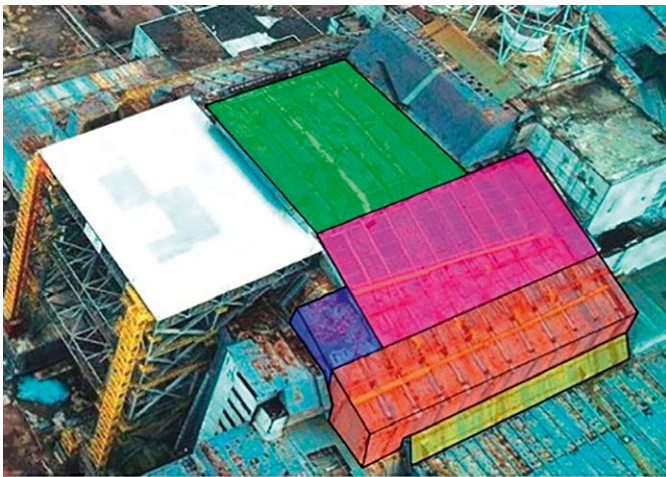
3) характеристик поверхневого забруднення ЗВР за допомогою переносного радіометра-дозиметра з блоком детектування БДИБ-07, автономного мініпилососа і допоміжних реагентів та матеріалів;

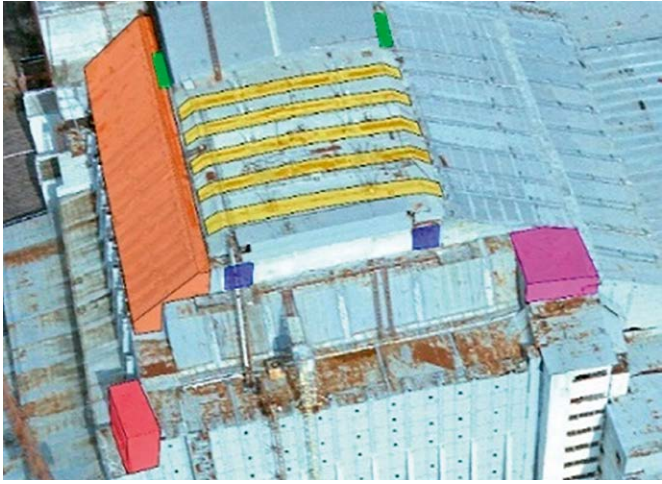
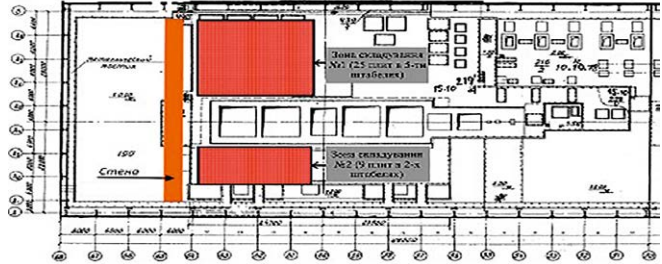
4) об'ємної активності радіонуклідів у повітрі ЗВР за допомогою аспіраційного пристрою F&J DFHV-1E.

Зони та види досліджень

Зони, види та кількість вимірювань визначалися на підставі достатності даних для проектування. У табл. 1 наведені зони виконання робіт, їхні номери та види досліджень.

Таблиця 1. Зони і види радіаційних досліджень

Зони досліджень	Вид досліджень	Номер ЗВР
 – 1. Похилі щити нащільники – 2. Південні щити-«ключки» – 4. Легка покрівля над накатом із труб – 5. Південні щити – 6. Металоконструкції блоку «Кішкин дім»	Потужність дози	
	пряме вимірювання	1, 2, 4, 5, 6
	вимірювання за допомогою виносного детектора	2, 4, 5
	вимірювання за допомогою ТЛД	1, 2, 5
	Кутові розподілення гамма-випромінювання	
	за допомогою пристрою ШД-1	2, 4, 5, 6
	вимірювання за допомогою колімованого детектора	1, 4, 5
	Радіоактивне поверхнєве забруднення	1, 2, 4, 5, 6
	Радіоактивне забруднення повітря	1, 2, 4

Зони досліджень	Вид досліджень	Номер ЗВР
 – 3. Трубопроводи системи пилопригнічення – 6. Металоконструкції блоку «Кішкин дім» – 15. Північні щити-«ключки» – 16. Металоконструкції блоку «Мишкин дім» – 19. Зона обпирання балок Б2 із західної сторони – 20. Отвори для доступу до зон обпирання балок Б2 зі східної сторони	Потужність дози	
	пряме вимірювання	3, 15, 16
	вимірювання за допомогою виносного детектора	15, 16
	вимірювання за допомогою ТЛД	15
	Кутові розподілення гамма-випромінювання	
	за допомогою пристрою ШД-1	15, 16
	вимірювання за допомогою колімованого детектора	16
 – 7. Балка «Мамонт» – 8. Балка «Восьминіг» – 9. Західна опора балки «Мамонт» – 10, 11. Розподільна рама та опора балки «Мамонт» – 12. Додаткова опора балки «Мамонт» – 13, 14. Завали та плити покрівлі на ДЕ – 17. Накат із труб  – 18. Плити покрівлі машзалу, тимчасово складовані в прим. Г-438/4	Потужність дози	
	пряме вимірювання	7, 8, 9, 10, 11, 13, 14, 17, 18
	вимірювання за допомогою виносного детектора	7, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 17
	вимірювання за допомогою ТЛД	7, 10, 11, 12, 13, 14
	Кутові розподілення гамма-випромінювання	
	за допомогою пристрою ШД-1	8, 12, 13, 14
	вимірювання за допомогою колімованого детектора	13, 14
	Радіоактивне поверхнєве забруднення	7, 8, 9, 10, 11, 13, 14, 17, 18
	Радіоактивне забруднення повітря	9, 18

Обробка й аналіз отриманих результатів та їхня візуалізація

Щодо кожної ЗВР було проведено аналіз величин ПД та характеристика їхнього розподілу по зоні. Результати вимірювань ПД у ЗВР показують зменшення значень по всім робочим місцям від даних, які були отримані раніше в цих зонах, за іншими проектами Плану здійснення заходів (ПЗЗ) [3]. Це обумовлено установкою НБК у проектне положення, тобто екранування оболонкою арки розсіяного в шарі повітря гамма-випромінювання (ефект «skyshine») [6].

Розподілення величин ПД за дослідженими зонами різне. Так, для деяких зон розподілення ПД є практично однорідним, а для інших зон воно не-

однорідне (величини ПД відрізняються на порядок і більше).

Значення ПД > 15 мЗв/год зафіксовані у ЗВР: балки «Мамонт» і «Восьминіг» (в осях 44–49), завали над перекриттям деаераторної етажерки (ДЕ), накат із труб та легка покрівля над ним, а також у східній зоні обпирання блока балок Б1 і Б2 на вентиляційну шахту. В інших зонах величини ПД > 15 мЗв/год.

Найбільші величини ПД зафіксовані в ЗВР накату з труб у районі блока «Собака будка» — понад 48 мЗв/год та на завалах над перекриттям ДЕ понад 35 мЗв/год.

За отриманими результатами побудовано картограми розподілу потужності дози на загальному вигляді об'єкта «Укриття». На рис. 1–7 наведені узагаль-

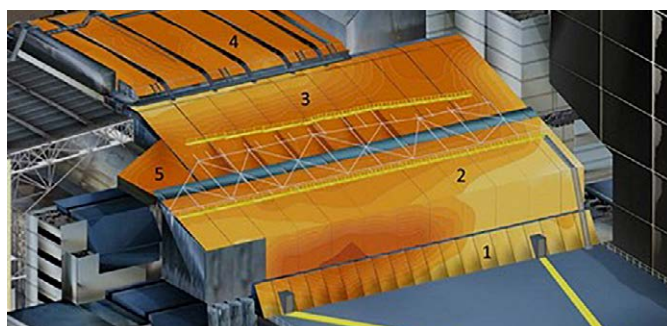


Рис. 1. Загальний вигляд ОУ (напрямок північно-східний)



Рис. 2. Загальний вигляд ОУ (напрямок південний)



Рис. 3. Загальний вигляд ОУ (напрямок північно-східний)

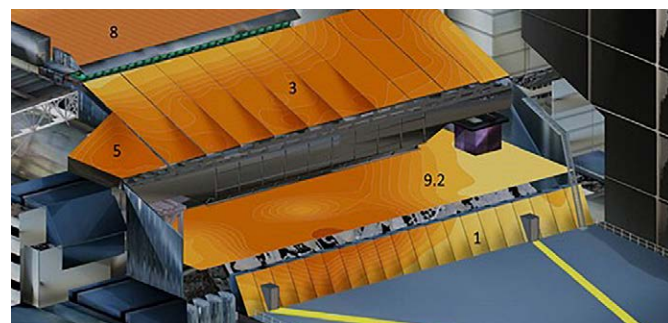


Рис. 4. Загальний вигляд ОУ (напрямок північно-східний)

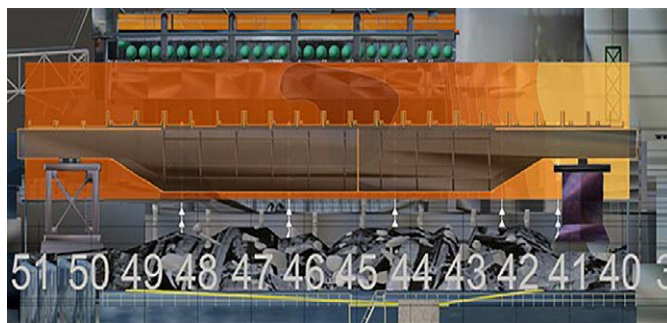


Рис. 5. Картограма розподілення ПД з північної сторони балки «Мамонт» по осі розташування вводів системи пилопригнічення

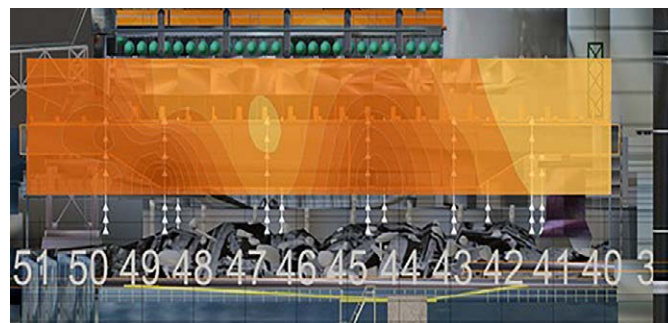


Рис. 6. Картограма розподілення ПД з південної сторони балки «Мамонт» по осі розташування вводів системи пилопригнічення

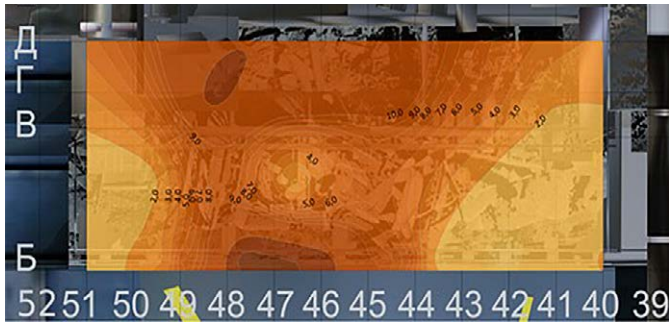


Рис. 7. Картограма потужності дози на відстані 1 м від завалів на ДЕ

нені картограми розподілу гамма-випромінювання у ЗВР.

Для вирішення завдання з оцінки просторового розподілу гамма-випромінювання проведено дослідження в трьох точках, а саме: перша точка — на межі південних щитів і південних щитів-«ключок», друга — на легкій покрівлі і третя — на конструкції балки «Восьминіг». Під час аналізу кутових розподілень, крім отриманих результатів вимірювань, використовувалися дані раніше виконаних досліджень, наприклад, матеріали кутових розподілень інтенсивності гамма-випромінювання, наведених у Звіті [4].

Як приклад, на рис. 8 наведено отримані графічні матеріали результатів дослідження кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання за допомогою пристрою ШД-1 у першій точці, а саме на межі ЗВР південних щитів-«ключок» і південних

щитів (вісь балки «Мамонт»). Величина ПД в точці склала 10,4 мЗв/год.

На картограмі спостерігаються значні інтенсивності гамма-випромінювання за різними напрямками. Аналіз інтенсивності гамма-випромінювання за спадаючими відносними значеннями ($\text{мР} \cdot \text{год}^{-1} \cdot \text{срад}^{-1}$) наведено нижче.

Нижня частина півсфери:

основний вклад джерел іонізуючого випромінювання, які знаходяться безпосередньо під місцем установки ШД-1, тобто завали на ДЕ й центрального залу;

інтенсивність випромінювання у північному (північно-східний і північно-західний) напрямку значно більша, ніж у південному.

Верхня частина півсфери — інтенсивність гамма-поля з верхньої частини на півсфері направлена в північну сторону, при цьому основний північний напрямок є найбільш інтенсивним.

Основні джерела іонізуючого випромінювання, які формують величину ПД у точці дослідження знаходяться в завалах ДЕ, центрального залу та під металоконструкціями блоку «Собака будка».

Ці та інші сучасні дані про кутове розподілення інтенсивності гамма-випромінювання гарно кореспондуються з результатами Звіту [4].

Узагальнені результати досліджень кутових розподілень гамма-випромінювання дозволяють зробити висновок про відсутність суттєвих змін

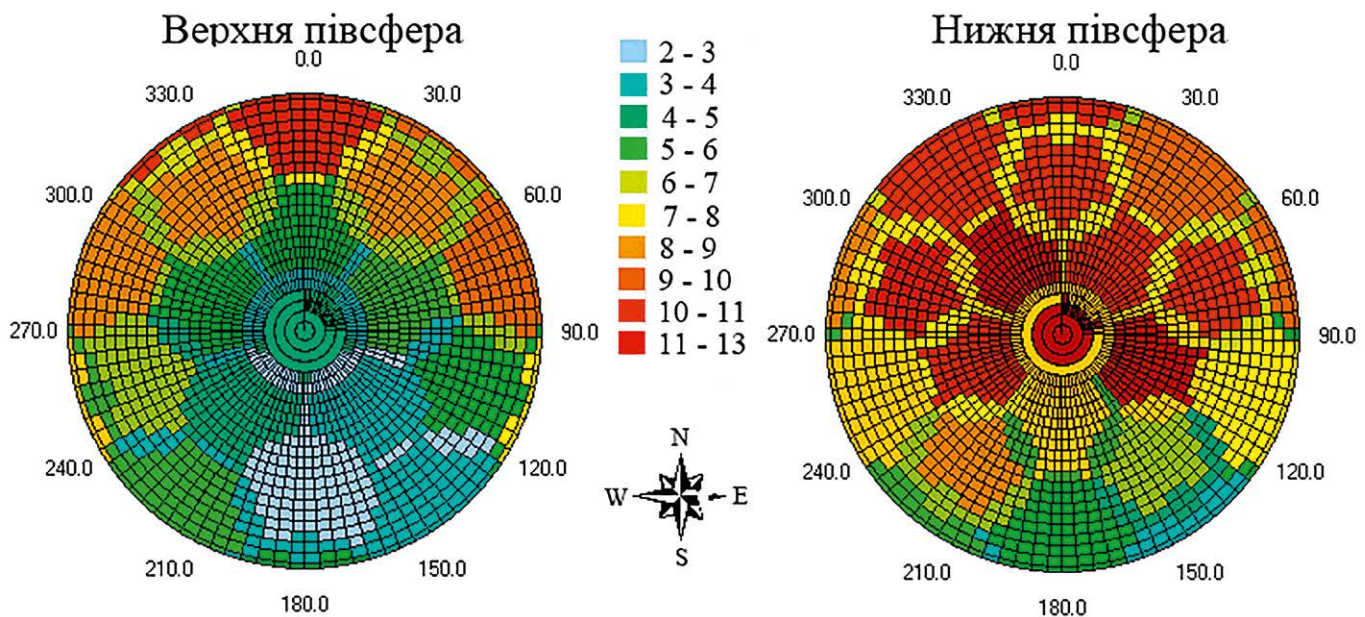


Рис. 8. Картограма кутових розподілень гамма-випромінювання за допомогою пристрою ШД-1 у південній зоні ОУ

розподілу інтенсивності гамма-випромінювання в ЗВР. Поясненням відсутності змін є та обставина, що за період 2003–2021 рр. переміщення масивних конструкцій, які мають екранувальні властивості, всередині ОУ не відбувалося.

Результати досліджень ПЗ вказують на значне збільшення запилення зовнішніх поверхонь покрівлі ОУ. Так, маса пилу на покрівлях ОУ становить $\sim 15 \text{ г/м}^2$, а його активність складає від 440 до 580 кБк/кг альфа-активних, або від 16 150 до 19 300 кБк/кг бета- і гамма-активних нуклідів. За питомою активністю такий пил відповідає критеріям ОСПУ-2005 [7] першої і третьої групи середньоактивних радіоактивних відходів. Слід відзначити, що під час досліджень поверхневого забруднення частка, що легко знімається з поверхні, досягає 90 % від загального забруднення. Це дає змогу рекомендувати перед початком демонтажних робіт обов'язкове застосування промислових пилососів.

Результати вимірювань рівноважної концентрації радіоактивних аерозолів показують, що забруднення повітря в усіх ЗВР не перевищує таких величин: $6,2 \text{ Бк/м}^3$ для альфа-активних та $0,12 \text{ Бк/м}^3$ для бета-активних нуклідів. Винятком є ЗВР у приміщенні машинного залу Г438/4, де повітряне середовище характеризується значним запиленням, а саме: $4,5 \cdot 10^2 \text{ Бк/м}^3$ для альфа-активних та 9 Бк/м^3 для бета-активних нуклідів. Це пояснюється тим, що в приміщенні Г438/4 є постійні повітряні потоки (можливо, конвекція), які провокують підйом радіоактивного пилу в повітря приміщення Г438/4 та взагалі в повітряне середовище машинного залу між осями А-Б, 39–65. Для зниження об'ємної активності радіонуклідів у повітрі приміщення Г-438/4 необхідно провести сеанси місцевого пилопригнічення.

Висновки

Обсяг отриманих даних є достатнім для розробки проектних рішень щодо «раннього» демонтажу нестабільних конструкцій.

Під час виконання радіаційних обстежень ЗВР були зафіксовані радіаційні параметри на час вимірювань, проте реальні показники радіаційного стану в ЗВР під час демонтажу нестабільних конструкцій можуть відрізнятися. Це обумовлено тим, що діяльність з демонтажу призведе до зміни конфігурації просторового розподілу гамма-випромінювання всередині ОУ, так як будуть переміщуватися масивні конструкції та видалятися

завали, які містять ВАВ. Демонтаж та видалення радіоактивно забруднених конструкцій із зони робіт збільшить величину радіоактивних аерозолів у повітрі та радіоактивного поверхневого забруднення робочих місць за рахунок пилопідйому та перенесення радіоактивного пилу з демонтованих конструкцій. З цієї причини під час виконання демонтажних робіт необхідне проведення додаткових досліджень радіаційної обстановки в зонах виконання робіт.

Крім цього, рекомендується обов'язкове використання промислових пилососів для виконання дезактивації ділянок ЗВР покрівель ОУ. Така організація радіаційно небезпечних робіт з демонтажу конструкцій ОУ може значно покращити динаміку забруднення повітря та мінімізувати розповсюдження радіоактивних аерозолів у просторі під аркою НБК.

Список використаної літератури

1. Отчет о состоянии безопасности объекта «Укрытие». SIP-P-PM-22-460-SAR-124-05. — 2008.
2. «Новий безпечний конфайнмент (НБК). Пусковий комплекс 2 (ПК-2). Демонтаж нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» ДСП ЧАЕС в частині «раннього» демонтажу».
3. Отчет о выполнении предпроектных исследований на площадке. Книга 2: «Исследование радиационной обстановки. Радиационное обследование конструкций, подлежащих «раннему» демонтажу. Обследование возможных площадок временного хранения РАО демонтажа и маршрутов их транспортировки из ЗПР на площадки хранения». SIP09-2-001 NI 03 RPT 135 01.
4. Рабочий проект по стабилизации. Итоговый отчет по радиационной безопасности. SIP K 03 01 000 RSR003 03. 15.12.03.
5. Определение характеристик поверхностного загрязнения объектов в условиях высокого гамма-фона / В. Г. Батий, А. И. Стоянов, А. А. Правдивый и др. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2007. — Вип. 8. — С. 150–153.
6. Зміна радіаційних умов на об'єкті «Укриття» після встановлення арочної конструкції у проектне положення / В. В. Єгоров, Л. І. Павловський, Ю. В. Морозов та ін. // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2017. — Вип. 28. — С. 75–81.
7. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України (ОСПРБУ-05). — Київ, 2005. — 141 с.

L. I. Pavlovsky¹, D. O. Khomenko^{1,2}, V. V. Yehorov¹

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

² Institute of Mathematical Machines and Systems Problems of the
NAS of Ukraine, 42, Acad. Hlushkova ave., Kyiv, 03187, Ukraine

Determination of the Radiation Situation in the Areas of Unstable Structures Dismantling of the Shelter Object

As of the beginning of 2022, the first stage of transformation of the Shelter object (SO) into an ecologically safe system has been completed, i. e. the NSC-SO complex has been designed, built and put into operation. As a result of the work carried out, the risk of radiation and environmental safety of the Shelter object, as well as the NSC-SO complex as a whole, has significantly decreased, but it still remains and is quite significant. The reason for this is the existing unstable structures of the SO, which were installed in 1986.

In 2021, the process of designing measures to dismantle unstable structures of the SO began. At the first stage of design, pre-design studies, characteristics of the radiation situation in the areas of construction and dismantling works were performed. The results of radiation research will be used in the development of technological design solutions.

Various methods and techniques of dosimetric measurements were used in the research, which allowed performing work in virtually inaccessible places and in areas where the dose rate (DR) exceeded 30 mSv/h. Measurements were carried out by specialists of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine using unique dosimetric equipment and devices that were purchased or manufactured on the basis of the Institute.

As a result of researches, the characteristics of a radiation situation on workplaces of the future activity on dismantle of unstable structures of the SO are received. The

amount of data obtained is sufficient to develop design guidelines for “early” dismantling of unstable structures. In the design process, it may be necessary to clarify some indicators of the radiation situation. Radiation measurements were performed in the period from September 2021 to December 2021.

Keywords: research, ISP NPP, dismantling, unstable structures, dose rate values, angular distribution of gamma radiation, surface radioactive contamination, concentration of radioactive aerosols, NSC-SO complex.

References

1. *Report on the safety status of the Shelter object in 2008.* SIP-P-PM-22-460-SAR-124-05. (in Rus.)
2. New Safe Confinement (NSC). Starting complex 2 (SC-2). Dismantling of unstable structures of the Shelter object of the ChNPP chipboard facility as part of the “early” dismantling. (in Ukr.)
3. Report on the implementation of pre-project studies at the site. Book 2: Study of the radiation situation. Radiation inspection of structures subject to “early” dismantling. Examination of possible sites for temporary storage of dismantled radioactive waste and routes for their transportation from the work area to storage sites. SIP09-2-001 NI 03 RPT 135 01. (in Rus.)
4. *Working project on stabilization.* Final report on radiation safety. SIP K 03 01 000 RSR003 03. 15.12.03. (in Rus.)
5. Batiy V. G., Stojanov A. I., Pravdivy A. A., Kopanets I. M., Selukova V. V., Savchuk O. G. (2007). [Determination of characteristics of surface contaminated objects in case of strong gamma background]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 8, pp. 150–153. (in Rus.)
6. Yehorov V. V., Morozov Yu. V., Pavlovsky L. I., Kholoduk A. O. (2017). [Change of radiation conditions at the Shelter object after setting of arch construction]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 28, pp. 75–81. (in Ukr.)
7. Basic sanitary rules for ensuring radiation safety of Ukraine (OSPRBU-05). Kyiv, 2005, 141 p. (in Ukr.)

Надійшла 21.07.2022

Received 21.07.2022

М. В. Савельєв, О. В. Михайлов, Д. О. Сущенко

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

Аналіз динаміки потужності експозиційної дози γ-випромінювання та щільності потоку нейтронів в об'єкті «Укриття» Чорнобильської АЕС

Ключові слова:

Чорнобильська АЕС,
новий безпечний конфайнмент,
об'єкт «Укриття»,
прикладне програмне
забезпечення,
щільність потоку нейтронів,
потужність експозиційної дози,
регресійний аналіз

Розроблено прикладне програмне забезпечення (ППЗ) для автоматизації алгоритмів математичної обробки даних системи контролю ядерної безпеки інтегрованої автоматизованої системи контролю (СКЯБ ІАСК) комплексу «Новий безпечний конфайнмент — об'єкт «Укриття»» (НБК-ОУ) Чорнобильської АЕС. Проведено генерування звітних матеріалів щодо динаміки параметрів контролю у графічному та табличному вигляді. За результатами тестування ППЗ, розгорнутого на обчислювальній техніці в Інституті проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України, проведено машинний аналіз даних СКЯБ та отримано дані щодо загальних тенденцій у динаміці щільності потоку нейтронів (ЩПН) і потужності експозиційної дози (ПЕД) γ-випромінювання в точках контролю СКЯБ ІАСК до і після насування арки НБК у проектне положення. Зроблено висновки щодо можливості застосування розробленого інструменту автоматизації рутинних процедур аналізу масивів даних вимірювань великого об'єму для отримання інформаційних матеріалів, необхідних для оцінки стану ядерно небезпечних скупчень, локалізованих у приміщеннях комплексу НБК-ОУ. Крім стандартних форм оформлення звітних матеріалів у вигляді графіків та таблиць, запропоновано матричну форму представлення результатів аналізу кореляцій між значеннями ЩПН (або ПЕД) з метою визначення вимірювальних каналів СКЯБ ІАСК, для яких за обраний період моніторингу характерними є однакові чи протилежні тренди щодо динаміки значень параметрів контролю. Результати прогнозу динаміки ЩПН та ПЕД із використанням установлених регресійних рівнянь динаміки перевірено шляхом порівняння даних розрахунку та вимірювань станом на 1 січня 2022 р. Зроблено висновок щодо ступеня надійності прогнозування значень ЩПН та ПЕД у приміщеннях комплексу НБК-ОУ із застосуванням розробленого ППЗ.

Вступ

У 2018 р. було розроблено програму моніторингу паливовмісних матеріалів (ПВМ) об'єкта «Укриття» [1], яка включала довготривалі організаційно-технічні заходи з моніторингу стану ПВМ за кількома

напрямами. Одним з них було здійснення контролю динаміки нейтронної активності у приміщеннях комплексу «Новий безпечний конфайнмент — об'єкт «Укриття»» Чорнобильської АЕС (далі — комплекс НБК-ОУ), а також встановлення процедур виявлення та інтерпретації аномалій у динаміці щільності по-

© М. В. Савельєв, О. В. Михайлов, Д. О. Сущенко, 2022

току нейтронів (ЩПН), пов'язаних із відхиленнями від безпечних та допустимих значень параметрів критичності. У рамках Завдання 17 Плану здійснення заходів (ПЗЗ) на об'єкті «Укриття» [2] ще до насування захисної арки НБК у проектне положення була створена інтегрована автоматизована система контролю (ІАСК), однією зі складових якої є система контролю ядерної безпеки (СКЯБ) [3]. Відповідно до стратегії ПЗЗ, СКЯБ ІАСК призначалась для своєчасного виявлення негативних тенденцій, що можуть призвести до зниження рівня ядерної безпеки об'єкта «Укриття» шляхом безперервного збору, обробки, зберігання та надання експлуатаційному персоналу даних щодо динаміки ЩПН та потужності експозиційної дози (ПЕД) γ -випромінювання в точках контролю поблизу зон скупчення ПВМ. Однак виконання цього завдання накладає вимоги не тільки на персонал комплексу НБК-ОУ, який обслуговує СКЯБ ІАСК, але й на рівень машинного аналізу даних вимірювань та їхньої візуалізації. Надійне виявлення будь-якої тенденції в поведінці того чи іншого параметра контролю ІАСК та прогнозування її подальшого розвитку потребує системного аналізу багаточисельних масивів даних, що реєструються в кожному вимірювальному каналі, проходять первинну обробку і фільтрацію з використанням прикладного програмного забезпечення (ППЗ), передбаченого розробниками апаратних засобів ІАСК. Далі потоки даних передаються на сервери для подальшого зберігання. Але для виявлення стійких трендів щодо зміни параметрів контролю цього недостатньо, необхідна математична обробка накопичених масивів за певні періоди спостережень. Якщо взяти до уваги величезні об'єми інформації у цифровому форматі, що одночасно реєструються й записуються в базу даних, для оперативного визначення рівня трендів у значеннях параметрів контролю СКЯБ за певні періоди моніторингу їхня статистична обробка неможлива без автоматизації процесів формування вибірок даних та їхнього математичного аналізу. Не менш значущим є і формування за результатами машинної обробки звітної інформації у вигляді блоків узагальнених даних (графіків і таблиць), які можна було зручно аналізувати та використовувати для оцінки змін у рівні безпеки об'єкта «Укриття». У цьому аспекті для виконання основної функції СКЯБ актуальними є автоматизація виконання рутинних процедур з аналізу масивів даних вимірювань великого об'єму і формування необхідних звітних матеріалів із застосуванням спеціалізованого ППЗ.

Метою роботи є розробка ППЗ для машинного аналізу даних вимірювань ЩПН та ПЕД, що здійснюються за допомогою СКЯБ ІАСК, та оцінка його можливостей для виконання поставлених завдань за результатами тестування.

Методичні підходи щодо створення алгоритмів обробки даних СКЯБ ІАСК комплексу НБК-ОУ

Розробка алгоритмів обробки первинних результатів вимірювань та аналізу динаміки ПЕД і ЩПН поблизу зон скупчення ПВМ у комплексі НБК-ОУ за допомогою ППЗ проводилася з метою забезпечити можливість оперативно отримувати необхідну інформацію у зручному вигляді як для візуального (якісного), так і кількісного оцінювання за обраний період часу спостережень; виявляти стійкі тенденції до зміни параметрів контролю СКЯБ упродовж певного періоду моніторингу.

Вихідним джерелом для формування репрезентативних вибірок даних були численні масиви первинних результатів вимірювань, що отримуються з кожним циклом роботи вимірювальних каналів СКЯБ (1 с), обробляються, накопичуються у пристрої зв'язку з оператором (ПЗО) та зберігаються впродовж 72 год. На наступному рівні обробки даних результати вимірювань накопичуються в пристрої збору даних СКЯБ та серверах ІАСК упродовж 1 року. З метою довгострокового зберігання даних передбачена зовнішня щодо ІАСК і «старша» з ієрархічного погляду система — інтегрована база даних (ІБДУ) об'єкта «Укриття», до якої потрапляють лише ті дані ІАСК, що мають ознаку достовірності. Для цього була створена підсистема взаємодії ІАСК з ІБДУ, яка виконує функції агрегації даних, отриманих упродовж заданого інтервалу часу (1 хв), і розраховує базові статистичні показники — середнє, максимальне, мінімальне, дисперсію. Однак для надійного виявлення будь-якої тенденції в поведінці того чи іншого параметра контролю та прогнозування її подальшого розвитку цього недостатньо.

Для дослідження динаміки ПЕД і ЩПН за вибірками даних, сформованих із записів СКЯБ, необхідно отримати набір базових числових значень параметра контролю, що відповідають обраному часу інтегрування (усереднення) і регресійному рівнянню динаміки його значення за певний період спостережень. Для виконання поставленого завдання за допомогою ППЗ було визначено такий покроковий алгоритм дій:

Крок 1. Підготовка та трансформація вихідних даних для їхньої машинної обробки.

Крок 2. Машинна обробка даних і визначення базових статистичних показників параметра контролю за обраний період спостережень.

Крок 3. Визначення максимально достовірної функції для опису поведінки часового ряду (апроксимація).

Крок 4. Комплексний аналіз (за необхідності).

Крок 5. Визначення тенденцій до зміни параметра контролю, виходячи з аналізу поведінки часового ряду (результатів апроксимації) за обраною оптимальною функцією її опису.

Після виконання вищезазначеного алгоритму для кожного з параметрів контролю за результатами машинної обробки первинних даних мав бути сформований звіт, який включав таблиці значень базових статистичних показників для відповідного періоду інтегрування та такі ілюстративні матеріали:

- гістограма щільності розподілу значень показника, що контролюється за період інтегрування;

- графік динаміки середньодобового значення параметра контролю;

- графік динаміки ковзного середнього значення параметра за тиждень контролю;

- графік тренда на тлі динаміки значення показника та регресійного рівняння.

Аналіз результатів попередніх робіт щодо вивчення динаміки ЩПН та ПЕД в окремих вимірювальних каналах СКЯБ [4, 5] надав підставу вважати, що насування арки суттєво вплинуло не тільки на умови зберігання ПВМ усередині комплексу НБК-ОУ, але, власне, і на стан матеріального середовища ядерно-небезпечних скупчень (ЯНС). Тому в рамках нашої роботи єдиний масив експериментальних даних, накопичений на серверах ІБДУ, було розділено на два: масив 1, що був сформований до насування арки в проектне положення; масив 2 як джерело інформації, отриманої в умовах зберігання ПВМ після насування арки. Такий підхід для реалізації наступного етапу аналізу даних — установлення регресійних рівнянь динаміки параметрів контролю — надавав можливість: по-перше, коректно порівняти особливості динаміки значень ЩПН та ПЕД у різних умовах зберігання ПВМ і зробити прогноз до її форми з урахуванням сталого режиму зберігання ЯНС ПВМ в умовах створеної споруди комплексу НБК-ОУ; по-друге, отримати інформацію, необхідну для верифікації результатів модельних розрахунків стану розмножувального середовища ЯНС, що виконуються паралельно з отриманням експери-

ментальних даних щодо реальних значень ПЕД та ЩПН поблизу ЯНС ПВМ в об'єкті «Укриття».

Масиви даних було піддано корегуванню шляхом фільтрації аномальних результатів вимірювань, наявність яких в основному була пов'язана із впливом на роботу вимірювальних каналів масштабних будівельних і пусконаладжувальних робіт на різних системах об'єкта «Укриття» та НБК. Упродовж 2013–2019 рр. періодично з'являлися перешкоди на контурах заземлення, проводилося вимкнення (знеструмлення) електронних блоків і корегування параметрів їхнього налаштування. Після видалення аномальних результатів вимірювань відфільтровані часові ряди розглядались як вихідні дані до реалізації наступної стадії дослідження — формування вибірок даних для визначення регресійних рівнянь динаміки параметрів контролю СКЯБ ІАСК.

Порядок пошуку кореляції між даними СКЯБ ІАСК, зареєстрованими в різних вимірювальних каналах, визначався з огляду на кінцеву мету обробки експериментальних даних, тобто перевірки висунутої гіпотези стосовно ймовірної математичної моделі досліджуваного явища та кількісної оцінки (опису) її характеристик. Для цього застосовувався відомий математичний апарат математичної статистики [6], призначений саме для того, щоб після видалення аномальних результатів на підставі оцінених характеристик вибірки даних можна було стверджувати про властивості генеральної сукупності значень параметра контролю в цілому.

Схема автоматизації алгоритмів математичної обробки даних СКЯБ ІАСК

Для автоматизації алгоритмів математичної обробки даних СКЯБ ІАСК ППЗ було написано мовою програмування Python [7] з використанням бібліотек `numpy` [8] і `pandas` [9]. Візуалізація результатів математичної обробки даних виконана з використанням бібліотеки `matplotlib` [10]. Загальна блок-схема автоматизації алгоритмів математичної обробки даних СКЯБ ІАСК (рис. 1) побудована з додержанням правил використання алгоритмічної мови ДРАКОН [11].

Результати та обговорення

Виходячи з наявної інформації, накопиченої на серверах ІБДУ до і після насування арки, за допомогою розробленого ППЗ і алгоритмів машинної обробки даних було отримано пакет звітної інформації

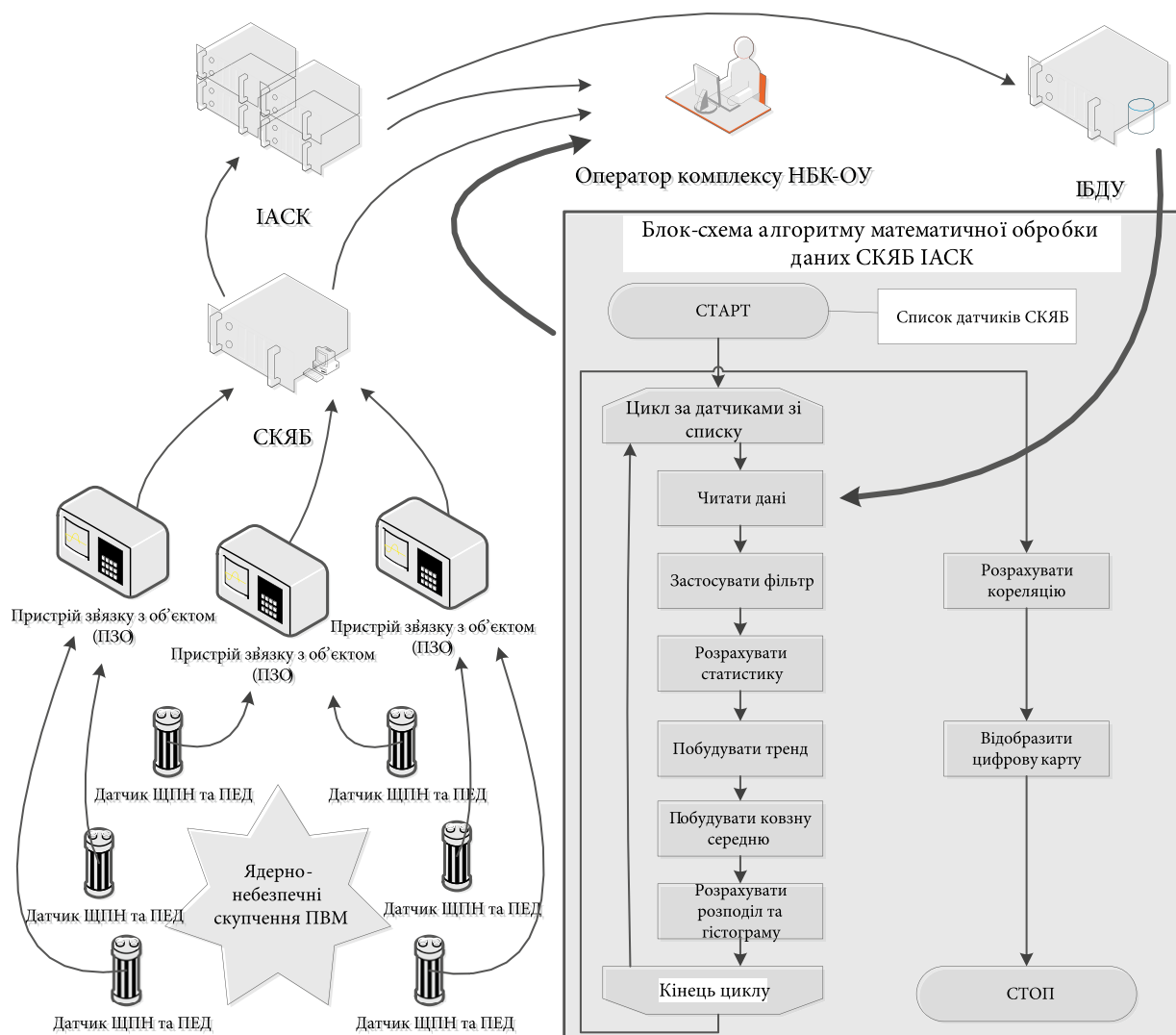


Рис. 1. Загальна схема автоматизації процесів математичної обробки даних СКЯБ IACK

щодо динаміки ПЕД і ЩПН в об'ємах, що відповідали поставленим завданням. На рис. 2–4 і в табл. 1 і 2 наведено приклади звітної інформації, отриманої для вимірювальних каналів (ВК) № 01, 02 і 06 СКЯБ. Ці точки контролю розташовані безпосередньо у приміщенні 305/2 об'єкта «Укриття», де, за даними [5], локалізовані ЯНС ПВМ. На рис. 5 подано приклад візуалізації результатів аналізу кореляцій між значеннями ЩПН, зареєстрованими одночасно в 16 ВК СКЯБ, у вигляді матриці парних коефіцієнтів кореляції (КК). Число в полі матриці є значенням установленого КК. У кольоровому варіанті надання такого типу інформації додатковим індикатором наближеності значення КК до -1 або $+1$ є насиченість синього чи червоного кольору елемента матриці. Найбільш яскравий колір є індикатором того, що кореляція існує. І, навпаки, якщо колір світлий, то кореляції

між значеннями параметра контролю у відповідних ВК немає.

Як видно з ілюстрацій, наведених на рис. 2–4, результати машинної обробки даних дозволили дослідити динаміку значень параметрів контролю і визначити її особливості в певні періоди спостережень. Рис. 4 показує, що результат апроксимації даних ілюструється в пакеті звітних матеріалів не тільки графіком тренду на тлі динаміки параметра контролю, але й аналітичним виразом рівняння регресії. Кожне рівняння може супроводжуватися величиною достовірності апроксимації (R^2), що дає змогу оцінити надійність машинної апроксимації даних і зробити висновок щодо прийнятності застосування регресійного рівняння для прогнозу значень параметра контролю на наступні роки. Результати апроксимації даних, зареєстрованих СКЯБ до насування арки,

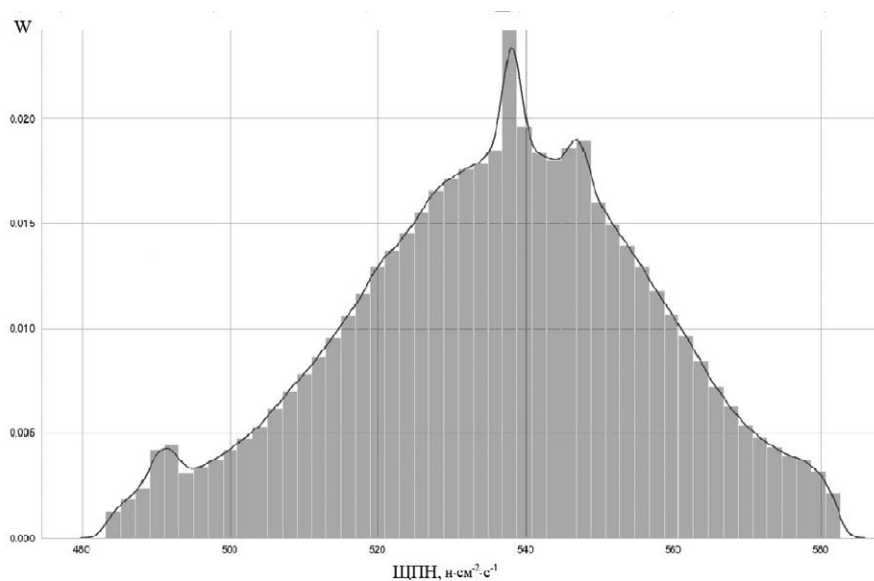


Рис. 2. Приклад відображення гістограми щільності розподілу значень ЩПН (W) за даними, зареєстрованими у ВК № 01 за період після насування арки комплексу НБК-ОУ

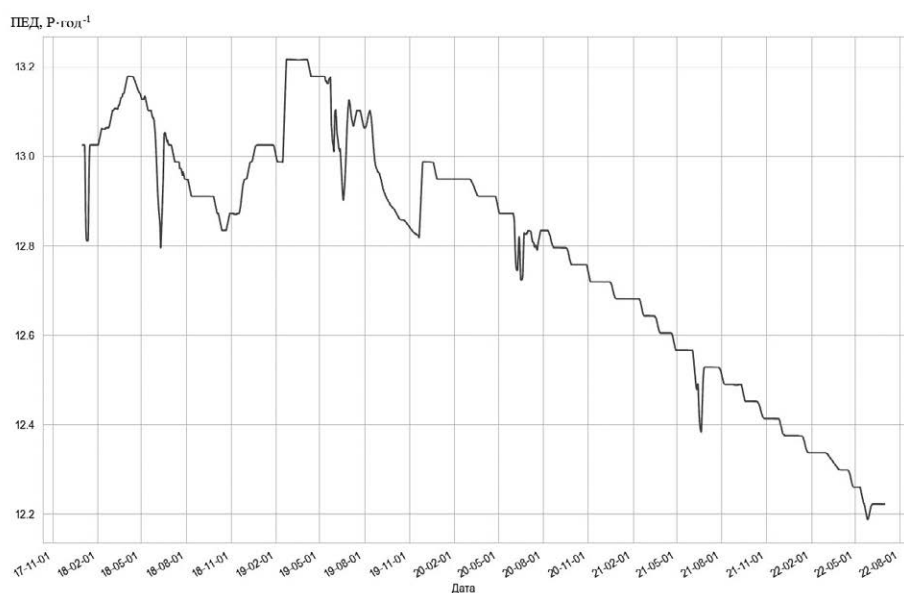


Рис. 3. Приклад відображення динаміки ковзного середньотижневого значення ПЕД за даними, зареєстрованими у ВК № 06 за період після насування арки комплексу НБК-ОУ

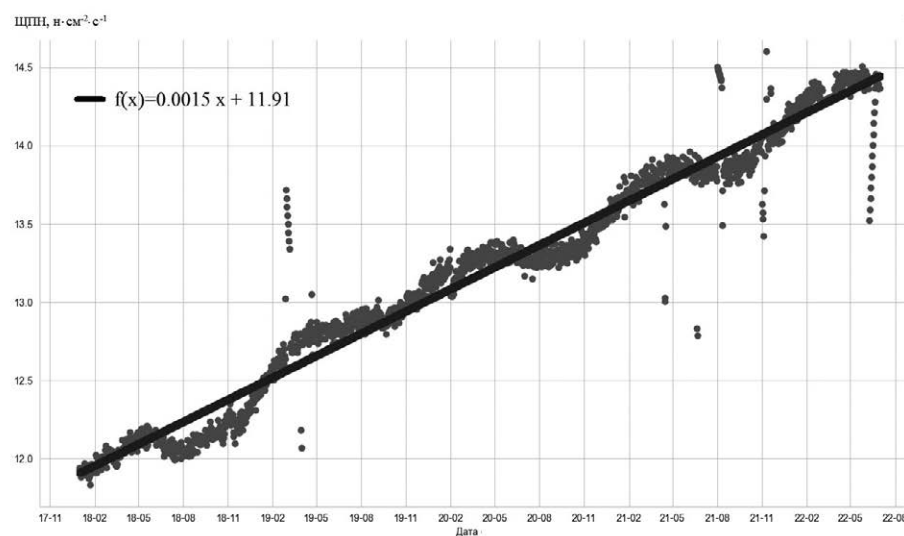


Рис. 4. Приклад відображення графіка тренду на тлі динаміки середньодобових значень ЩПН за даними, зареєстрованими у ВК № 02 за період після насування арки комплексу НБК-ОУ

Таблиця 1. Приклад надання даних щодо середньорічної статистики значення ПЕД у ВК № 01

Рік	Серед- не	Міні- мальне	Макси- мальне	Медіа- на	Стандартне відхилення
2018	318,5	315,1	321,0	318,7	1,5
2019	313,6	310,5	316,4	313,4	1,6
2020	308,0	305,2	311,1	307,8	1,7
2021	302,3	299,2	305,8	302,2	1,8

Таблиця 2. Приклад надання даних щодо середньорічної статистики значення ЩПН у ВК № 01

Рік	Серед- не	Міні- мальне	Макси- мальне	Медіа- на	Стандартне відхилення
2018	524,3	469,3	593,9	524,7	18,4
2019	533,4	443,6	616,4	534,8	19,7
2020	538,8	468,6	600,9	539,7	19,2
2021	541,1	469,4	595,6	542,6	19,0

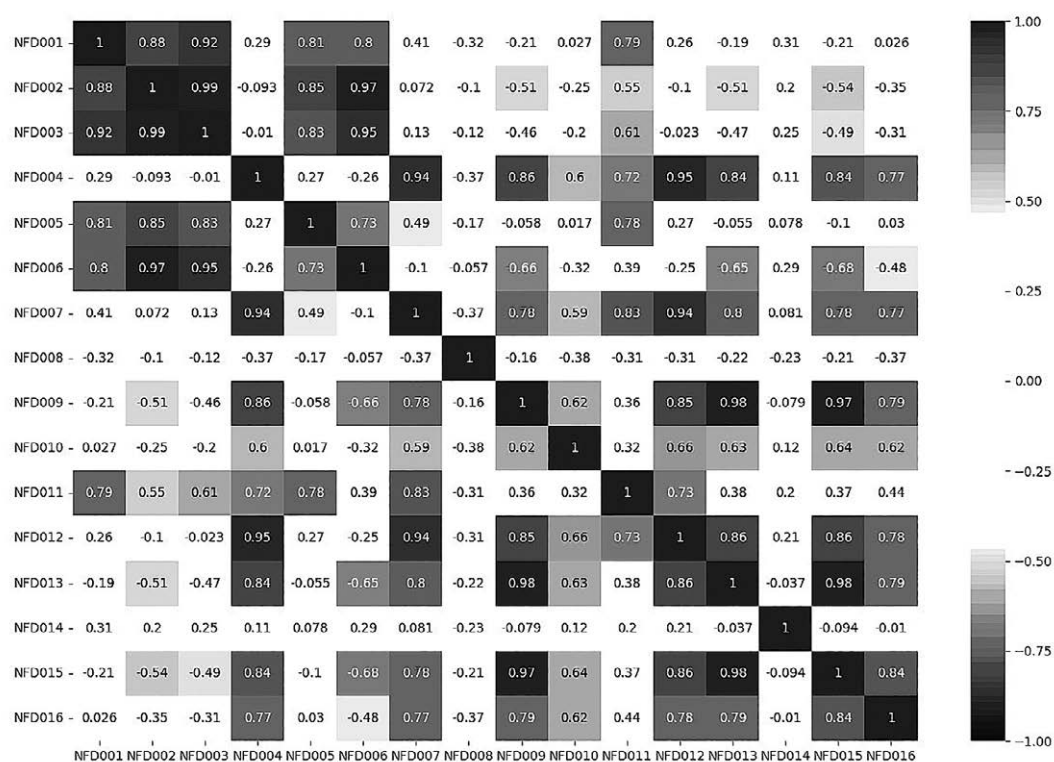
можуть мати інтерес для дослідників при порівнянні динаміки ПЕД і ЩПН в умовах існування арки з гіпотетичною ситуацією — а якби арка не була побудована взагалі. Приклад звітних матеріалів, наведений на рис. 5, достатньо показово свідчить про те, що запропонований формат подання результатів аналізу кореляцій у вигляді матриці дає змогу в одному компактному блоці інформації дати характеристику ступеня зв'язку значення параметра контролю одночасно для всіх активних вимірювальних каналів СКЯБ.

Приклад інформації, поданої на рис. 5, може свідчити про таке. По-перше, це відображення наявності або відсутності однакових трендів у динаміці значень ЩПН у різних ВК СКЯБ для обраного періоду спостережень, а також кількісна характеристика ступеня кореляції між ними. По-друге, за результатами аналізу величини КК можна дійти висновку: існує група ВК, яка характеризується наявністю стійких багаторічних тісних зв'язків між показниками ЩПН (ВК з № 01–07 на рис. 5, б). Це точки контролю ЩПН, розташовані у приміщенні 305/2 на різних висотних відмітках об'єкта «Укриття». По-третє, в окремі роки спостережень із цієї групи можуть «випадати» деякі ВК (ВК з № 04, 07 на рис. 5, а). По-четверте, наявність достатньо тісного багаторічного зв'язку між значеннями ЩПН в окремих парах ВК з № (01, 02, 03) — 16; (06, 07) — 09; (06, 07) — 16; 07–10 і 09–15 є свідченням того, що існує кореляція між ЩПН у точках контролю, розміщених у приміщенні 305/2 і суміжних приміщеннях на різних висотних відмітках.

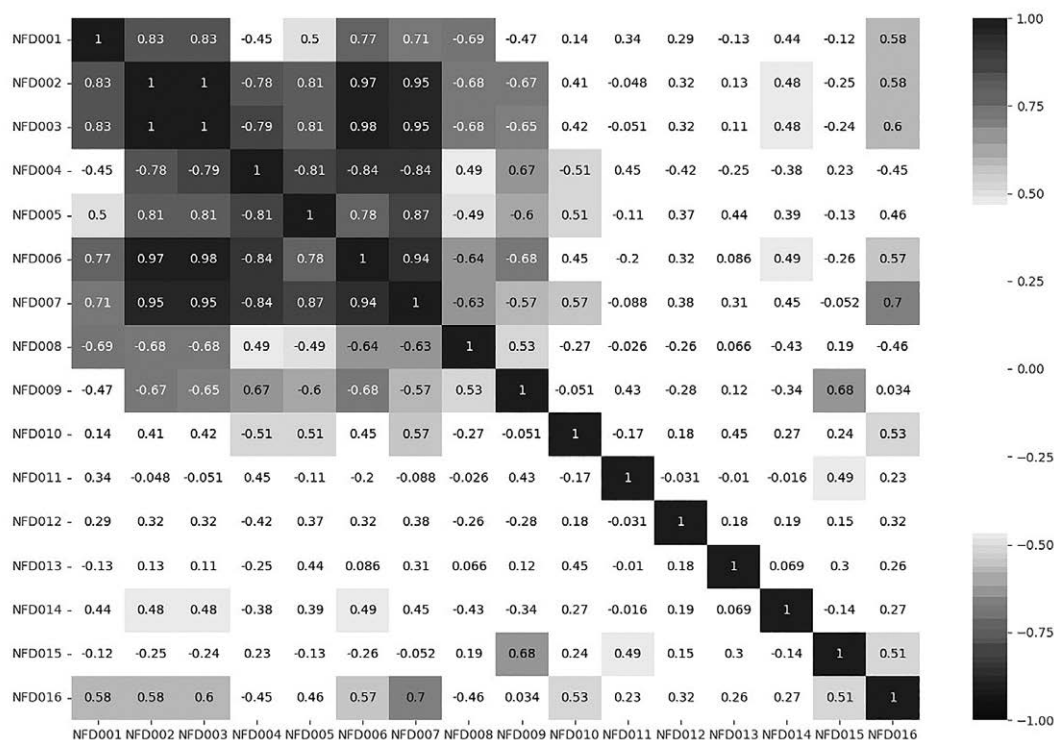
У табл. 3 наведено результати порівняння прогностичних значень ПЕД і ЩПН, оцінених за встановленими рівняннями регресії, і середньодобових значень ПЕД і ЩПН, визначених за результатами вимірювань на 1 січня 2022 р.

Таблиця 3. Результати порівняння середньодобових значень ПЕД і ЩПН, визначених за результатами машинного прогнозу та вимірювань (станом на 1 січня 2022 р.)

№ ВК	Параметр контролю	Одиниця вимірювання	Середньодобове значення параметра		Різниця,рази
			прогнозне	за результатами вимірювань	
01	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	303	299,2	0,99
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	583	550,3	0,94
02	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	48,5	48,2	0,99
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	14	14,2	1,01
03	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	24	23,85	0,99
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	83	81,9	0,99
04	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	120	121,1	1,01
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	389	383,9	0,99
05	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	179	385,4	2,14
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	4 238	2 791,5	0,66
06	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	79	38,5	0,50
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	15	12,6	0,84
07	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	0,98	0,97	0,99
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	134	135,3	1,01
08	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	115	127,7	1,11
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	38,9	40,2	1,03
09	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	1 787	1 788	1,00
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	825	852,2	1,03
10	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	171	172,4	1,01
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	330	346	1,05
11	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	66	65,6	0,99
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	86	85,3	0,99
12	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	26	26,4	1,02
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	28	27,2	0,97
13	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	2	2,06	1,00
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	7	7,3	1,02
14	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	20	20,5	1,00
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	152	145,2	0,96
15	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	28	27,9	1,00
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	238	240,9	1,01
16	ПЕД	$P \cdot \text{год}^{-1}$	79	78,8	1,00
	ЩПН	$h \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	35	36,2	1,03



a



б

Рис. 5. Приклади надання результатів машинної обробки даних СКЯБ у вигляді матриці парних коефіцієнтів кореляції між значеннями ЩПН у різних ВК: а — 2017 р.; б — 2017–2021 рр.

Як можна переконатись, дані машинного прогнозу ПЕД та ЩПН за рідкісним винятком збігаються з даними вимірювань з високим ступенем точності. Різниця в даних приблизно вдвічі виявлена для ПЕД і ЩПН лише у двох ВК, для яких достовірність апроксимації рівнянням регресії була оцінена як низька. Можна сподіватися, що в майбутньому виявлені одиничні розходження зі збільшенням тривалості часу спостережень будуть нівельовані і збіг даних прогнозу та вимірювань становитиме 100 %.

Висновки

1. Реалізація методичних підходів щодо машинної обробки численних масивів даних ПЕД та ЩПН, що реєструються в базі даних ІАСК за результатами безперервного моніторингу параметрів контролю, дозволила за допомогою розробленого ППЗ отримати пакет звітної інформації, що змістовно відображає результати аналізу динаміки ПЕД та ЩПН за обраний період спостережень у графічному та табличному вигляді.

2. Результати тестування ППЗ показали, що застосування алгоритмів машинної обробки даних дає змогу з високою точністю прогнозувати середньодобові значення ПЕД та ЩПН у вимірювальних каналах СКЯБ ІАСК. Відмічені розбіжності носять одиничний характер і можуть бути нівельовані впродовж наступних періодів спостережень.

3. Форма подання результатів аналізу кореляцій у матричному вигляді дозволяє наочно і кількісно визначити наявність або відсутність однакових трендів у динаміці ЩПН або ПЕД одночасно в усіх вимірювальних каналах СКЯБ ІАСК за обраний період контролю. Це дає змогу оперативно оцінити інтегровану картину зміни стану ПВМ за результатами зіставлення особливостей динаміки значень параметрів контролю в окремих точках контролю СКЯБ ІАСК.

Автори висловлюють подяку за допомогу під час виконання цієї роботи керівництву та співробітникам Чорнобильської АЕС, а також заступнику директора технічного (по об'єкту «Укриття») С. Кондратенку, керівнику та співробітникам цеху експлуатації об'єкта «Укриття» (НБК) С. Поплігину та В. Кузьменку, керівнику та співробітникам ВІТіОС С. Гончарову, В. Підоренку, О. Сахно, Ю. Гармаш, керівнику та співробітникам ЦТАІ В. Воробью, П. Котюху, С. Зайцю, керівнику та співробітникам відділу стратегічного планування Д. Стельмаху, С. Сверчкову, Ф. Ланських.

Список використаної літератури

1. Програма моніторингу паливовмісних матеріалів (ПВМ) ОУ (ядерна та радіаційна безпека ОУ). Погоджено Державною інспекцією ядерного регулювання України 11.07 2019 р. — ДСП «Чорнобильська АЕС». Інв. ТВ № 04 від 12.08.2019. — 72 с.
2. Shelter Implementation Plan of 31 May 1997 (Approved within the Law of Ukraine “On Ratification of the Framework Agreement between Ukraine and European Bank for Reconstruction and Development on Chornobyl Shelter Fund Operation in Ukraine”). — Brussels : TACIS, 1997. — 310 p.
3. Об'єкт «Укриття» в умовах нового безпечного конфайнмента / В. О. Краснов, А. В. Носовський, С. А. Паскевич [та ін.]; під заг. ред. А. В. Носовського. — Чорнобиль: ІПБ АЕС НАН України, 2021. — 344 с.
4. Высотский Е. Д. Динамика нейтронной активности и подкритичность ядерно-опасного скопления в условиях комплекса НБК-ОУ / Е. Д. Высотский, Р. Л. Годун, А. О. Дорошенко // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2018. — Вип. 30. — С. 78–87.
5. Высотский Е. Д. Экспертная оценка текущего уровня подкритичности скоплений топливосодержащих материалов в объекте «Укрытие» после установки нового безопасного конфайнмента / Е. Д. Высотский, К. А. Сущенко, Р. Л. Годун // Nuclear Power and the Environment. — 2020. — № 1 (16). — С. 49–56.
6. Ross S. M. Introduction to probability and statistics for engineers and scientists / S. M. Ross. — Third Edition. USA : Elsevier Academic Press, 2004. — 641 p.
7. Van Rossum G. Python reference manual / G. Van Rossum, F. L. Drake Jr. — Amsterdam: Centrum voor Wiskunde en Informatica, 1995.
8. Harris C. R. Array programming with NumPy / C. R. Harris, K. J. Millman, S. J. van der Walt, et al. // Nature. — 2020. — Vol. 585. — P. 357–362. — doi.org/10.1038/s41586-020-2649-2.
9. McKinney W. Data structures for statistical computing in python / W. McKinney // Proceedings of the 9th Python in Science Conference. — 2010. — Vol. 445. — P. 51–56.
10. Hunter J. D. Matplotlib: A 2D Graphics Environment / J. D. Hunter // Computing in Science & Engineering. — 2007. — Vol. 9, no. 3. — P. 90–95.
11. Parondzhanov V. D. Visual Syntax of the DRAKON Language / V. D. Parondzhanov // Programming and Computer Software. Official English Translation of Programirovanie. — 1995. — Vol. 21. — P. 142–153.

M. V. Saveliev, O. V. Mykhailov, D. O. Sushchenko

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

Analysis of Exposure Dose Rate and Neutron Flux Density Dynamics in the Shelter Object of the Chornobyl NPP

Application software was developed for automating the algorithms of mathematical data processing of the nuclear safety monitoring system of the integrated automated monitoring system (NSMS IAMS) of the New Safe Confinement — Shelter Object complex (NSC-SO) at the Chornobyl NPP. The developed software was tested and deployed on computing equipment at the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants. The machine analysis of the NSMS's data was carried out and results were obtained in form of general trends in the dynamics of the neutron flux density (NFD) and the γ -radiation exposure dose rate (EDR) and another graphical and tabular format. The machine analysis was performed both on the data before and after installing the Arch of NSC into the design position over the Shelter Object. Conclusions were made regarding the possibility of applying the developed tool for automating routine procedures for the analysis of multiple arrays of measurement data to obtain information necessary for assessing the state of nuclear hazardous clusters located in the NSC-SO. In addition to the standard forms of reporting materials in the form of graphs and tables, a matrix form of presenting the results of the correlation-regression analysis is proposed, which allows you to visually assess the degree of interrelationships between the values of the control parameters simultaneously in all measuring channels of the NSMS IAMS. The results of the forecast of the NFD and EDR dynamics using the established regression functions were verified by comparing the calculation and measurement data as of January 1, 2022. A conclusion was made regarding the degree of reliability of forecasting the values of the NFD and EDR in the NSC-SO using the developed software.

Keywords: Chornobyl NPP, New Safe Confinement, Shelter object, application software, neutron flux density, exposure dose rate, regression analysis.

References

1. SSE ChNPP (2019). Program of fuel-containing materials' monitoring of the SO (nuclear and radiation safety of the SO). Approved by the State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine, dated 11.07 2019. Inv. no. 04 dated 12.08.2019, 72 p. (in Ukr.)
2. Shelter Implementation Plan, dated May 31, 1997. Approved within the Law of Ukraine "On Ratification of the Framework Agreement between Ukraine and European Bank for Reconstruction and Development on Chornobyl Shelter Fund Operation in Ukraine". Brussels: TACIS, 1997, 310 p.
3. Krasnov V. O., Nosovskyi A. V., Paskevych S. A., Rudko V. M.; A. V. Nosovskyi (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.)
4. Vysotskyi Ye. D., Godun R. L., Doroshenko A. O. (2018). [The dynamics of neutron activity and subcriticality level of a nuclear-dangerous cluster in the conditions of NSC-SO complex]. *Problems of Nuclear Power Plants' Safety and of Chornobyl*, vol. 30, pp. 78–86. (in Russ.)
5. Vysotskyi Ye. D., Sushchenko K. O., Godun R. L. (2020). [Expert assessment of the current criticality level of cluster of fuel-containing materials after the New Safe Confinement installing]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 16, no. 1, pp. 49–56. (in Rus.)
6. Ross S. M. (2004). *Introduction to probability and statistics for engineers and scientists*. Third Edition. USA: Elsevier Academic Press, 641 p.
7. Van Rossum G., Drake Jr. F. L. (1995). *Python reference manual*. Amsterdam: Centrum voor Wiskunde en Informatica.
8. Harris C. R., Millman K. J., van der Walt S. J., et al. (2020). Array programming with NumPy. *Nature*, vol. 585, pp. 357–362. doi.org/10.1038/s41586-020-2649-2.
9. McKinney W. (2010). Data structures for statistical computing in python. *Proceedings of the 9th Python in Science Conference*, vol. 445, pp. 51–56.
10. Hunter J. D. (2007). Matplotlib: A 2D Graphics Environment. *Computing in Science & Engineering*, vol. 9, no. 3, pp. 90–95.
11. Parondzhanov V. D. (1995). Visual Syntax of the DRAKON Language. In: *Programming and Computer Software. Official English Translation of Programirovanie*, vol. 21, pp. 142–153.

Надійшла 03.10.2022

Received 03.10.2022

Л. І. Павловський¹, Д. В. Городецький¹, Є. А. Меньшенін¹, О. О. Одінцов¹,
Л. А. Паламар¹, О. П. Солоненко²

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

² Державне спеціалізоване підприємство «Чорнобильська АЕС», а/с 11, Славутич, 07100, Україна

Вплив герметизації контуру нового безпечного конфайнмента на поверхневе забруднення зовнішніх поверхонь покрівель об'єкта «Укриття» та оцінка можливості їхньої дезактивації

Ключові слова:

ЧАЕС,
комплекс НБК-ОУ,
нефіксоване радіоактивне
поверхневе забруднення,
суха дезактивація

Після виконання герметизації огорожувального контуру комплексу НБК-ОУ спостерігається значне накопичення пилу на зовнішніх поверхнях конструкцій у його внутрішньому об'ємі. Зокрема, ці процеси проявляються на покрівлях об'єкта «Укриття», де маса пилу наразі вже сягає величини 15 г/м². За питомою активністю, що становить до 580 кБк/кг альфа-активних, а також до 19300 кБк/кг бета-і гамма-активних нуклідів, цей пил належить до середньоактивних радіоактивних відходів. Показано високу ефективність (від 80 до 99%) застосування сухої дезактивації робочих поверхонь за допомогою промислового пилососа, що може суттєво зменшити дози опромінення робочого персоналу під час виконання робіт з демонтажу конструкцій об'єкта «Укриття» в умовах перетворення його на екологічно безпечну систему.

Вступ

До насування арки нового безпечного конфайнмента (НБК) у робоче положення та герметизації його огорожувального контуру (наприкінці 2017 р.) неорганізовані викиди з об'єкта «Укриття» у вигляді радіоактивних аерозолів (РА) більшою частиною розсіювались у навколишньому середовищі під впливом зовнішніх факторів — вітру та атмосферних опадів. Так, у роботі [1] було оцінено запаси та визначено властивості пилового забруднення в підпокрівельному просторі об'єкта «Укриття».

Наразі в замкненому об'ємі під аркою НБК на поверхнях конструкцій спостерігається осідання й накопичення значної кількості пилу, який характеризується високим вмістом радіонуклідів.

Так, порівняння сучасних даних щодо визначення поверхневого забруднення (ПЗ) радіоактивно забруд-

нених металевих конструкцій на покрівлях об'єкта «Укриття» з епізодичними даними попередніх досліджень цих ділянок (до початку дослідно-промислової експлуатації комплексу НБК-ОУ), що виконувались фахівцями Державного спеціалізованого підприємства «Чорнобильська АЕС» (ДСП «ЧАЕС»), показує збільшення щільності загального ПЗ сумою альфа- і бета-активних нуклідів у 9,3 раза, а їхньої нефіксованої форми ПЗ у 5,7 раза [2].

Таким чином, з часу герметизації внутрішнього об'єму комплексу НБУ-ОУ і по теперішній час на його внутрішніх поверхнях відбулось настільки значне накопичення суміші інертного (нерадіоактивного) і радіоактивного пилу, яке вже спостерігається візуально. Так, на рис. 1 добре помітно різницю в кольорі вертикальних і горизонтальних поверхонь пофарбованих металевих конструкцій, що є наслідком осідання значного шару пилу, переважно сірого кольору.

© Л. І. Павловський, Д. В. Городецький, Є. А. Меньшенін,
О. О. Одінцов, Л. А. Паламар, О. П. Солоненко, 2022



Рис. 1. Значне запилення горизонтальних поверхонь металоконструкцій на покрівлі об'єкта «Укриття», листопад 2021 р.

При цьому якщо на рівні нульової відмітки (підлоги) внутрішнього об'єму комплексу НБК-ОУ здійснюється регулярна дезактивація або пілозакріплення відкритих поверхонь, то на ділянках покрівель споруди об'єкта «Укриття» відбувається поступове накопичення пилу. Відповідно внаслідок будь-якого гіпотетичного механічного впливу на ці поверхні існує реальна загроза інтенсивного вторинного підйому радіоактивного пилу, що є негативним фактором з точки зору забезпечення радіаційної безпеки робочого персоналу.

Якщо всебічне дослідження параметрів РА неорганізованих викидів з об'єкта «Укриття» фахівцями Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України) відбувається постійно (наприклад, у роботі [3] наведено стан РА в умовах НБК у 2017–2020 рр.), то проблема сучасного запилення його покрівель до цього часу практично не вивчалась. Крім того, особливості цього явища, а саме незвичайно потужний шар пилу, спонукають до застосування нестандартних способів відбирання зразків ПЗ з огляду на те, що використання стандартного методу «мазків» у таких умовах не завжди є коректним.

Метою цієї роботи було визначення характеристик нефіксованого радіоактивного ПЗ зовнішньої поверхні покрівель об'єкта «Укриття» та обґрунтування способів їхньої дезактивації для запобігання додатковому внутрішньому опроміненню робітників під час виконання робіт з демонтажу будівельних конструкцій об'єкта «Укриття» для перетворення його на екологічно безпечну систему, а також прийняття адекватних рішень з радіаційного захисту.

Відбирання та аналіз зразків відбувалось у рамках виконання передпроектних досліджень радіаційної

обстановки в зонах виконання робіт (ЗВР) за договором «Демонтаж нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» ДСП «ЧАЕС» у частині «раннього» демонтажу».

Об'єкти та методи

Дослідження параметрів нефіксованого ПЗ виконувались на типових ділянках у межах ЗВР з демонтажу нестабільних будівельних конструкцій об'єкта «Укриття», що знаходяться на його покрівлях, а саме:

похилі щити-нащільники (між осями 40–52, Б — 2,5 у бік осі А, на позначках 41,000 і 43,000);

південні щити-«ключки» (між осями 40–50, Б–В, між позначками 42,400–55,848);

легка покрівля над накатом із труб (між осями 43–50, Ж–П, на позначці 63,700);

південні щити (між осями 41–50, В–Ж, між позначками 55,848–62,300);

північні щити-«ключки» (між осями 41–50, П–С, між позначками 53,450–63,920).

Дослідження виконувались в умовах особливо небезпечної радіаційної обстановки, тому з метою зменшення дози опромінення персоналу відбиралась мінімальна кількість репрезентативних зразків ПЗ у типових місцях ЗВР, що вказані вище. Таким чином, на кожній ділянці ЗВР відбирався один зразок ПЗ, який, на наш погляд, найбільш повно характеризував поточні радіаційні умови.

Вибір ЗВР для досліджень обумовлено актуальністю визначення параметрів радіоактивного ПЗ їхніх поверхонь. Адже саме на цих ділянках повинні розпочатись стартові будівельно-демонтажні роботи в рамках виконання комплексу робіт з «раннього демонтажу» — першого етапу демонтажу найбільш «проблемних» нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття», який повинен розпочатись після введення в експлуатацію НБК.

Вимірювання показників, що характеризують параметри нефіксованого ПЗ, здійснювалось відповідно до вимог діючих у ДСП «ЧАЕС» інструкцій та регламентів [4, 5].

Під час виконання досліджень було відібрано зразки нефіксованого (що знімається) радіоактивного ПЗ, в яких вимірювались такі показники:

густина потоку бета-частинок ($\beta_{\text{зн}}$), част. / (см² · хв);

густина потоку альфа-частинок ($\alpha_{\text{зн}}$), част. / (см² · хв);

щільність поверхневого забруднення (Бк/м²) окремими радіонуклідами ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ²³⁸Pu, ²³⁹⁺²⁴⁰Pu і ²⁴¹Am;

хімічний (макроелементний) склад пилу (масові %) на поверхнях конструкцій зон досліджень.

При цьому загальне радіоактивне ПЗ не вимірювалось, зважаючи на особливі радіаційні умови, якими характеризуються зони досліджень, а саме високими величинами полів гамма-випромінювання (понад 10 мЗв/год). Крім того, радіаційна обстановка була ускладнена просторовою неоднорідністю поля гамма-випромінювання внаслідок його формування чисельними потужними джерелами різної геометричної конфігурації. За таких умов коректне визначення величини загального ПЗ можливе лише шляхом лабораторного радіометричного аналізу зразка поверхні, що досліджується. Зважаючи на те, що основними матеріалами поверхонь у межах ЗВР є метал або бетон, то такий метод досліджень (за даних умов) було визначено як неприйнятний, з огляду на відносно незначну інформативність величини загального ПЗ.

Спосіб відбирання зразків нефіксованого ПЗ.

У зв'язку з високим запиленням відкритих поверхонь у зонах досліджень, вимірювання нефіксованого ПЗ шляхом застосування стандартного методу «сухих» мазків, на наш погляд, було неприйнятним і неодмінно призвело б до суттєвої похибки у вимірюваннях величини нефіксованого ПЗ.

Відповідно до зазначеного вище було прийнято рішення про модифікацію процесу відбирання зразків для визначення нефіксованого ПЗ, яке за таких умов дозволило б максимально достовірно визначити його параметри. Із цією метою з досліджуваної поверхні (площа 100 см²) повністю (у декілька проміжних етапів) видалялось різні категорії ПЗ для його подальшого лабораторного аналізу. Такий спосіб фактично є аналогом процесу експериментальної дезактивації ділянки поверхні, що досліджувалась.

Таким чином, зразки для визначення характеристик нефіксованого ПЗ відбиралися за схемою, яка включала в себе таку послідовність технологічних операцій:

установлення трафарету (платівка з картону) із стандартним отвором площею 100 см² на поверхні, що досліджувалась;

відбирання першого зразка пилу автономним міні-пилососом (режим малої потужності) на фільтруючий матеріал ФПП-15-1,5 (рис. 2 і 3);

відбирання другого зразка пилу автономним міні-пилососом (турборежим, потужність всмок-



а



б

Рис. 2. Автономний міні-пилосос (тип Mi Vacuum Cleaner mini), що використовувався для відбирання зразків нефіксованого ПЗ: а — пилосос, фільтр із тканини ФПП-15-1,5; б — пилосос у спорядженому стані, готовий до відбирання зразка пилу



Рис. 3. Відбір проби нефіксованого ПЗ із поверхні з високим запиленням за допомогою автономного міні-пилососа

тування пилу 13 кПа) на фільтруючий матеріал ФПП-15-1,5;

перший «сухий» мазок тампоном із тканини (бязь) в одному напрямку;

другий «сухий» мазок тампоном із тканини (бязь) у напрямку, перпендикулярним до попереднього;

перший «мокрый» мазок тампоном із тканини (бязь), який був змочений у 1 М розчині HNO_3 , в одному напрямку;

другий «мокрый» мазок тампоном із тканини (бязь), який був змочений у 1 М розчині HNO_3 , у напрямку, перпендикулярному до попереднього.

При цьому відбирання зразків шляхом «сухого» і «морого» мазків принципово не відрізнялись від стандартних методів, що прийняті в ДСП «ЧАЕС» [4, 5].

Відібрані зразки ПЗ (у вказаній вище послідовності) в окремих поліетиленових пакетах транспортувались для подальших радіометричного і радіохімічного аналізів, що виконувались у лабораторіях цеху радіаційної безпеки (ЦРБ) ДСП «ЧАЕС» та відділення ядерної радіаційної безпеки ІПБ АЕС НАН України (м. Чорнобиль). Далі обчислювалась загальна сума результатів аналізу кожної окремої проби (6 проб), відібраних з однієї точки, що становило від 95 до 100 % величини нефіксованого ПЗ цієї точки.

Визначення щільності потоку альфа- і бета-частинок. В усіх зразках ПЗ, що відбиралися як за

допомогою міні-пилососа (на фільтрі з матеріалу ФПП-15-1,5 діаметром 5,0 см), так і за методом мазків (на серветці з бязі), визначалась щільність потоку альфа- і бета-частинок, що віднесена до площі досліджуваних поверхонь на приладі КРК-01 у лабораторії ЦРБ ДСП «ЧАЕС» за стандартною методикою, яка прийнята в ДСП «ЧАЕС».

Гамма-спектрометричний аналіз. Активність гамма-випромінюючих нуклідів ^{137}Cs і ^{241}Am у зразках нефіксованого ПЗ визначалися за допомогою гамма-спектрометричного комплексу фірми CANBERRA, який у своєму складі має напівпровідниковий детектор GL2020R з надчистого германію, а також 16000-канальний амплітудний аналізатор імпульсів. Детектор має вікно з берилію товщиною 500 мкм. Мінімальна активність, що визначається для гамма-лінії 59 кеВ (^{241}Am), становить 0,1 Бк/зразок, а для гамма-лінії 661,6 кеВ ($^{137\text{m}}\text{Ba}$) — 0,4 Бк/зразок.

Обробка отриманих гамма-спектрів виконувалася у програмному середовищі GENIE-2000. Активність ^{241}Am у зразках, що характеризуються низьким вмістом цього нукліда, визначали альфа-спектрометричним вимірюванням після його радіохімічного виділення.

Радіохімічний аналіз. Активність ^{90}Sr , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$ і ^{241}Am визначали після озолення зразків (разом із фільтром або тканиною) при температурі 600 °С та розчинення зольного залишку у 8 М HNO_3 при температурі 95 °С.

Виділення ^{90}Sr (без носія) виконувалось методом осадження. Виділення ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$ і ^{241}Am (без носіїв) та очищення від макрокомпонентів виконувались за методикою з використанням іонообмінних смол [6].

Активність ^{90}Sr визначали після радіохімічного виділення за допомогою низькофонового бета-радіометра. Активність ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$ і ^{241}Am визначалася після радіохімічного виділення й електрохімічного осадження на диски з нержавіючої сталі за допомогою альфа-спектрометра Alpha Duo (фірма-виробник ORTEC). При цьому похибка визначення активності радіонуклідів не перевищувала 10–15 %.

Визначення елементного складу зразків пилу, відібраних у межах ділянок, що досліджувались, мало на меті визначення його походження для розробки адекватних заходів для подальшого поводження з ним.

Визначення елементного складу проб пилу виконували за допомогою енергодисперсійного рентгенофлуоресцентного спектрометра X-Supreme 8000 виробництва Oxford Instruments (Велика Британія),

що включає в себе детектор високої чутливості SDD (Silicon Drift Detector). Елементний склад частинок пилу в діапазоні елементів від натрію до урану здійснювали реєстрацією та аналізом вторинного рентгенівського випромінювання, що виникає при опроміненні матеріалу первинним рентгенівським випромінюванням. Вимірювання проводили без попередньої пробопідготовки (неруйнівний метод контролю).

Результати досліджень та їхній аналіз

Визначення величини щільності залягання маси пилу на поверхні конструкцій покрівель об'єкта «Укриття», виконане зважуванням (до 0,0001 г) відпрацьованих фільтрів пиłosоса, показало, що вона становить від 13 до 15 г/м².

При цьому аналіз елементного хімічного складу пилу свідчить, що його походження, імовірно, є наслідком виконання будівельних робіт, на що вказує характерний для будівельних матеріалів значний вміст у ньому кальцію (від 70,1 до 72,0 %), а також інших металів — заліза (від 15,4 до 21,4 %), цинку (від 0,7 до 7,5 %) тощо.

Масова частка (%) стабільних хімічних елементів у складі зразків нефіксованого радіоактивного ПЗ на покрівлях об'єкта «Укриття» (листопад 2021 р.) така: кальцій — 70,1–72,0; залізо — 15,4–21,4; цинк — 0,7–7,5; кобальт — 3,1–3,5; цирконій — 0,5–1,1; строн-

цій — 0,4–1,0; молибден — 0,6–0,7; титан — 0,1–0,4; мідь — 0,1–0,4; уран — 0,2–0,4; марганець — 0,2–0,3.

Аналіз даних табл. 1 показує, що фракція нефіксованого ПЗ, відібрана пиłosосом, становить від 60 до 95 % (середнє 85 %) від його сумарної активності. При цьому слід зауважити, що дані щодо активності цієї фракції є певною мірою заниженими через імовірну похибку методу прямої радіометрії (на приладі КРК-1). Це відбулось унаслідок екранування частини потоку альфа- і бета-частинок відносно товстим шаром пилу на фільтрі, який закладався у прилад. Відповідно такий метод визначення потребує подальшого доопрацювання, наприклад, зменшенням стандартної площі (100 см²) відбирання зразка.

За даними табл. 2, від 79 до 98 % загальної активності ПЗ видаляється за допомогою пиłosоса, що свідчить про її досить високий ступінь міграційної здатності (для вторинного пилопідйому). Це необхідно враховувати під час вибору засобів індивідуального захисту органів дихання (ЗІЗОД) під час планування робіт з демонтажу конструкцій об'єкта «Укриття» на цих ділянках, а також діяльності з експлуатації комплексу НБК-ОУ. При цьому нефіксоване ПЗ на ділянках «Похилі щити-нащільники» та «Південні щити-«ключки»» характеризується відносно меншою здатністю до вторинної міграції.

Зважаючи на той факт, що середня питома активність нефракціонованого чорнобильського ядерного палива (на 2021 р.) становить по ⁹⁰Sr — $5,2 \cdot 10^8$,

Таблиця 1. Результати досліджень густини потоку (част./(см² · хв)) бета- і альфа-частинок різних фракцій нефіксованого ПЗ у типових місцях запроєктованих зон виконання робіт на покрівлях об'єкта «Укриття» (листопад 2021 р.)

Ділянка дослідження	Тип активності	Зразок пилу, відібраний пиłosосом		«Сухий» мазок		«Мокрий» мазок (розчин 1 М HNO ₃)		Сумарна
		перший	другий	перший	другий	перший	другий	
Похилі щити-нащільники	бета-част.	510	290	11	11	54	48	920
	альфа-част.	0,8	0,8	0,1	0,1	0,2	0,4	2,0
Південні щити-«ключки»	бета-част.	115	100	43	45	31	23	355
	альфа-част.	0,5	0,5	0,2	0,2	0	0	1,4
Легка покрівля над накатом із труб	бета-част.	620	640	24	17	26	29	1 360
	альфа-част.	3,0	2,0	0	0	0	0	5,0
Південні щити	бета-част.	820	1 180	17	30	44	20	2 110
	альфа-част.	2,0	2,5	0	0	0	0	4,5
Північні щити-«ключки»	бета-част.	423	380	15	8	60	33	920
	альфа-част.	0,6	0,0	0,0	0,0	0,2	0,0	0,8

Таблиця 2. Щільність нефіксованого ПЗ (кБк/м²) окремими радіонуклідами в типових місцях запроєктованих зон виконання робіт на покрівлях об'єкта «Укриття» (листопад 2021 р.)

Ділянка дослідження	Радіонуклід	Зразок пилу, відібраний пирососом	«Сухий» і «мокрый» мазки (об'єднані)	Сумарна
Похилі щити-нащільники	¹³⁷ Cs	156,60	34,50	191,10
	⁹⁰ Sr	77,50	13,70	91,20
	²³⁸ Pu	0,72	0,13	0,85
	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	1,83	0,32	2,15
	²⁴¹ Am	5,05	0,62	5,67
Південні щити-«ключки»	¹³⁷ Cs	126,10	26,60	152,70
	⁹⁰ Sr	68,80	15,70	84,50
	²³⁸ Pu	0,60	0,16	0,76
	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	1,57	0,39	1,96
	²⁴¹ Am	3,12	0,69	3,81
Легка покрівля над накатом із труб	¹³⁷ Cs	393,30	15,90	409,20
	⁹⁰ Sr	229,00	8,90	237,90
	²³⁸ Pu	2,41	0,07	2,48
	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	5,97	0,14	6,11
	²⁴¹ Am	12,61	0,37	12,98
Південні щити	¹³⁷ Cs	454,20	17,20	471,40
	⁹⁰ Sr	309,00	11,40	320,40
	²³⁸ Pu	2,80	0,08	2,88
	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	6,89	0,22	7,11
	²⁴¹ Am	16,20	0,55	16,75
Північні щити-«ключки»	¹³⁷ Cs	263,00	24,60	287,60
	⁹⁰ Sr	172,00	20,50	192,50
	²³⁸ Pu	1,35	0,13	1,48
	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	3,42	0,35	3,77
	²⁴¹ Am	6,97	0,69	7,66

¹³⁷Cs — $6,3 \cdot 10^8$ і ²⁴¹Am — $2,6 \cdot 10^7$ Бк/г, то порівняння співвідношень указаних радіонуклідів у паливі з їхніми співвідношеннями у зразках нефіксованого ПЗ (табл. 3), показує що паливна компонента присутня на всіх ділянках ЗВР, що досліджувались. При цьому вона домінує у складі забруднення на ділянках ЗВР «Південні щити-«ключки»», «Південні щити», а також «Північні щити-«ключки»», що необхідно враховувати під час вибору ЗІЗОД.

Застосування промислового вакуумного пирососа (практичні рекомендації)

Відповідно до проекту НБК [7] передбачено застосування промислового вакуумного пирососа для

«сухої» дезактивації фрагментів нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» як перед їхнім транспортуванням на майданчик тимчасового складування, що знаходиться в межах НБК, так і до початку робіт з демонтажу. При цьому під «сухою» дезактивацією розуміють таку операцію, унаслідок якої не утворюються рідкі радіоактивні відходи (РАВ).

Зважаючи на те, що проєкт будівництва НБК виконувався протягом більше 10 років, вимоги до застосування промислових пирососів для «сухої» дезактивації потребують певної корекції з метою зменшення дози опромінення робочого персоналу, а саме:

усі пирососи повинні бути укомплектовані НЕРА-фільтрами та одноразовою ємністю (баком) для збирання пилу, що легко знімається;

Таблиця 3. Порівняння співвідношень активності радіонуклідів у нефракціонованому ядерному паливі ЧАЕС та активності радіонуклідів у зразках пилу на покрівлях об'єкта «Укриття»

Ділянка дослідження	Радіонуклід	^{137}Cs	^{90}Sr	^{241}Am
Нефракціоноване ядерне паливо ЧАЕС (2021 р.)	^{137}Cs	1	1,21	24,23
	^{90}Sr	0,83	1	20,00
	^{241}Am	0,04	0,05	1
Похилі щити-нащільники	^{137}Cs	1	2,10	33,70
	^{90}Sr	0,48	1	16,08
	^{241}Am	0,03	0,06	1
Південні щити-«ключки»	^{137}Cs	1	1,81	40,08
	^{90}Sr	0,55	1	22,18
	^{241}Am	0,03	0,05	1
Легка покрівля над накатом із труб	^{137}Cs	1	1,72	31,53
	^{90}Sr	0,58	1	18,33
	^{241}Am	0,03	0,06	1
Південні щити	^{137}Cs	1	1,47	28,14
	^{90}Sr	0,68	1	19,13
	^{241}Am	0,04	0,05	1
Північні щити-«ключки»	^{137}Cs	1	1,49	37,55
	^{90}Sr	0,67	1	25,13
	^{241}Am	0,03	0,04	1

пилососи, що будуть застосовуватись для дезактивації місць різання радіоактивно забруднених металевих конструкцій, повинні мати компактні розміри та автономне живлення від акумуляторної батареї;

пилососи, що будуть застосовуватись для дезактивації фрагментів нестабільних конструкцій перед їхнім транспортуванням на майданчик тимчасового складування, повинні мати достатню виробничу потужність для якомога більш швидкого виконання цієї операції на значних площах;

потрібно передбачити місце (контейнер для РАВ) для тимчасового зберігання використаних заповнених пилом одноразових баків пилососів.

Таким чином, застосування промислових пилососів для «сухої» дезактивації дає змогу оптимально (з найменшими дозовими навантаженнями на персонал і фінансовими витратами) видалити значну кількість середньоактивних РАВ (пилу) з поверхонь за умов мінімального об'єму твердих РАВ та відсутності рідких РАВ, що полегшує подальше поводження з ними.

Висновки

1. Після герметизації огорожувального контуру комплексу НБК-ОУ на покрівлях об'єкта «Укриття»,

що знаходяться в його внутрішньому об'ємі, відбувається інтенсивне накопичення пилу (нефіксованого радіоактивного ПЗ), яке станом на листопад 2021 р. сягало щільності покриття поверхні до 15 г/м².

2. За своїм походженням нефіксоване ПЗ покрівель об'єкта «Укриття» є наслідком осадження суміші будівельного пилу, про що свідчить значний вміст у ньому кальцію — до 72 % і важких металів — до 28 % маси, а також РА внаслідок неорганізованих викидів з об'єкта «Укриття».

3. Питома активність нефіксованого ПЗ становить до 580 кБк/кг альфа-активних, а також до 19 300 кБк/кг бета- і гамма-активних нуклідів, що дозволяє віднести пил на покрівлях об'єкта «Укриття» до середньоактивних РАВ.

4. Установлено, що застосування пилососа (потужність всмоктування пилу ≥ 13 кПа) для виконання «сухої» дезактивації поверхонь металевих конструкцій покрівель об'єкта «Укриття» дає змогу видалити від 79 до 98 % активності нефіксованого ПЗ, що може забезпечити значне покращення радіаційного стану під час виконання робіт з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття».

Список використаної літератури

1. Богатов С. А. Оценка запасов и определение свойств пылевого загрязнения в подкровельном пространстве объекта «Укрытие» / С. А. Богатов, А. А. Боровой. — Чернобыль, 2000. — 16 с. — (Препринт / НАН Украины, МНТЦ «Укрытие»; 00–2).
2. Актуальність прогнозування забруднення повітря робочої зони під час виконання демонтажних робіт в умовах експлуатації комплексу НБК-ОУ / Л. І. Павловський, Д. В. Городецький, В. В. Деренговський, Є. А. Меньшенін // Ядерна енергетика та довкілля. — 2022. — № 2 (24). — С. 54–61.
3. Radioactive aerosols within conditions of the New Safe Confinement in 2017–2020 / O. S. Lagunenkeno, V. Ye. Khan, O. K. Kalynovskyi [et al.] // Ядерна енергетика та довкілля. — 2021. — № 2 (21). — С. 88–94.
4. Инструкция по контролю за уровнем загрязнения радионуклидами рабочих поверхностей, оборудования, помещений, средств индивидуальной защиты и кожных покровов персонала 2Э-ЦРБ. — ГСП «ЧАЭС», 2016. — 14 с.
5. Регламент радиационного контроля на этапе снятия с эксплуатации ГСП ЧАЭС и поддержания в безопасном состоянии объекта «Укрытие» 45Э-РБ. — ГСП «ЧАЭС», 2017. — 135 с.
6. Ageyev V. A. Routine radiochemical method for the determination of ^{90}Sr , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am and ^{244}Cm in environmental samples / V. A. Ageyev, O. O. Odintsov, A. D. Sajeniouk // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. — 2005. — Vol. 264, No. 2. — P. 337–342.
7. SIP-N-KP-22-E06__TEN-050_01/ 99-925.100.011.OT05 Новый безопасный конфайнмент (НБК). Пусковой комплекс-1 (ПК-1). Лицензионный пакет-6 (ЛП-6). Проект. Защитное сооружение с технологическими системами жизнеобеспечения и необходимой инфраструктурой. — Т. 5. Обращение с РАО и решения по дезактивации оборудования и конструкций. — Киев, КИЭП, 2012. — 150 с.

**L. I. Pavlovskiy¹, D. V. Gorodetskiy¹,
Ye. A. Menshenin¹, O. O. Odintsov¹, L. A. Palamar¹,
O. P. Solonenko²**

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

²*State Specialized Enterprise “Chornobyl Nuclear Power
Plant”, P.O. B. 11, Slavutych, 07100, Ukraine*

The Effect of Sealing of the NSC Enclosing Perimeter on the Surface Contamination of the External Surfaces of the Shelter Object Roof and Assessment of the Possibility of Their Deactivation

After the sealing of the enclosing perimeter of the New Safe Confinement — Shelter object (NSC-SO) complex (at the end of 2017), unorganized emissions of radioactive aerosols from the Shelter object were dispersed in the environment. Currently, in the closed volume under the NSC arch, a significant amount of dust is settling and accumulating, which is characterized by a high content of radionuclides. In particular, these processes are manifested on the roofs of the Shelter object, where the mass of dust has already reached 15 g/m². At the same time, since the sealing of the containment circuit of the NSC-SO complex, the density of total surface contamination by the sum of alpha- and beta-active nuclides has increased by 9.3 times, and the non-fixed form of surface contamination has increased by 5.7 times.

According to our data, the formation of dust is the result of the deposition of a construction dust mixture, as evidenced by its significant content of calcium — up to 72 % and heavy metals — up to 28 % by mass, as well as radioactive aerosols of unorganized emissions from the SO. Currently, the activity of dust on the surface of the roof structures of the Shelter object is up to 580 kBq/kg of α -active, as well as up to 19,300 kBq/kg of beta- and gamma-active nuclides, which allows it to be classified as medium-active radioactive waste.

It was established that the use of a vacuum cleaner (dust suction power ≥ 13 kPa) for the dry decontamination of the surfaces of the metal structures of the SO roofs allows removing from 79 to 98 % of the activity of non-fixed surface pollution, which can provide a significant improvement in the radiation situation during the dismantling work of unstable constructions of the SO. At the same time, it is advisable to use autonomous models of vacuum cleaners for decontamination of places where metal structures are cut. For decontamination of large surface areas of structural fragments that will be transported to the storage site, models of vacuum cleaners with high production capacity are needed to perform this operation as quickly as possible, which will ensure a reduction in the dose of exposure to the working personnel.

Keywords: ChNPP, NSC-SO, unfixed radioactive surface contamination, dry decontamination.

References

1. Bogatov S. A., Borovoi A. A. (2000). *Otsenka zapasov i opredeleniye svoystv pylevogo zagryazneniya v podkrovel'nom prostranstve ob'yekta "Ukrytiye"* [Assessment of reserves and determination of properties of dust pollution in the under-roof space of the Shelter object]. Chornobyl, Preprint of the NAS of Ukraine, ISTC "Shelter" 00-2, 16 p. (in Rus.)
2. Pavlovskiy L. I., Gorodetskiy D. V., Derengovskiy V. V., Menshenin Ye. A. (2022). Relevance of forecasting air pollution of the working area during performance of works on fragmentation of structural elements of the NSC-SO. *Nuclear Power and Environment*, vol. 24, no. 2, pp. 54–61. (in Ukr.)
3. Lagunenکو O. S., Khan V. Ye., Kalynovskiy O. K., Lagunenکو O. S., Khan V. Ye., Bezmylov V. M., Kashpur V. O., Kovalchuk V. P., Sabenin P. V., Svirid O. A., Tkach A. V. (2021). Radioactive aerosols within conditions of the New Safe Confinement in 2017–2020. *Nuclear Power and Environment*, vol. 21, no. 2, pp. 88–94. doi.org/10.31717/2311-8253.21.2.9. (in Ukr.)
4. Instructions for monitoring the level of radionuclide contamination of working surfaces, equipment, premises, personal protective equipment and skin coverings of personnel 2E-TsRB. SSE "ChNPP", 2016, 14 p. (in Rus.)
5. Regulation of radiation control at the stage of decommissioning of the SSE "ChNPP" and maintenance of the Shelter object in a safe condition 45E-RB. SSE "ChNPP", 2017, 135 p. SSE "ChNPP". (in Rus.)
6. Ageyev V. A., Odintsov O. O., Sajeniouk A. D. (2005). Routine radiochemical method for the determination of ^{90}Sr , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am and ^{244}Cm in environmental samples. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 264, no. 2, pp. 337–342.
7. SIP-N-KP-22-E06__TEN-050_01/ 99–925.100.011.OT05 New Safe Confinement (NSC). Launch complex-1 (PK-1). License package-6 (LP-6). Draft. Protective equipment with technological life support systems and necessary infrastructure. Volume 5. Contact with RAW and solutions for deactivation of equipment and structures. Kyiv: KIEP, 2012, 150 p. (in Rus.)

Надійшла 17.11.2022

Received 17.11.2022

П. Г. Круковський, В. С. Олійник

Інститут технічної теплофізики НАН України, вул. Марії Канніст, 2а, Київ, 03057, Україна

Вибір моделей поширення радіоактивних аерозолів усередині й зовні нового безпечного конфайнмента Чорнобильської АЕС

Ключові слова:
радіоактивні аерозолі,
поширення радіації,
ЧАЕС,
моделювання,
термогазодинамічний стан

Розглядаються підходи для вирішення актуального завдання одночасного моделювання поширення радіоактивних аерозолів (РА) як усередині відносно малого об'єму нового безпечного конфайнмента (НБК) Чорнобильської АЕС за допомогою внутрішньої моделі, так і зовні в навколишнє середовище біля НБК відносно великого об'єму за допомогою зовнішньої моделі для контролю та можливості мінімізації викидів РА. Внутрішня й зовнішня моделі суттєво відрізняються, оскільки РА всередині НБК розповсюджуються конвективними потоками повітря дуже повільно й осідають на площі приблизно 0,03 км², а зовні на проммайданчику Чорнобильської АЕС інтенсивно розповсюджуються швидкими різнонаправленими вітровими потоками й осідають на значній площі приблизно 3 км². Звідси витікають суттєві відмінності у вимогах до одночасної взаємодії внутрішньої та зовнішньої моделей поширення РА в режимі реального часу. Проведено аналіз трьох основних комбінацій моделей поширення РА — тривимірні внутрішня та зовнішня CFD моделі, внутрішня CFD модель, зовнішні моделі шлейфа Гаусса або дисперсії частинок Лагранжа.

Вступ

Об'єктом дослідження є новий безпечний конфайнмент (НБК), збудований над зруйнованим реактором та об'єктом «Укриття» Чорнобильської АЕС (рис. 1), який є спорудою, що захищає населення, персонал і навколишнє середовище від радіоактивного пилу під час вилучення радіоактивних матеріалів. Для цього структурна частина НБК (див. рис. 1, поз. 1) усередині та зовні обшита двома металевими оболонками 2 та 3 для забезпечення довготривалого опору корозії протягом 100-річного терміну експлуатації шляхом підтримання показника вологості не більше 40 %.

Одночасно з цим під внутрішньою оболонкою в основному об'ємі 3 підтримується негативний тиск для запобігання виходу РА за межі НБК як через щілини та зазори між стінами НБК і будівельними

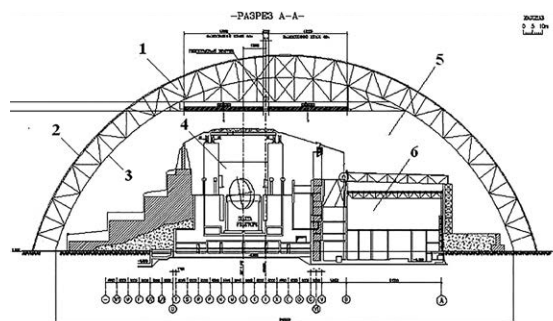
конструкціями, так і через самі оболонки, оскільки НБК не є повністю герметичним. Для цього спеціальна система вентиляції нагнітає в кільцевий простір осушене повітря, що просочується через щілини внутрішньої оболонки в основний об'єм і далі витягується через фільтри за межі НБК (так званий організований та контрольований викид). Загальна площа цих щілин внутрішньої оболонки оцінюється в 6 м². Така площа оцінена і для протічок повітря з РА в нижніх частинах стін НБК, що примикають до будівельних конструкцій без фільтрації (так званий неорганізований і неконтрольований викид). Напрямок і рівень витрат таких викидів визначається напрямком і швидкістю вітру, що обдуває НБК, а також режимом роботи системи вентиляції [1].

Слід зазначити, що контроль неорганізованих викидів повітря з РА за межі НБК можливий лише

© П. Г. Круковський, В. С. Олійник, 2022



а



б

Рис. 1. НБК (а) та схема зруйнованого реактора, об'єкт «Укриття» та НБК у поперечному перерізі (б): 1 — сталеві конструкції та кільцевий простір НБК; 2 — зовнішня оболонка; 3 — внутрішня оболонка; 4 — об'єкт «Укриття» та зруйнований реактор; 5 — основний об'єм НБК; 6 — машинний зал

шляхом моделювання газодинамічного та радіаційного стану НБК [1, 2]. Крім цього, на сьогодні стоїть важливе завдання постійного аналізу та контролю радіаційного стану не тільки всередині НБК, але одночасно й на промайданчику розміром приблизно 3×3 км біля НБК із розташованою на ньому інфраструктурою ще трьох енергоблоків та інших виробничих будівель і споруд.

Для цього розглядаються підходи одночасного моделювання поширення РА як усередині відносно малого основного об'єму НБК (мікрорівень близько $1,5$ млн м^3) за допомогою внутрішньої моделі, так і зовні в навколишнє середовище біля НБК на промайданчик Чорнобильської АЕС відносно великого об'єму (локальний рівень близько 20 км 3) за допомогою зовнішньої моделі для постійного моніторингу й можливості мінімізації викидів РА, що і є метою цієї роботи.

Внутрішня та зовнішня моделі суттєво відрізняються між собою, оскільки РА всередині НБК розповсюджуються конвективними потоками повітря дуже повільно (швидкість $0\text{--}0,3$ м/с) і значним осіданням на площі приблизно $0,03$ км 2 , а зовні біля НБК інтенсивно розповсюджуються різнонаправленими вітровими потоками (швидкість $0\text{--}15$ м/с) з меншим осіданням на значній площі приблизно 3 км 2 .

На сьогодні проведено дослідження, що фокусувались на дослідженні таких аспектів проблеми:

- 1) внутрішній — моделювання сценаріїв поширення РА всередині НБК за різних режимів роботи та виконуваних робіт з метою встановити допустиму тривалість роботи персоналу всередині [3, 4];
- 2) зовнішній — моделювання сценаріїв поширення РА за межами НБК, наприклад, вплив погодних умов на концентрацію РА в повітрі [5] або аналіз аварійних сценаріїв поширення РА на великі відстані до 1000 км [6].

Проте такі підходи окремо не вирішують проблему викидів РА за межі НБК, оскільки вони є ізольованими, а контроль та мінімізація протічків РА в навколишнє середовище за допомогою моделювання можливі лише через спряження внутрішнього й зовнішнього аспектів проблеми, що вивчається в цій роботі.

Особливості об'єкта дослідження

Щоб порівняти підходи до моделювання поширення РА, необхідно виділити основні особливості об'єкта, якими неможливо нехтувати (спростити) під час моделювання. Відповідно, якщо підхід не здатен врахувати всі особливості або не забезпечує необхідної точності розрахунку, враховуючи ці особливості, такий підхід не може бути прийнятий для моделювання поширення РА на промисловому об'єкті.

Для зручності особливості об'єкта розділені на зовнішні (навколо НБК) і внутрішні (усередині НБК). Проте основна особливість об'єкта — це обмежена взаємозалежність внутрішніх і зовнішніх процесів: зовнішні умови впливають на газодинамічні процеси всередині, які, зрештою, визначають рівень витоків РА назовні. Тому під час вибору підходу до моделювання важливо забезпечити зв'язок між зовнішньою та внутрішньою моделями.

Вимоги до моделі поширення РА зовні НБК:

- 1) низька висота джерела ($10\text{--}60$ м);
- 2) форма джерела РА — вузькі довгі щілини (ширина до $0,01$ м, довжина 250 м);
- 3) навколо НБК велика кількість споруд (до 75 м висотою);
- 4) область особливого практичного інтересу дослідження — поверхня промайданчика (3×3 км) і дахи енергетичних блоків; габарити області дослі-

дження визначаються з достатності для дослідження цих поверхонь;

5) можливість дослідження сухого осадження РА на поверхні проммайданчика;

6) складна зовнішня геометрія НБК — півциліндр із прибудовами на торцях західної і східної стін НБК;

7) нестационарні погодні умови (середній часовий масштаб змін 30 хв);

8) вхідні метеорологічні параметри, необхідні для розрахунку (температура, абсолютна вологість, швидкість і напрямок вітру);

9) просторова роздільність результатів розрахунків поля концентрації (проміжок між розрахунковими точками в просторі орієнтовно на рівні 5–10 м залежно від розмірів будівель і відстані між ними);

10) вимога до тривалості одного циклу розрахунків (проміжок між розрахунковими точками орієнтовно 1 год часу розрахунку).

Вимоги до моделі поширення РА усередині НБК:

1) середня швидкість повітря всередині 0–0,3 м/с під дією градієнта температури $\approx 0,1$ °C/м;

2) внутрішній об'єм 1,5 млн м³ (235×75×150 м, виключаючи внутрішні будівлі та об'єкт «Укриття»);

3) залежність характеру руху повітря від пори року (температурна конвекція);

4) напівгерметичний об'єм (вплив зовнішніх умов на мікроклімат усередині);

5) тиск усередині НБК менший за тиск зовні (–5...–10 Па), що мінімізує неконтрольовані витоки;

6) просторова роздільність результатів розрахунків поля концентрації (CFD-моделі з нерівномірними розмірами комірок від 0,1 м біля поверхонь теплообміну до 3–4 м у повітряному просторі основного об'єму НБК);

7) тривалість одного циклу розрахунків має дозволяти утилізацію моделі в режимі онлайн-моніторингу стану НБК для автоматизації керування системою вентиляції. Тобто швидкість моделювання має бути орієнтовно 4 год моделі / 1 год реального часу.

Також до вимог, що стосуються обох моделей, можна віднести параметри, якими моделі мають обмінюватись. Динаміка повітря всередині залежить від умов зовні (напрямку, швидкості повітря та температури), тому для внутрішнього завдання важливо передати статичний тиск, який створює повітря зовні на стінки НБК, а також вологість і температуру повітря, що потрапляє всередину через нещільності. Після цього внутрішня модель передає як параметр рівень витікання РА через нещільності в структурі НБК.

Підходи в моделюванні поширення РА

Залежно від потреб, що вирішуються дослідженням руху РА в межах певної території, класифікують 4 основні масштаби в моделюванні [7]: локальний (до 20 км від джерела), мезомасштаб (від 20 до 200 км), регіональний масштаб (200...2 000 км), трансграничний масштаб (>2 000 км). Промислові об'єкти (і НБК) відповідають локальному масштабу моделювання. Для моделювання поширення РА в закритому об'ємі (усередині НБК) цю класифікацію можна доповнити мікрорівнем — найменший масштаб моделювання руху РА для дослідження поведінки РА в обмеженому об'ємі (наприклад, у межах окремих приміщень) або для верифікації моделей поширення, що використовуються на вищих рівнях або дослідження конкретних частково ізольованих областей у межах більшої моделі, які становлять ключовий інтерес для вивчення.

Для кожного масштабу характерний свій підхід у моделюванні: типи граничних умов, моделі перенесення маси та енергії, рівень дискретизації області дослідження, моделі поширення РА тощо. У загальному випадку поле концентрації РА розраховується за допомогою тривимірного нестационарного рівняння турбулентної дифузії. Початкові та граничні умови для нього визначаються характеристиками джерела викиду, властивостями аерозолів, рельєфом місцевості та геометрією будівель в області розрахунків. Залежно від конкретного завдання рівняння може бути розв'язано аналітично для найпростіших випадків або розв'язано чисельно. У наступних розділах охарактеризовано найбільш популярні підходи до моделювання й обговорюється їхнє застосування щодо об'єкта НБК на локальному та мікрорівнях.

Реалізація моделювання поширення РА на локальному рівні. Ці моделі широко використовуються метеорологами, що дає змогу досліджувати різні сценарії викидів забруднюючих речовин за різних погодних умов. При цьому просторова або часова дискретизація можуть бути підлаштовані під конкретну проблему, хоч діапазон вибору масштабу досить обмежений. Через великий масштаб області дослідження реалізація цих моделей залежить від обчислювальних можливостей процесорів, тому на сьогодні можна виділити дві основні моделі.

1. Модель шлейфа Гаусса (Gaussian Plume Model) — досі лишається популярною моделлю, в основі якої лежить проста формула, що описує тривимірне поле концентрації РА, створене точко-

вим джерелом за стаціонарних метеорологічних умов і викидів [8]. Для оцінки концентрації забруднюючих речовин у повітрі використовується двовимірний нормальний розподіл, що зосереджений навколо головної осі потоку, що сама по собі визначається ефективною висотою джерела, швидкістю та напрямком вітру на цій висоті.

Переваги моделі шлейфа Гаусса в тому, що вона досить проста і не вимагає значних обчислювальних потужностей.

Недоліки моделі:

- лише точкові джерела та лише один розмір частинок можуть бути змодельовані за один цикл розрахунку;

- непряме врахування сухого осідання, що моделюється опосередковано шляхом зменшення потужності джерела;

- модель не призначена для дослідження густо забудованих територій, у яких змінюється поле вітру й турбулентності;

- швидкість і напрямок вітру постійні на всій ділянці моделювання.

Таким чином, використання моделі шлейфа Гаусса обмежене і вона не може застосовуватись для моделювання проблем зі щільною забудовою і низькою висотою джерела. Тому такий підхід непридатний для моделювання поширення РА навколо НБК, оскільки нездатний прямо врахувати особливості місцевості. Для моделювання поширення РА всередині будівель ця модель не призначена.

Розроблено низку моделей поширення РА, які окремо вирішують недоліки моделі шлейфа Гаусса, проте не отримали популярності. До таких можна віднести модель вищого порядку — мезомасштабну модель атмосферного перенесення LEDI [6]. Вона враховує нестаціонарність погодних умов, різні типи джерела та поверхні. Для врахування впливу турбулентності, зміни вітру з висотою і залежно від рельєфу місцевості застосовується низка емпіричних залежностей. Модель демонструє хорошу відповідність з експериментальними даними на великому масштабі області дослідження і дозволяє досліджувати сценарії перенесення забруднюючих речовин на великі відстані. Проте вона непридатна для локальних масштабів, оскільки використання усереднених емпіричних залежностей і коефіцієнтів зменшує її точність на масштабі промислових об'єктів, де великий вплив на характер поширення вітру має забудова.

2. Модель дисперсії частинок Лагранжа (Lagrangian particle dispersion model) — новий стандарт у мо-

делюванні поширення забруднюючих речовин, що прийнятий положенням Міністерства захисту довкілля Німеччини [7]: модель дисперсії частинок Лагранжа замінює раніше застосовану модель шлейфа Гаусса, яку було дозволено використовувати до кінця 2020 р.

Ця модель вирішує недоліки, що існували в моделі шлейфа Гаусса [9]. Зокрема, відмінність полягає в прямому моделюванні динаміки частинок, що генеруються джерелом, і траєкторія руху кожної залежить від взаємодії з вітром, поверхнями і навіть однієї з одною. Швидкість вітру може бути змінною, як і розміри частинок, і швидкість їхнього генерування.

Щоб отримати поле вітру та турбулентності в межах усієї області моделювання, використовується або модель примежового шару у випадку горизонтально однорідного рельєфу, або діагностична модель поля вітру TALdia в іншому випадку. Остання значно розширює область застосування та точність розрахунку під час моделювання ділянки зі складним рельєфом або забудовами. Діагностична модель поля вітру в основі має бібліотеку полів вітру для кожного класу стійкості та заданого набору напрямків вітру та турбулентності, що моделюється на основі емпіричних припущень. Під час подальшого моделювання дисперсії РА для кожного часового кроку або статистичної ситуації вибираються два найближчі попередньо обчислені поля. Вони інтерполюються таким чином, щоб швидкість і напрямок вітру інтерпольованого поля вітру відповідали заданому одному з метеорологічних вхідних файлів. Але змодельовані діагностичні поля вітру призначені не для реалістичного представлення окремих метеорологічних ситуацій, а для того, щоб дати оцінку середньої поведінки. Таким чином, такі ефекти, як зворотні течії або завихрення на підвітряній стороні будівель, або проходження в аеродинамічній трубі в орографічно структурованій місцевості, апроксимуються моделлю поля вітру. Для цього потоки в областях за будівлями або за крутим рельєфом спочатку параметризуються з реверсивним потоком як початковим полем вітру. Після застосування до цього різнонаправленого поля швидкості масово-узгодженої моделі (mass-consistent diagnostic wind model — основна модель TALdia) генеруються підвітряні вихори.

На рис. 2 ілюструється різниця в представленні поширення аерозолів у моделі шлейфа Гаусса і дисперсії частинок Лагранжа [10]. Модель шлейфа Гаусса

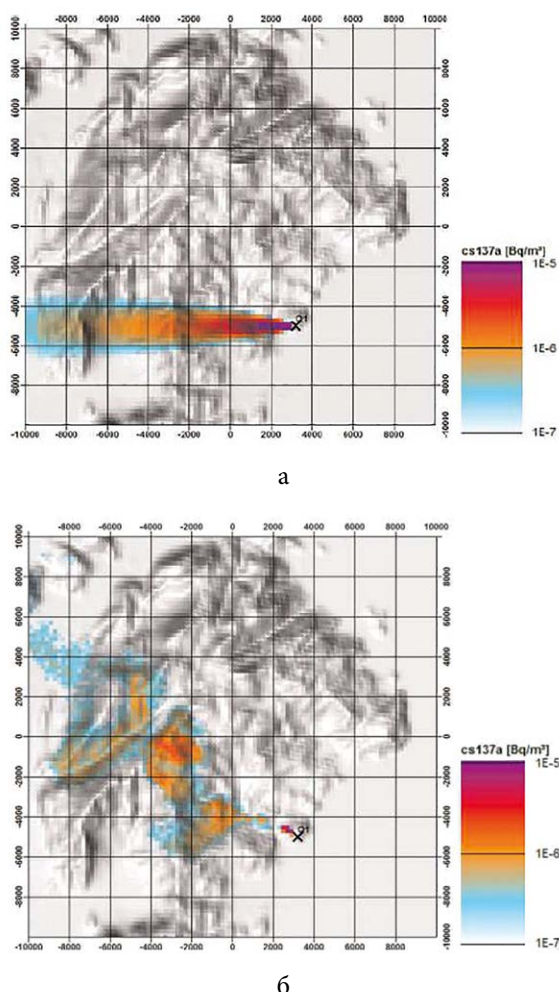


Рис. 2. Візуалізація моделювання поширення частинок у моделі шлейфа Гаусса (а) і в моделі дисперсії частинок Лагранжа (б) в орографічно структурованій місцевості [9]

не враховує зміну напрямку вітру, що значно обмежує її область застосування.

Тому модель дисперсії частинок Лагранжа є пріоритетною для моделювання поширення РА навколо НБК. Проте, як і модель шлейфа Гаусса, модель дисперсії частинок Лагранжа непридатна для моделювання поширення РА всередині будівель через відсутність характерних граничних умов (на прикладі комп'ютерної програми моделювання ARTM [9]): інтерфейсів, які б симулювали приточну вентиляцію, оболонку НБК з дрібними отворами тощо. Крім того, діагностична модель поля вітру розроблена під сценарії зовнішніх умов, для яких нехарактерне домінування вільної конвекції в русі мас повітря.

Реалізація моделювання поширення РА на мікрорівні. Обмеження діагностичної моделі поля вітру і визначають обмеження моделі дисперсії частинок Лагранжа для використання на мікрорівні або все-

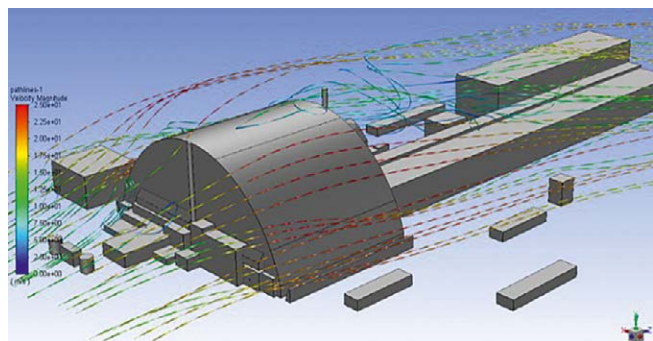
редині будівель: використання бібліотек замість прямого розв'язку рівнянь потоку не дозволить досліджувати ділянки зі складною геометрією на малому масштабі та умовами, що не подібні до метеорологічних умов на відкритому просторі.

Основна ж відмінність у моделюванні потоку в закритому об'ємі й у навколишньому середовищі — це менші градієнти швидкості, більший вплив вільної конвекції та вищий рівень взаємодії потоку з поверхнями малих характерних розмірів. Отже, така модель не може застосовуватись для дослідження поширення РА всередині НБК.

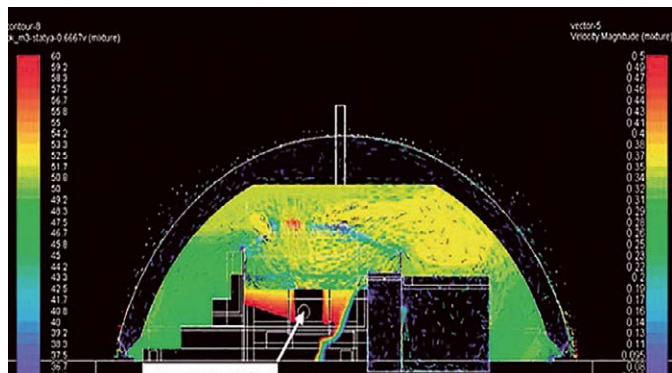
Популярним підходом моделювання поширення РА на локальному й мікрорівнях є CFD моделі, що реалізуються в пакетах моделювання (наприклад, Ansys Fluent, OpenFoam CFD тощо). Чисельний розв'язок рівнянь потоку дає достовірне поле статичного тиску на поверхні НБК, швидкості й температури вітрових потоків на будь-якому прийнятому масштабі, на основі якого можна вирішувати додані рівняння поширення РА. На відміну від розглянутих підходів моделювання поширення РА на локальних рівнях CFD моделі не реалізують повністю моделі поширення РА для окремих сценаріїв (залежно від типу поверхні, типу частинок, тепловологічного стану тощо), проте містять необхідні інструменти для реалізації конкретних моделей ресуспензії та осідання РА у вигляді багатофазних моделей перенесення.

Наприклад, ANSYS FLUENT для моделювання поширення твердих часток у повітрі пропонує модель дисперсії частинок Лагранжа або багатофазну модель species transport, в якій тверді частинки переносяться дифузійно або разом з потоком у вигляді другої фази повітря з відмінними від основної фази властивостями (густина, теплоємність, в'язкість). Застосування частинок Лагранжа краще відповідають сценарію поширення РА всередині НБК і дослідження викидів назовні через те, що враховують взаємодію зі стінками, проте потребують більших обчислювальних ресурсів, що зменшить швидкість моделювання (вимога > 4 год симуляції / 1 год реального часу). Тому перевага надається моделі species transport, доповненої рівняннями, що описують взаємодію досліджуваного типу РА зі стінками та з потоком [11, 12]. Вибір, інтеграція та верифікація достовірності моделей поширення РА становить основну проблему моделювання на мікрорівні.

Хоча використання CFD моделей для дослідження зовнішнього поширення РА можливе, воно не є доцільним:



а



б

Рис. 3. Лінії току зовні НБК і проммайданчика Чорнобильської АЕС при вітровому обтіканні (а) і типовий CFD аналіз розподілу концентрації РА всередині НБК за умов вилучення паливно-активних матеріалів зі зруйнованого реактора (б)

- 1) зовнішні розміри області дослідження значно обмежені обчислювальними потужностями;
- 2) відсутність спеціалізованих та оптимізованих модулів для розрахунку поширення РА — усі моделі поширення РА необхідно інтегрувати та верифікувати за різних погодних сценаріїв і на різних типах місцевості;
- 3) відсутність прямої інтеграції моделі з кліматичними даними місцевості.
- 4) Наведені вище висновки підтверджуються роботами [13, 14], у яких CFD моделі застосовувались для аналізу розповсюдження РА всередині НБК і лінії току повітря зовні НБК (рис. 3). Об'єднання моделей, особливо зовнішньої, не дозволяє використання їх у постійно діючому моніторингу і швидкому виборі шляхів мінімізації викидів РА внаслідок потреби значних розрахункових ресурсів.

Тому для моделювання внутрішньої задачі перевага надається CFD моделі, зовнішньої задачі — моделі дисперсії частинок Лагранжа. Щоб врахувати вплив зовнішніх умов на внутрішні процеси і резуль-

туючі викиди РА назовні, внутрішня і зовнішня моделі повинні обмінюватись між собою результатами моделювання. Послідовність обміну повинна йти від внутрішньої до зовнішньої моделі, оскільки НБК є джерелом РА, а вплив вітрового тиску на внутрішні процеси в НБК у зворотному напрямку від зовнішньої моделі.

Одним з варіантів забезпечити це є дослідження можливих розподілів тиску по поверхні НБК при різних кліматично-вітрових умовах і передача «карт тиску» у внутрішню задачу, де рівень потрапляння/витікання повітря залежить від різниці тиску зовні і всередині НБК.

У цій роботі не розглядаються моделі зосереджених параметрів (1-D), оскільки вони непридатні для незалежного дослідження як зовнішньої, так і внутрішньої задачі. 1-D моделі мають бути валідовані на моделях вищої дискретизації, якими є CFD моделі. Проте 1-D моделі є перспективними для інтеграції розроблених моделей у моніторинг стану об'єкта та автоматизації роботи обладнання підтримки мікроклімату всередині НБК на основі технології цифрових двійників [15, 16].

Висновки

1. Розглянуто три основні підходи в моделюванні поширення РА, два з яких придатні для дослідження виключно зовнішнього поширення.
 2. Виділено основні особливості НБК, що мають бути враховані під час моделювання внутрішнього й зовнішнього поширення РА.
 3. Для зовнішньої задачі модель дисперсії частинок Лагранжа задовольняє вимоги до моделі, у той час як модель шлейфа Гаусса не враховує деякі особливості об'єкта дослідження.
 4. Особливості внутрішнього моделювання НБК не дозволяють використовувати інші моделі поширення, крім CFD. У свою чергу CFD модель має бути інтегрована з моделями поширення РА (сухе осідання, ресуспензія, дифузія тощо). Проте після валідації можливий перехід на 1-D моделі, які є легшими і зручними для подальшої інтеграції в систему керування НБК.
 5. Запропоновано реалізацію зв'язку між зовнішньою і внутрішньою моделями поширення РА.
- Наступними кроками в цій роботі є вибір і верифікація математичних моделей поширення РА всередині НБК та аналіз впливу механізмів поширення РА всередині на викиди назовні.

Список використаної літератури

1. Новый безопасный конфайнмент Чернобыльской АЭС (расчетно-экспериментальный анализ при проектировании и эксплуатации): монография / П. Г. Круковский, М. А. Метель, Д. И. Скляренко [и др.]; под ред. П. Г. Круковского, В. А. Краснова, В. П. Сулимова. — Киев : ООО «Франко Пак», 2019. — 300 с.
2. Аналіз неорганізованого повітрообміну Нового Безпечного Конфайнменту з оточуючим середовищем (попередні результати моделювання за експлуатаційними даними) / П. Г. Круковський, Д. С. Скляренко, Є. В. Дядюшко, С. О. Кондратенко // 36. матеріалів V Міжнар. конф. в режимі онлайн «Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики і відновлення навколишнього середовища», INUDECО 2020 (27–29 квітня 2020 р., м. Славутич, Україна). — С. 109–117.
3. Батій В. Г. Динаміка зміни концентрації радіоактивних аерозолів під час вилучення паливовміщуючих матеріалів з об'єкта «Укриття» / В. Г. Батій, А. О. Сізов // Ядерна та радіаційна безпека. — 2015. — № 4. — С. 41–44.
4. Батій В. Г. Математическое моделирование процесса распространения радиоактивных аэрозолей внутри радиационно-опасных объектов / В. Г. Батій, В. В. Егоров, Ю. И. Рубежанский // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2007. — Вип. 7. — С. 55–61.
5. Батій В. Г. Расчет концентрации радиоактивных аэрозолей вблизи объекта «Укрытие» на основе уточненных компьютерных моделей / В. Г. Батій, В. В. Егоров, Ю. И. Рубежанский // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2006. — Вип. 4. — С. 69–75.
6. Талерко Н. Н. Прогнозирование последствий аварийных выбросов из объектов атомной энергетики с помощью мезомасштабной модели атмосферного переноса LEDI / Н. Н. Талерко, Е. К. Гаргер, А. А. Ключников // Доповіді Національної академії наук України. — 2010. — № 12. — С. 74–79.
7. The utilization of real time models as a decision aid following a large release of radionuclides into the atmosphere. IAEA-TECDOC-733. — Vienna : IAEA, 1994.
8. Zannetti P. Gaussian models / P. Zannetti // AirPollution Modeling. — Boston, MA : Springer, 1990. — P. 141–183.
9. Hanfland R. The Lagrangian Atmospheric Radionuclide Transport Model (ARTM) — development, description and sensitivity analysis / R. Hanfland, M. Pattantyús-Ábrahám, C. Richter, D. Brunner, C. Voigt // Air Quality, Atmosphere & Health. — 2022. — <https://doi.org/10.1007/s11869-022-01188-x>.
10. Richter C. State of the art atmospheric dispersion modelling: should the Gaussian plume model still be used? / C. Richter // Kerntechnik. — 2016. — Vol. 81. — P. 559–564.
11. Giardina M. A new approach for modeling dry deposition velocity of particles / M. Giardina, P. Buffa // Atmospheric Environment. — 2018. — Vol. 180. — P. 11–22.
12. Stempniewicz M. M. Comparison of several resuspension models against measured data / M. M. Stempniewicz, E. M. J. Komen // Nuclear Engineering and Design. — 2010. — Vol. 240 (6). — P. 1657–1670.
13. CFD-анализ и прогнозирование распространения радиоактивных аэрозолей при эксплуатации нового безопасного конфайнмента / М. А. Метель, П. Г. Круковский, Д. И. Скляренко, А. С. Полубинский // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2019. — Вип. 32. — С. 86–92.
14. Скляренко Д. Модель вітрового обтікання та розподілу тисків на поверхнях нового безпечного конфайнмента ЧАЕС / Д. Скляренко, П. Круковський, Є. Дядюшко // 36. матеріалів VII Міжнар. конф. «Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики і відновлення навколишнього середовища», INUDECО 2022 (26–28 квітня 2022 р., м. Славутич, Україна). — С. 89–93.
15. Цифровой двойник — CADFEM CIS // МЦД. Моделирование и цифровые двойники. — Режим доступа: <https://www.cadfem-cis.ru/service/digital-twin>.
16. CFD-модель как цифровой двойник радиационного состояния нового безопасного конфайнмента Чернобыльской АЭС / П. Г. Круковский, Е. В. Дядюшко, В. О. Гарин [и др.] // Вопросы атомной науки и техники (ВАНТ). — 2020. — № 4. — С. 54–62.

P. G. Krukovskii, V. S. Oliinyk

Institute of Technical Thermophysics of the National Academy of Sciences of Ukraine, 2a, Maria Kapnist st., Kyiv, 03057, Ukraine

Selection of Radioactive Aerosol Distribution Models Inside and Outside the New Safe Confinement of the ChNPP

The New Safe Confinement (NSC) is a facility that protects the environment from radioactive aerosols (RA) during the extraction of radioactive materials. Howev-

er, it is not able to provide complete insulation of the internal volume, therefore, to reduce the damage. It is necessary to use auxiliary means, such as ventilation, a special microclimate inside, etc., but this reduces, not eliminates RA leaks. The paper considers approaches for control and the possibility of minimizing RA emissions by simultaneous modeling of the distribution of RA both inside a relatively small volume of the NSC of the Chornobyl NPP (ChNPP) using an internal model, and in the vicinity of the NSC with the help of an external model. The internal and external models are significantly different because RA inside the NSC are distributed by convective air currents very slowly and settle on an area of approximately 0.03 km², while outside of the ChNPP industrial site they are intensively distributed by fast multidirectional wind currents and settle on a significant area of approximately 3 km².

This leads to significant differences in the requirements to internal and external models. Differences were found in such categories as parameters of RA source, topology and dimensions of simulation volume, time step for transient simulation, computation speed requirements, spatial resolution of the mesh etc. Three most popular approaches of RA distribution modeling were analyzed — three-dimensional internal and external CFD models, external models of the Gaussian plume and dispersion of Lagrangian particles. Each has an advantage in some categories and disadvantages in others, based on this trade-off, the suitability of the models is judged. Another important requirement is inside-outside models integration with the following communication scenario: outside model is to provide pressure map on the NSC exterior shell at different weather conditions; inside model is to calculate RA generation rate and distribution to holes (leaks in the NSC structure); with known RA source at the leaks, outside model assesses RA deposition on the surface of interest (industrial site).

Keywords: radioactive aerosols, radiation propagation, Chornobyl nuclear power plant, modeling, thermogasdynamical state

References

1. Krukovsky P. G., Metel M. A., Sklyarenko D. I. (2019). *Novyi bezopasnyi konfaynment Chernobyl'skoy AES (raschetno-eksperimental'nyi analiz pri proyektirovanii i ekspluatatsii)* [New Safe Confinement of the Chernobyl NPP (calculation and experimental analysis in design and operation)]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 300 p. (in Rus.)
2. Krukovsky P. G., Sklyarenko D. S., Dyadyushko Ye. V., Kondratenko S. O. (2020). Analiz neorhanizovanoho povitroobminu Novoho Bezpechnoho Konfaynmentu z otokhuyuchym seredovyschem (poperedni rezul'taty modelyuvannya za ekspluatatsiynymi danymi) [Analysis of unorganized air exchange of the New Safe Confinement with the surrounding environment (preliminary simulation results based on operational data)]. *Proceedings of the V International Conference on Nuclear Decommissioning and Environmental Recovery, INUDECO 2020 (Slavutych, Ukraine, April 27–29, 2020)*, pp. 109–117. (in Ukr.)
3. Batiy V. G., Sizov A. O. (2015). [The dynamics of changes in the concentration of radioactive aerosols during the extraction of fuel-containing materials from the Shelter object]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 4 (68), pp. 41–44. (in Ukr.)
4. Batiy V. G., Yehorov V. V., Rubezhanskiy Yu. I. (2007). [Mathematical modeling of the process of propagation of radioactive aerosols inside radiation hazardous objects]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 7, pp. 55–61. (in Rus.)
5. Batiy V. G., Yehorov V. V., Rubezhanskiy Yu. I. (2006). [Calculation of the concentration of radioactive aerosols near the Shelter object based on refined computer models]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 4, pp. 69–75. (in Rus.)
6. Talerko N. N., Garger E. K., Klyuchnikov A. A. (2010). [Prediction of the consequences of accidental releases from nuclear power facilities using the LEDI mesoscale model of atmospheric transport]. *Reports of the National Academy of Sciences of Ukraine*, vol. 12, pp. 74–79. (in Rus.)
7. The utilization of real time models as a decision aid following a large release of radionuclides into the atmosphere. IAEA-TECDOC-733. Vienna: IAEA, 1994.
8. Zannetti P. (1990). *Air Pollution Modeling*. Boston, MA: Springer, pp. 141–183.
9. Hanfland R., Pattantyús-Ábrahám M., Richter C., Brunner D., Voigt C. (2022). The Lagrangian Atmospheric Radionuclide Transport Model (ARTM) — development, description and sensitivity analysis. *Air Quality, Atmosphere & Health*. doi.org/10.1007/s11869-022-01188-x.
10. Richter C. (2016). State of the art atmospheric dispersion modelling: should the Gaussian plume model still be used? *Kerntechnik*, vol. 81, pp. 559–564.
11. Giardina M., Buffa P. (2018). A new approach for modeling dry deposition velocity of particles. *Atmospheric Environment*, vol. 180, pp. 11–22.

12. Stempniewicz M. M., Komen E. M. J. (2018). Comparison of several resuspension models against measured data. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 240 (6), pp. 1657–1670.
13. Metel M., Krukovskyi P. (2019). [CFD analysis and prediction of the spread of radioactive aerosols during the operation of a New Safe Confinement]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 32, pp. 86–92. (in Rus.)
14. Sklyarenko D. (2022). [Model of wind flow and pressure distribution on the surfaces of the New Safe Confinement of the ChNPP]. *Proceedings of the VII International Conference on Nuclear Decommissioning and Environmental Recovery, INUDECO 2022 (Slavutych, Ukraine, April 26–28, 2020)*, pp. 89–93. (in Ukr.)
15. [Modeling and digital twins]. CADFEM CIS. Available at: <https://www.cadfem-cis.ru/service/digital-twin>. (in Rus.)
16. Krukovskyi P. (2020). [CFD-model as a digital twin of the radiation state of the New Safe Confinement of the Chornobyl NPP]. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 4, pp. 54–62. (in Rus.)

Надійшла 06.10.2022

Received 06.10.2022

В. К. Шинкаренко, М. М. Талерко

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

До питання про основні напрямки повітряної міграції ^{137}Cs у зоні відчуження

Ключові слова:

об'єкт «Укриття»,
об'ємна активність ^{137}Cs у повітрі,
лісові пожежі

Проведено ретроспективні дослідження внеску викидів з об'єкта «Укриття» у формування радіоаерозольної обстановки в зоні відчуження до спорудження нового безпечного конфайнмента. Запропоновано алгоритм оцінки середньої об'ємної активності ^{137}Cs у повітрі залежно від напрямків вітру на основі даних про активність повітряних фільтрів, експонованих у системі АСКРС. Установлено, що переважні внески в надходження радіоактивних аерозолів у кожному з шести вибраних населених пунктів у 1992–1995 рр. давали вітри північної групи. Виявлено, що достовірне перенесення високих активностей далеко не завжди збігалось з напрямком вітру з боку Чорнобильської АЕС. За відсутності достовірних кореляцій між швидкостями вітру та значеннями об'ємної активності ^{137}Cs у повітрі та за наявності розвиненої рослинності під час періодів максимальної активності зроблено висновок про незначний внесок процесів вітрової ресуспензії у формування радіоаерозольної обстановки на території зони відчуження. Висловлено припущення, що найбільш вагомий внесок у радіоактивне забруднення повітря цієї зони дають лісові пожежі.

Вступ

Проблема радіоактивних аерозолів (РА) у планетарному масштабі вперше постала у зв'язку з випробуваннями ядерної зброї. Актуальність їхніх досліджень стала беззаперечною після аварії на Чорнобильській атомній електростанції (ЧАЕС), коли в атмосферу було викинуто близько 3–4 % радіоактивних продуктів поділу, напрацьованих за три роки роботи реактора 4-го енергоблока [1]. Аварія, що сталася пізніше на АЕС «Фукусіма-1», підтвердила тезу про те, що ймовірність появи «свіжих» РА існуватиме доки існуватиме ядерна енергетика.

Під час цих аварій були сформовані радіоактивні сліди та локальні плями, що виступають у ролі нових джерел РА. За рахунок ресуспензії [2] вони включаються до процесів кругообігу радіонуклідів у навко-

лишньому середовищі, що становить значну небезпеку через руйнівний вплив іонізуючого випромінювання на живі організми. Так, після закінчення первинної фази Чорнобильської аварії продовжували діяти такі джерела РА, як природний вітровий підйом пилових частинок із забрудненої підстильної поверхні землі, антропогенне забруднення за рахунок підйому пилу із забруднених доріг, будівельних майданчиків, забруднення за рахунок лісових пожеж та постійної емісії з об'єкта «Укриття» [2, 3]. Зрозуміло, що внесок кожного з цих механізмів у формування аерозольної ситуації в зоні відчуження (ЗВ) безперервно змінюється залежно від метеорологічних умов (швидкості та напрямки вітру, наявності снігового покриву, вологості ґрунту тощо), виду, інтенсивності та місця проведення робіт.

Зниженню рівня ресуспензії у ЗВ на ранній фазі існування випадіння сприяло глибоке переорювання

© В. К. Шинкаренко, М. М. Талерко, 2022

грунту, припинення сільськогосподарських робіт та формування рослинного покриву. Наявність рослин (трава, чагарники) суттєво знижує приземну швидкість вітру, а відтак і величину вітрової ресуспензії.

Складним і недостатньо вивченим є процес генерації РА під час пожеж на забрудненій території. Відзначимо, що пожежі у ЗВ трапляються регулярно, за статистикою 10–15 випадків щорічно, переважно в літній час [4]. Лісові пожежі на забруднених радіонуклідами територіях особливо небезпечні, оскільки поряд з основними негативними факторами лісової пожежі має місце також і радіаційний фактор. Питання профілактики та ліквідації пожеж загострилося після аварії на ЧАЕС, унаслідок якої забрудненими радіонуклідами виявилось понад 4 млн га земель лісового фонду Білорусі, України та Росії. У публікаціях [5–8], присвячених проблемам лісових пожеж у зонах радіоактивного забруднення, особлива увага приділяється повітряному перенесенню забруднюючих речовин та їхньому впливу на здоров'я людини, указується на достовірне збільшення об'ємної активності довгоживучих радіонуклідів у повітрі в літні місяці [8]. Протягом пожежонебезпечного сезону ризик виникнення лісових пожеж багаторазово зростає [6].

Для розуміння процесів міграції РА як усередині ЗВ, так і поза нею важливо знати напрямки основних потоків РА. Визначення їх ускладнено тим, що за час накопичення активності на фільтрі пробовідбірника, а це, як правило, кілька діб, вітер може неодноразово змінити напрямок. Обійти це ускладнення можна за допомогою статистичних методів для роботи з векторними величинами [9, 10]. У роботі [10] була зроблена спроба проведення кореляційного аналізу середніх за час експозиції напрямків вітрів з активностями відповідних фільтрів. Тут потрібно відзначити, що під час процедури усереднення втрачається значна частина метеорологічної інформації, крім того використання усереднених напрямків вітрів не завжди коректне, особливо у випадку сильної мінливості вітру під час експозиції повітряного фільтра.

Метою роботи є дослідження динаміки забруднення приземного шару атмосфери РА в ЗВ та виявлення основних напрямків поширення таких аерозолів.

Матеріали дослідження, експериментальна частина

Відомо, що після спорудження нового безпечного конфайнмента (НБК) спостерігається різке зниження надходжень РА з об'єкта «Укриття» [10–

12]. З огляду на це для дослідження внеску викидів з об'єкта «Укриття» на формування радіоаерозольної обстановки в ЗВ були проведені ретроспективні дослідження за результатами вимірювань автоматичної системи контролю радіаційної ситуації (АСКРС) за 1992–1995 рр. для 6 пунктів: Бенівка, Дитятки, Зелений Мис (Страховісся), Машеве, Старосілля, Чистогалівка. Положення цих пунктів по-різному орієнтоване відносно положення ЧАЕС (рис. 1). У кожному з пунктів за допомогою фільтровентиляційних установок (ФВУ) проводились регулярні експозиції повітряних фільтрів (як правило 2–3 рази на місяць, іноді частіше), час експозиції — від кількох годин до кількох діб. Середня продуктивність ФВУ близько 1 000 м³/год. Дані включали в себе резуль-

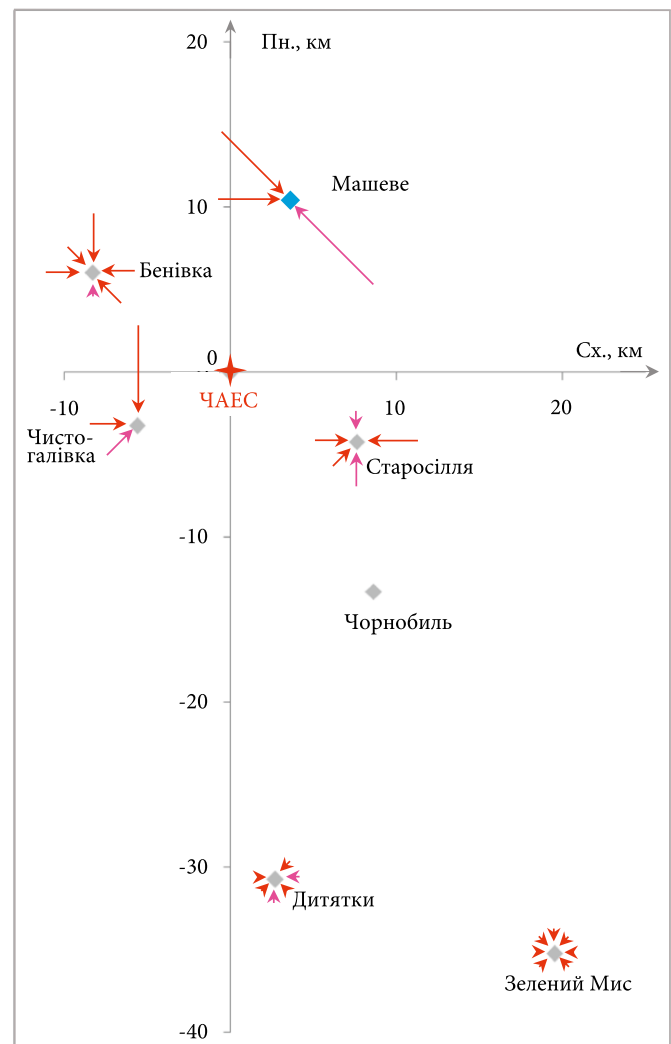


Рис. 1. Схема розташування пунктів спостережень. Величини стрілок пропорційні середній об'ємній активності ¹³⁷Cs у повітрі, див. нижче. Місця розташування ЧАЕС та м. Чорнобиль наведені для орієнтації

тати вимірювань об'ємної активності ^{137}Cs у повітрі, час експозиції фільтрів, прокачаний об'єм повітря. На жаль, дані про точний час початку і закінчення експозиції фільтрів були відсутні. У зв'язку з цим початком вимірювань вважали 12-ту годину дня вказаної доби, годину закінчення експозиції визначали, враховуючи її тривалість.

Поряд з даними АСКРС були враховані дані метеорологічної станції в м. Чорнобиль Гідрометеорологічної служби України. Визначались середні значення швидкості та напрямку вітру протягом тригодинних інтервалів 8 разів на добу.

Основні статистичні характеристики об'ємної активності ^{137}Cs у повітрі вказаних пунктів наведено в табл. 1. Для кожного з пунктів відбору характерні суттєві відмінності середніх та медіанних значень об'ємної активності, що свідчить про відмінний від нормального розподіл та наявність «викидів», нехарактерних для вибірки занадто великих значень, оскільки середні значно більше медіан.

Знаходження середньої питомої активності ^{137}Cs у повітрі вітрів різних румбів

Як уже було зазначено вище, визначення напрямків переважного перенесення РА та оцінка усередненої за часом об'ємної активності радіонуклідів

у повітрі за даними вимірювань активності аерозольних фільтрів ускладнено тим, що накопичення аерозольних часток на повітряному фільтрі відбувається за тривалий період, протягом якого напрямок вітру не залишається постійним. Нижче ми пропонуємо алгоритм проведення такої оцінки, що дає змогу обійти це ускладнення.

Насамперед проведемо ранжування усереднених для кожного з тригодинних інтервалів напрямків (азимутів) вітру по румбах, румбам присвоїмо відповідні номери згідно з табл. 2.

Розглянемо один окремий випадок вимірювання питомої активності радіонукліда, у нашому випадку ^{137}Cs у повітрі. Протягом часу експозиції $t_{\text{експ}}$ ФВУ прокачує певний об'єм повітря Q , при цьому на фільтрі накопичується активність A_f . Відповідно одержано об'ємну активність $A_{\text{об}} = A_f/Q$. Кожну з експозицій повітряних фільтрів будемо характеризувати набором румбів, діючих під час експозиції вітрів. Скориставшись таблицею метеоданих, підрахуємо для кожної окремо взятої експозиції число вітрів кожного з румбів n_i , де i — номер відповідного румба. Тобто кожній з експозицій поставимо у відповідність набір з 8 чисел, що відповідають набору діючих вітрів (деякі з цих чисел можуть бути нулями).

Знехтуємо змінами питомої активності ^{137}Cs у повітрі для вітрів кожного з румбів протягом часу експози-

Таблиця 1. Статистичні характеристики об'ємної активності ^{137}Cs (мкБк/м³) у повітрі пунктів відбору проб

Пункт відбору	Число вимірювань	Середнє	Нижній квартиль ¹	Медіана	Верхній квартиль	П-95 ²	Мінімум	Максимум
Бенівка	87	354,9	25,16	59,2	136,9	962	2,8	9250
Дитятки	96	69,1	11,47	23,9	51,8	214,6	1,96	1554
Зелений Мис	103	41,1	11,47	21,8	44,4	133,2	2,18	336,7
Машеве	65	194,6	48,1	114,7	199,8	666	6,66	1258
Старосілля	81	83,1	25,9	51,8	103,6	273,8	6,29	555
Чистоголівка	98	299,7	40,7	85,1	192,4	1628	7,4	4810

Таблиця 2. Номери румбів та відповідні азимутальні кути

Параметр	Румби вітрів							
	N	NE	E	SE	S	SW	W	NW
Номер румба, i	1	2	3	4	5	6	7	8
Азимутальні кути, град	[337,5, 22,5]	[22,5, 67,5]	[67,5, 112,5]	[112,5, 157,5]	[157,5, 202,5]	[202,5, 247,5]	[247,5, 292,5]	[292,5, 337,5]

¹ Квартиль — значення, нижче якого лежить частина вибірки чи розподілу ймовірностей випадкової величини, кратна одній чверті (нуль, чверть, половина, три чверті чи одиниця). Нижній квартиль відділяє перші 25 % значень упорядкованої по зростанню вибірки, відповідно медіана 50 %, верхній квартиль 75 %.

² 95-й перцентиль, відсікає 95 % упорядкованої вибірки.

ції фільтра, тобто будемо вважати, що питома активність у повітрі для вітрів даного румба є постійною протягом цього часу. Позначимо шукану питому активність у повітрі за наявності вітру i -го румба через a_i . Відповідно така ж питома активність a_i буде на вході пробовідбірника ФВУ протягом дії вітру даного румба. При цьому на фільтрі за час t_i буде відкладено активність A_i :

$$A_i = a_i \cdot t_i \cdot W = a_i \cdot \Delta t \cdot n_i \cdot W, \quad (1)$$

де t_i — час дії вітрів даного румба; Δt — інтервал часу між вимірюваннями напрямку вітру; n_i — число інтервалів, протягом яких діяли вітри даного румба; W — продуктивність прокачування повітря через ФВУ. У першому наближенні будемо вважати W сталою для цієї установки.

Знайдемо суму внесків вітрів (1) усіх румбів в активність A_f на фільтрі

$$\sum_{i=1}^8 A_i = A_f = \sum_{i=1}^8 a_i \cdot \Delta t \cdot n_i \cdot W = \Delta t \cdot W \cdot \sum_{i=1}^8 a_i \cdot n_i. \quad (2)$$

Звідки

$$\begin{aligned} \sum_{i=1}^8 a_i \cdot n_i &= \frac{A_f}{\Delta t \cdot W} = \frac{A_{\text{обт}} \cdot t_{\text{експ}} \cdot W}{\Delta t \cdot W} = \\ &= \frac{A_{\text{об}} \cdot \Delta t \cdot W \cdot \sum_{i=1}^8 n_i}{\Delta t \cdot W} = A_{\text{об}} \cdot \sum_{i=1}^8 n_i. \end{aligned} \quad (3)$$

Отже, для кожної експозиції фільтрів ФВУ в загальному випадку маємо рівняння з восьми невідомими об'ємними активностями a_i вітрів різних румбів. Відповідно для N вимірювань у цьому пункті отри-

муємо систему з N рівнянь, наближений розв'язок якої дає значення a_i — усереднених протягом виконання вимірювань об'ємної активності ^{137}Cs у повітрі для кожного з румбів. Знаходження наближених розв'язків систем рівнянь проводили в середовищі пакету *Statistica-6* користуючись методом Левенберга–Марквардта. Крім знаходження значень a_i , метод дає змогу також оцінити рівень достовірності отриманих коефіцієнтів, тобто визначає рівень їхньої надійності.

Одержані середні значення об'ємної активності наведено в табл. 3. Значення об'ємної активності з рівнем достовірності $p > 0,95$ виділено жирним шрифтом, для $0,9 < p < 0,95$ використано звичайний шрифт, а для $p < 0,9$ — сірий. Нижче дрібним похилим шрифтом наведено відповідні значення рівня достовірності. Значення активності з рівнем достовірності $p < 0,5$ опущено. Фоном відмічено напрямки вітру з ЧАЕС до цього пункту.

З табл. 3 бачимо, що для всіх пунктів спостережень вітри північної групи спрямування характеризуються надходженням повітря з максимально високими рівнями об'ємної активності ^{137}Cs . Відзначимо, що для деяких пунктів (Бенівка, Дитятки, Машево) напрямки з максимально високими рівнями об'ємної активності не збігаються з напрямком вітрів з боку ЧАЕС.

Необхідно зауважити, що реальний процес накопичення активності на фільтрі більш складний. Крім розглянутого перенесення з вітром наявні також потужні випадкові чинники антропогенного характеру, обумовлені проведенням деяких видів робіт, рухом автотранспорту, а також лісовими пожежами. Викликані ними значні підвищення активності на фільтрах ФВУ здатні дати вагомий внесок у середню питому

Таблиця 3. Середні значення об'ємної активності (мкБк/м³) для вітрів різних румбів

Пункт спостереження	Румби вітрів							
	N	NE	E	SE	S	SW	W	NW
Бенівка		373		82			60	181
		0,99		0,58			0,57	0,93
Дитятки	54			44			19	84
	0,83			0,81			0,57	0,98
Зелений Мис		50				29	22	77
		0,97				0,88	0,91	1,00
Машево		533			172	144	159	204
		1,00			0,61	0,60	0,80	0,83
Старосілля		63	29		65	41	123	135
		0,72	0,57		0,76	0,64	1,00	1,00
Чистогалівка	114	269		93			58	318
	0,74	0,96		0,72			0,70	1,00

активність напрямку того вітру, з яким збігся по часу цей викид. Звичайно, екстремальні значення досить легко виключити з розгляду, але питання про визначення граничного рівня, вище якого починаються власне викиди, залишається відкритим. Проте величина цього рівня залежить також і від мети проведення дослідження. Так, обумовлені лісовими пожежами значення $A_{\text{об}}$ слід виключати з розгляду як викиди при дослідженні РА в пунктах спостережень за звичайних умов, але вони ж будуть предметом аналізу при вивченні впливу лісових пожеж на забрудненість повітря.

З'ясуємо, як змінюються напрямки перенесення для одного й того ж пункту спостереження залежно від зареєстрованої об'ємної активності. Для цього дані по цьому пункту розташуємо в порядку зростання об'ємної активності й розіб'ємо їх на чотири групи згідно із значеннями квантилів цієї величини. До першої групи ввійде чверть даних з найменшими активностями (0–25 %), до другої — з активностями, що містяться між 25 і 50 % даних, до третьої — між 50 і 75 %, до четвертої — між 75 і 95 %. (Рівні відповідних квантилів та 95-х процентилів для кожного з пунктів наведено в табл. 1.) Дані

Таблиця 4. Середні значення об'ємної активності ^{137}Cs (мкБк/м³) для вітрів різних румбів залежно від рівня зареєстрованої об'ємної активності

Пункт спостереження	Група	Напрямки вітру, румби							
		N	NE	E	SE	S	SW	W	NW
Бенівка	0		373		82			60	181
	1	27	31			11		23	15
	2	76		52	53	19	17	53	40
	3	68	173	78	93		202	59	135
	4			565				547	
Дитятки	0	54			44			19	84
	1		8	9		8	5	14	
	2	19	22	21	15	21	17	14	19
	3	65		23	26	75		41	27
	4	302		225	274	138			79
Зелений Мис	0		50				29	22	77
	1		11	5	11			7	24
	2	20	20	15	21		18	13	21
	3	13	67			46	35	35	29
	4		82	89			138	28	141
Машеве	0		533			172	144	159	204
	1		80	33		61		67	
	2			45	173		68	97	137
	3	293			210	280	76	237	
	4		598					662	392
Старосілля	0		63	29		65	41	123	135
	1	21		16	10	10	32		13
	2	29	48	78		53	39	52	
	3	59	41	130	60		113	47	93
	4	106	307			279	73	242	
Чистоголівка	0	114	269		93			58	318
	1	27	83	19	23		23	28	
	2	136	27	34	67	42	57	57	46
	3	199	92	132	143	176	253	49	169
	4	456		652		513	442		223

з найбільшими значеннями активності між 95 і 100 % відкинемо³ як екстремальні викиди. Далі їх розглянемо окремо. Для порівняння наведено дані без поділу на групи з табл. 3, їх позначено як група нуль. Середні значення об'ємної активності для вітрів різних румбів по кожній з таких груп наведено в табл. 4. Градації до-

стовірностей наведених значень позначено кольором та розміром кеглю $p > 0,95$, $0,9 < p < 0,95$, $p < 0,9$, значення з достовірностями нижче 0,5 опущено. Фоном відмічено напрямки вітру з ЧАЕС до цього пункту.

З даних табл. 4 бачимо, що в одному й тому ж пункті переважні напрямки перенесення для вітрів різ-

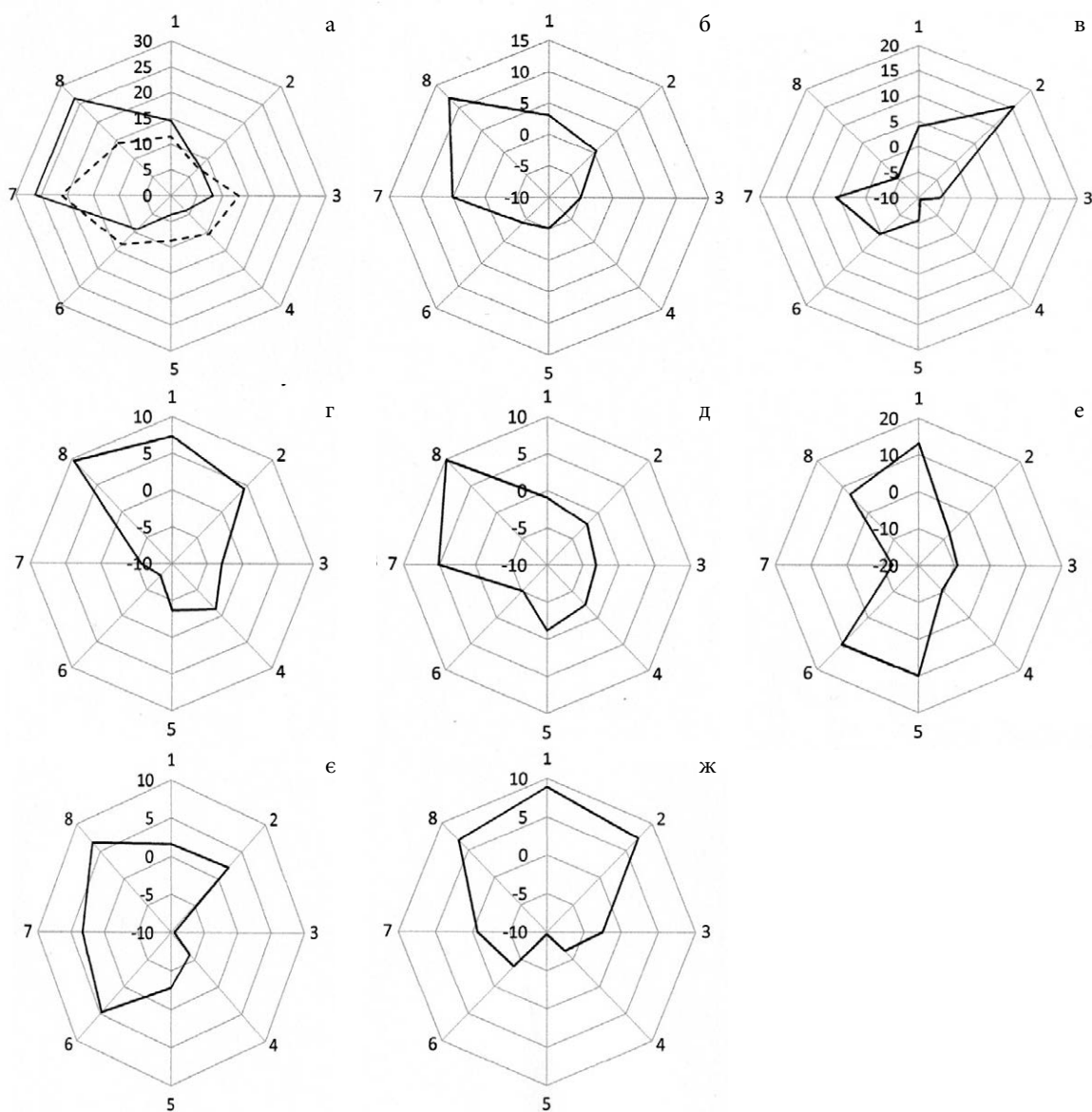


Рис. 2. Рози вітрів для відкинутих 5 % максимальних значень об'ємної активності:
а — пунктирна лінія — роза вітрів для всіх вимірів, суцільна — для відкинутих викидів;
б — диференціальна роза вітрів для всіх пунктів вимірювань. Диференціальні співвідношення для кожного з пунктів спостережень: в — Бенівка, г — Дитятки, д — Зелений Мис (Страхолісся), е — Машеве, ж — Старосілля, ж — Чистогалівка

³ У разі відхилення розподілу від нормального закону середнє значення використовувати некоректно, оскільки воно є надто чутливим параметром до «викидів», нехарактерних для вибірки, що вивчається, занадто великих або занадто малих значень. Ми ж шукаємо саме середні надходження по кожному з румбів. І щоб наблизити розподіли наших даних до нормальних, ми змушені аподизувати викиди, але ніщо не заважає розглянути їх окремо.

них груп дещо відрізняються. Так, у пунктах Бенівка, Дитятки та Зелений Мис віднесені до групи 2 вітри, розподілені більш-менш рівномірно по напрямках. Схожий розподіл спостерігається для груп 2 і 3 в пунктах Машево, Старосілля, Чистогалівка. Напрямки ж переважного перенесення вітрів груп 3 і 4 більш схильні до групи вітрів північного спрямування. Відзначимо, що напрямки такого перенесення (групи 3 і 4) далеко не завжди збігаються з напрямком на ЧАЕС.

Провести визначення переважних напрямків перенесення для відкинутих максимальних викидів ми не маємо змоги з огляду на високий рівень дисперсії та малу кількість випадків для складання сумісної системи рівнянь. Але ми в змозі побудувати відповідні рози вітрів для відкинутих викидів по кожному з пунктів спостережень. Результати наведено на рис. 2. Напрямки вітрів позначено номером відповідного румба згідно з табл. 2, по осі ординат відкладено відсоток суми тригодинних інтервалів вітрів даного румба до загальної суми таких інтервалів. На рис. 2, а проведено порівняння сумарного внеску вітрів різних напрямків віднесених до груп 1–4 та внеску вітрів, характерних для відкинутих 5% випадків з максимальними об'ємними активностями. Бачимо, що для таких викидів характерними є вітри північно-західного напрямку. Більш інформативний диференціальний графік (відсоток вітрів даного румба для відкинутих випадків мінус відсоток вітрів для загального числа вимірювань) наведено на рис. 2, б. Рис. 2, в ілюструє такі співвідношення для кожного з пунктів спостережень.

З наведених діаграм видно, що для різних пунктів спостережень переважні напрямки вітрів, пов'язаних з викидами, дещо різні, проте переважаючими є напрямки північного та західного спрямування. У табл. 5 наведено помісячну хронологію викидів по пунктах відбору проб повітря. Бачимо, що під час масштабної лісової пожежі в травні 1992 р. викиди відзначено в більшості пунктів. Інші викиди мають більш локальний характер і відповідають більш локальним осередкам горіння лісу чи сухої трави.

На рис. 3 наведено динаміку медіанних значень об'ємної активності ^{137}Cs у повітрі пунктів спостережень протягом року. Для пунктів, що характеризуються більш високими рівнями забруднення повітря (Машево, Бенівка, Чистогалівка), спостерігаються три піки активності: весняний — квітень, травень; літній — липень; осінній — вересень. Для інших трьох пунктів виражені піки активності практично відсутні. Але на рівнях середніх значень і верхнього

Таблиця 5. Хронологія викидів по пунктах відбору

Пункт відбору	Роки													
	1992				1993				1994					
	Номери місяців													
	5	7	8	9	2	7	9	1	3	4	5	7	9	11
Бенівка	X						X							
Дитятки		X		X				X			X			X
Зелений Мис			X			X				X		X		
Машеве	X						X		X					
Ста- росілля	X				X						X			
Чисто- галівка	X	X											X	

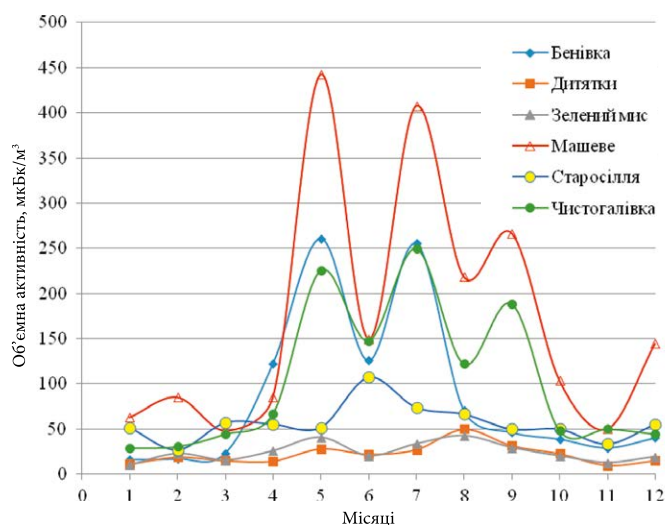


Рис. 3. Річна динаміка медіанних значень об'ємної активності ^{137}Cs у повітрі пунктів спостережень

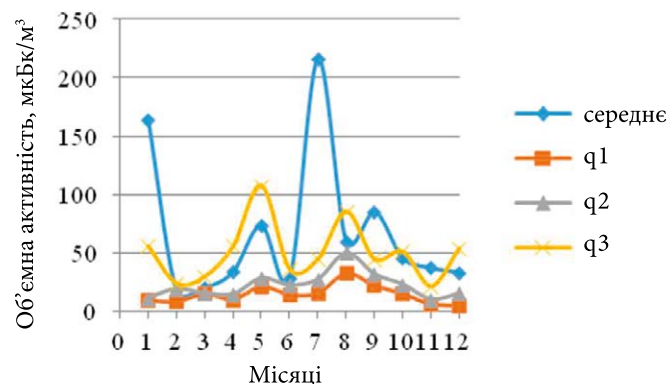


Рис. 4. Дитятки. Річна динаміка об'ємної активності ^{137}Cs у повітрі. q_1 – q_3 — квартилі 25–75 % відповідно

квартиля (50–75%) аналогічні піки активності спостерігаються і для цих пунктів теж (рис. 4).

Відзначимо, що вказані піки активності спостерігаються в той час, коли підстильна поверхня вкрита рослинністю, що стає на заваді для вітрової ресуспензії. Крім цього, відсутні достовірні кореляції між об'ємною активністю ^{137}Cs у повітрі та швидкостями вітру (як середньою, так і максимальною). Звідси можна зробити висновок про те, що вітрова ресуспензія не відіграє суттєвої ролі в забрудненні повітря ^{137}Cs у вказаних пунктів у весняно-осінній період.

Висновки

1. Запропоновано алгоритм обчислень, що дає змогу оцінити середні рівні об'ємної активності ^{137}Cs чи інших радіонуклідів у повітрі залежно від напрямків діючих вітрів у випадках, коли вітер змінює свої напрямки під час експозиції повітряного фільтра.

2. Для всіх пунктів спостережень вітри північної групи спрямування характеризуються надходженням повітря з максимально високими рівнями об'ємної активності ^{137}Cs .

3. Визначені напрямки перенесення підвищеної об'ємної активності ^{137}Cs далеко не завжди збігаються з напрямком на ЧАЕС.

4. Вітрова ресуспензія не відіграє суттєвої ролі в забрудненні повітря ^{137}Cs розглянутих пунктів у весняно-осінній період.

5. Оскільки появу підвищеної об'ємної активності в повітрі цих пунктів не може бути пояснено ні вітровою ресуспензією, ні перенесенням зі сторони Чорнобильської АЕС, а вплив дії антропогенних джерел типу виконання будівельних чи сільськогосподарських робіт видається малоімовірним, внесок лісових пожеж у забруднення повітря ^{137}Cs з великою ймовірністю слід вважати превалюючим у порівнянні з іншими механізмами формування аерозольної ситуації в ЗВ.

Список використаної літератури

1. Израэль Ю. А. Радиоактивное загрязнение природных сред в результате аварии на Чернобыльской атомной станции / Ю. А. Израэль. — Москва : Изд-во «Комтех-принт», 2006. — 28 с.
2. Гаргер Е. К. Вторичный подъем радиоактивного аэрозоля в приземном слое атмосферы: монография / Е. К. Гаргер. — Чернобыль : Ин-т проблем безопасности АЭС, 2008. — 192 с.

3. Огородников Б. И. Радиоактивные аэрозоли объекта «Укрытие» (обзор). Ч. 2.2. Концентрации радиоактивных аэрозолей на промплощадке объекта «Укрытие» / Б. И. Огородников, Н. И. Павлюченко, Э. М. Пазухин. — Чернобыль, 2004. — 44 с. — (Препр. / НАН Украины. МНТЦ «Укрытие»; 04–1).
4. Радиационные последствия пожара в зоне отчуждения Чернобыльской АЭС / В. И. Богорад, Т. В. Литвинская, И. А. Шевченко [и др.] // Ядерная радиационная безопасность. — 2016. — № 1 (69). — С. 64.
5. Hao W. M., Vegetation fires, smoke emissions, and dispersion of radionuclides in the Chernobyl exclusion zone / W. M. Hao, O. O. Bondarenko, S. Zibtsev, D. Hutton // Developments in Environ. Sci. — 2009. — Vol. 8. — pp. 265–275.
6. Zibtsev S. V. Fires in nuclear forests: silent threats to the environment and human security / S. V. Zibtsev, J. G. Goldammer, S. Robinson, O. A. Borsuk // Unasylva. — 2015. — Vol. 66. — pp. 40–51.
7. Kashparov V. A. Forest fires in the territory contaminated as a result of the Chernobyl accident: radioactive aerosol resuspension and exposure of fire-fighters / V. A. Kashparov, S. M. Lundin, A. M. Kadygrib [et al.] // J. Environm. Radioactivity. — 2000. — Vol. 51. — pp. 281–298.
8. Kulan, A. Seasonal ^{7}Be and ^{137}Cs activities in surface air before and after the Chernobyl event / A. Kulan // J. Environm. Radioactivity. — 2006. — vol. 90. — pp. 140–150.
9. Mardia K. V. Directional Statistics / K. V. Mardia, P. E. Jupp. — Chichester : Wiley, 2000. — 441 p.
10. Радиоактивні аерозолі в ближній зоні Чорнобильської атомної електростанції в 2018 році / В. К. Шинкаренко, М. М. Талерко, В. О. Кашпур [та ін.] // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — № 1 (16). — С. 57–67.
11. Оценка аэрозольной радиационной обстановки на промплощадке ЧАЭС во время проведения работ по строительству НБК / В. К. Шинкаренко, В. А. Кашпур, Г. Г. Скоряк, А. К. Калиновский // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля. — 2016. — Вип. 27. — С. 58–66.
12. Новий безпечний конфайнмент і радіоактивні аерозолі в ближній зоні Чорнобильської атомної електростанції / В. К. Шинкаренко, В. О. Кашпур, Г. Г. Скоряк, О. А. Свирид // Ядерная энергетика та довкілля. — 2019. — № 1 (13). — С. 76–82.

V. K. Shynkarenko, M. M. Talerko

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

On the Issue of the Main Directions of the ^{137}Cs Air Migration in the Exclusion Zone

Retrospective studies of the contribution of emissions from the Shelter object to the formation of the radioaerosol situation in the Exclusion Zone before the construction of the New Safe Confinement were conducted. An algorithm for estimating the average volumetric activity of ^{137}Cs in the air depending on the wind direction is proposed based on data on the activity of air filters exposed in the monitoring posts of the ASKRO system. It was established that the predominant contributions to the arrival of radioactive aerosols in each of the six selected settlements in the Exclusion Zone in previous years were made by the winds of the northern group. It was found that the reliable periods of high activity transport did not always coincide with the wind direction from the Chornobyl nuclear power plant. From the absence of reliable correlations between wind speeds and the values of the ^{137}Cs volumetric activity in the air, the same as from the presence of developed vegetation during periods of maximum activity, it was concluded that the wind resuspension processes have an insignificant contribution to the formation of the radioaerosol situation in the territory of the Exclusion Zone. It is assumed that forest fires make the most significant contribution to radioactive air pollution in this area.

Keywords: Shelter object, ^{137}Cs volume activity in the air, forest fires.

References

1. Israel Yu. A. (2006). *Radioaktivnoye zagryazneniye prirodnikh sred v rezul'tate avarii na Chernobyl'skoy atomnoy stantsii* [Radioactive pollution of natural environments as a result of the accident at the Chornobyl nuclear power plant]. Moscow: Komtechprint Publishing House, 28 p. (in Rus.)
2. Garger E. K. (2008). *Vtorichnyy pod'yem radioaktivnogo aerolya v prizemnom sloye atmosfery* [Secondary rise of radioactive aerosol in the surface layer of the atmosphere]. Chornobyl: ISP NPP, 192 p. (in Rus.)
3. Ogorodnikov B. I., Pavlyuchenko N. I., Pazukhin E. M. (2004). *Radioaktivnyye aerolyi obyektu "Ukrytiye" (obzor). CH. 2.2. Kontsentratsii radioaktivnykh aerolyey na promyshladke obyektu "Ukrytiye"* [Radioactive aerosols of the Shelter object (review). Part 2.2: Concentrations of radioactive aerosols at the industrial site of the Shelter object]. Preprint of the NAS of Ukraine, ISTC "Shelter"; 04-1. Chornobyl, 44 p. (in Rus.)
4. Bogorad V. I., Lytvynskaya T. V., Shevchenko I. A., Dybach A. M., Slepchenko A. Yu. (2016). [Radiation consequences of the fire in the Exclusion Zone of the Chornobyl nuclear power plant]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 1(69), p. 64. (in Rus.)
5. Hao W. M., Bondarenko O. O., Zibtsev S., Hutton D. (2009). Vegetation fires, smoke emissions, and dispersion of radionuclides in the Chernobyl exclusion zone. *Developments in Environ. Sci.*, vol. 8, pp. 265–275.
6. Zibtsev S. V., Goldammer J. G., Robinson S., Borsuk O. A. (2015). Fires in nuclear forests: silent threats to the environment and human security. *Unasylva*, vol. 66, pp. 40–51.
7. Kashparov V. A., Lundin S. M., Kadygrib A. M., Protasak V. P., Levchuk S. E., Yoschenko V. I., Kashpur V. A., Talerko M. M. (2000). Forest fires in the territory contaminated as a result of the Chernobyl accident: radioactive aerosol resuspension and exposure of fire-fighters. *J. Environm. Radioactivity*, vol. 51, pp. 281–298.
8. Kulan A. (2006). Seasonal ^7Be and ^{137}Cs activities in surface air before and after the Chernobyl event. *J. Environm. Radioactivity*, vol. 90, pp. 140–150.
9. Mardia K. V., Jupp P. E. (2000). *Directional Statistics*. Chichester: Wiley, 441 p.
10. Shynkarenko V. K., Talerko M. M., Kashpur V. O., Skoryak H. G., Svyrid O. A. (2020). [Radioactive aerosols in the near zone of the Chornobyl nuclear power plant in 2018]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 1 (16), pp. 57–67. (in Ukr.)
11. Shynkarenko V. K., Kashpur V. O., Skoryak H. G., Kalynovskyi A. K. (2016). [Evaluation of the aerosol radiation situation at the ChNPP industrial site during construction works of the NSC]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 27, pp. 58–66. (in Rus.)
12. Shynkarenko V. K., Kashpur V. O., Skoryak H. G., Svyryd O. A. (2019). [New Safe Confinement and radioactive aerosols in the near zone of the Chornobyl nuclear power plant]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 1 (13), pp. 76–82. (in Ukr.)

Надійшла 16.11.2022

Received 16.11.2022

Ю. І. Кузьменко, Л. В. Гавловська

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

Оцінка поширення ландшафтних пожеж у Чорнобильській зоні відчуження в березні 2022 р. на основі моделі Ротермела і супутникових знімків Sentinel-2

Ключові слова:

розповсюдження пожеж,
спектральні індекси,
супутникові знімки,
площі вигорання,
геоінформаційні системи,
зона відчуження,
модель Ротермела,
Sentinel-2

Представлено результати визначення площ і периметрів вигорання для трьох груп пожеж, що сталися в Чорнобильській зоні відчуження у березні 2022 р., двома способами: а) шляхом моделювання на основі моделі Ротермела в середовищі геоінформаційної системи з відкритим кодом GRASS GIS за координатами активних пожеж супутників VIIRS і MODIS, отриманих у режимі NRT; б) на основі аналізу супутникових знімків Sentinel-2 із застосуванням спектральних індексів BAIS2 і NBR. У результаті розрахунків отримано карти розповсюдження пожеж, визначено їхні швидкості розповсюдження (ROS), а також запаси ^{137}Cs в межах спалених ділянок. Проведено порівняння змодельованих і отриманих за супутниковими знімками результатів. Відносна похибка розрахунку площ вигорання, отриманих обома способами для визначених груп пожеж, знаходиться в межах 15% при загальній площі згарищ близько 8,5 км². Порівняння оцінок вигорілих площ з аналогічними оцінками інших авторів, зроблених за супутниковими знімками, показало узгодженість результатів: відносна похибка для окремих груп пожеж становила 6–16%.

Вступ

Загроза виникнення та поширення ландшафтних пожеж в Україні зростає в умовах бойових дій, особливо в теплий період року. Чорнобильська зона відчуження (ЧЗВ) має особливий статус у зв'язку з наявністю радіаційно забруднених територій, які можуть стати джерелом небезпечних викидів в атмосферу в разі виникнення великих пожеж та погіршити екологічний стан довкілля на віддалених територіях за рахунок атмосферного перенесення. Для розрахунку атмосферного перенесення радіоактивних аерозолів у результаті пожеж необхідно вміти прогнозувати поведінку пожеж, зокрема швидкості й периметри розповсюдження вогню відповідно до погодних умов, рельєфу місцевості та наявних го-

рючих матеріалів (палива) для підтримання вогню. Моделювання поширення пожеж у поєднанні із застосуванням засобів дистанційного зондування землі є важливим засобом оцінки і прогнозування поведінки пожеж та оцінки їхніх наслідків. Останнім часом усе більше уваги приділяється методам дослідження наслідків пожеж на основі даних супутників Sentinel-2, знімки високої роздільної здатності яких використовуються для оцінювання площ вигорання та тяжкості пошкоджень рослинного покриву навіть на невеликих ділянках. Методам визначення постраждалих від пожеж територій на основі супутникових даних та їхній ефективності присвячено низку робіт. Зокрема в [1–3] проведено порівняння спектральних індексів вигорання розроблених для різних супутників, що дає змогу отримати інфор-

© Ю. І. Кузьменко, Л. В. Гавловська, 2022

мацію про наземні покриття з роздільною здатністю від 10 м.

Мета цього дослідження — оцінка поширення лісових пожеж у ЧЗВ шляхом моделювання на основі даних про осередки активних пожеж, отриманих від супутників MODIS і VIIRS, визначення фактично вигорілих площ за допомогою аналізу супутникових знімків Sentinel-2 і порівняння отриманих результатів з метою верифікації розрахунків. Моделювання поведінки пожеж було проведено на основі відомої моделі Ротермела [4], програмні реалізації якої використовуються Лісовою службою США (U.S. Forest Service) у Національній системі оцінки пожежної небезпеки США (National Fire Danger Rating System) NFDRS, у широко відомих програмних продуктах, таких як FlamMap, BEHAVE PLUS [5] та ін.

Методи і вихідна інформація

Методика моделювання була заснована на найбільш відомій широко вживаній моделі Ротермела [4], яка успішно використовується вже багато років у NFDRS, адаптованої для двовимірного випадку і реалізованої у середовищі відкритого програмного забезпечення системи GRASS GIS.

Загальний вигляд моделі Ротермела такий:

$$R = \frac{I_R \xi (1 + \phi_w + \phi_s)}{\rho_b \varepsilon Q_{ig}}, \quad (1)$$

де R — швидкість розповсюдження вогню, м/с; I_R — інтенсивність реакції, кВт/м; ξ — коефіцієнт поширення теплового потоку; ϕ_w — коефіцієнт вітру; ϕ_s — коефіцієнт нахилу; ρ_b — об'ємна густина паливного шару, кг/м³; ε — ефективне число нагріву; Q_{ig} — кількість тепла, необхідного для запалювання 1 кг паливного шару, кДж/кг.

Для моделювання поведінки пожеж було підготовлено декілька вхідних растрових шарів цифрових карт, що містять дані про місцевість, вітер, паливо та його вологість. Необхідні для розрахунку ухили поверхні, що впливають на швидкість розповсюдження вогню, а також аспекти, від яких залежать напрямки, в яких буде відбуватись поширення пожежі, було отримано з растрової карти цифрової моделі місцевості Японського національного космічного агентства JAXA з роздільною здатністю 30 м на 1 піксель у районі екватора [6]. Усі ці шари було отримано з електронних карт, спеціально підготовлених і перетворених на формати, підтримувані системою GRASS GIS, шляхом інтерполяції приведені до єдиного масштабу

та єдиної метричної системи координат UTM, дотримання якої вимагають розрахункові модулі системи r.ros і r.spread [7].

Для моделювання було обрано три групи пожеж на території ЧЗВ у березні 2022 р., коли її територія фактично знаходилася під контролем російських військ (рис. 1).

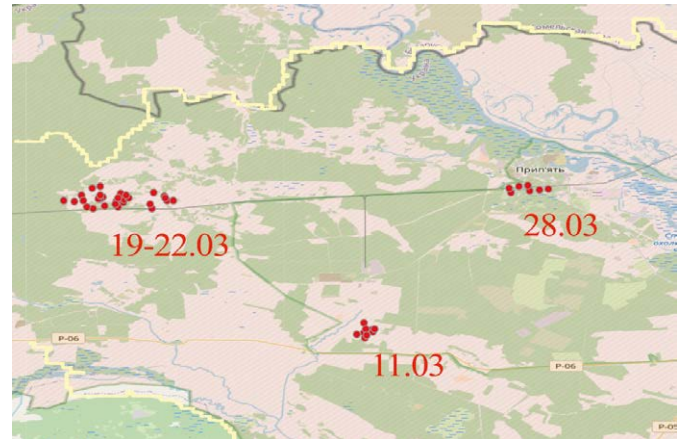


Рис. 1. Розташування найбільших осередків пожеж у ЧЗВ у березні 2022 р.

Інформацію про джерела пожеж для нашого розрахунку було отримано шляхом аналізу даних супутникових спостережень MODIS та VIIRS на сайті Fire Information for Resource Management System (FIRMS) NASA [8, 9].

Найважливішим елементом вихідних даних для моделювання є інформація про наявність і властивості рослинних горючих матеріалів, які для цілей моделювання об'єднують у певні набори параметрів (моделі палива), характерні для різних типів рослинного покриття. Для наших розрахунків ми використовували глобальний набір даних параметрів про рослинне паливо [10], структурованих спеціально для розрахунків у Системі класифікації характеристик палива (FCCS) [11], за допомогою якої можливо ідентифікувати моделі палива стандартного набору Андерсона (13 оригінальних моделей) [12], які можна вже безпосередньо використовувати в розрахунках за моделлю Ротермела. Карту таких моделей палива для території ЧЗВ ми створили на попередньому етапі досліджень за процедурами, описаними в [11, 13] (рис. 2).

У межах досліджуваної території, де знаходилися основні осередки пожеж, було виявлено три моделі: модель 2 — характерна для трав'янистої і чагарникової рослинності; модель 8 — включає набір параметрів паливної матриці, характерних для опадів закри-

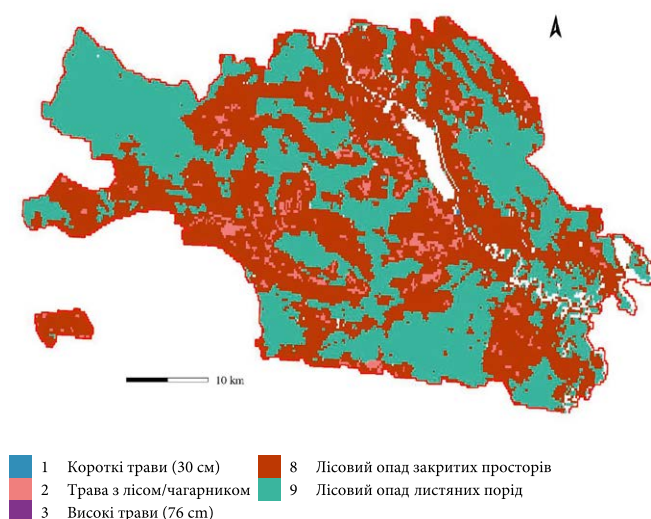


Рис. 2. Карта стандартних моделей палива Андерсона [5] на території ЧЗВ для моделі Ротермела

тих навісів хвойних порід; модель 9 — характеризує паливну матрицю опадів переважно листяних порід. Схему розташування найбільших осередків пожеж у межах ЧЗВ і виявлених на основі даних супутникового моніторингу за даними FIRMS представлено на рис. 1.

Аналіз даних супутникового моніторингу показав, що протягом березня 2022 р. в межах ЧЗВ можливо виділити три групи пожеж, які відбулися на найбільш забруднених територіях здебільшого в межах 10-км зони й у безпосередній близькості від неї, а саме: 28 березня в районі м. Прип'ять і станції «Янів» майже на північному кордоні ділянки захоронення «Рудого лісу» на захід від промислового майданчика Чорнобильської АЕС, 19–22 березня на західному сліді в районі покинутого с. Товстий Ліс і 11 березня в районі с. Стечанка південніше пункту захоронення радіоактивних відходів (ПЗРВ) «Буряківка». Саме для цих трьох груп і було проведено моделювання відповідно до метеорологічних умов на дати виявлення активних пожеж.

Оскільки інформація щодо метеостанції «Чорнобиль» за березень відсутня, ми використовували дані з найближчої до неї метеостанції, яка знаходиться в м. Брагін (Республіка Білорусь), скориставшись архівом спостережень сайту швейцарської компанії Meteoblue (<https://www.meteoblue.com/>), яка спеціалізується на високоточних прогнозах погоди та моніторингу довкілля.

Період моделювання активної фази пожежі для кожного з виявлених джерел був прийнятий макси-

мальною тривалістю до 12 год, виходячи з міркувань, що практично всі групові джерела пожеж фіксувалися супутниками MODIS і VIIRS лише 1–2 рази на добу, переважно в денний період, коли швидкість вітру, температура і стан вологості повітря найбільше сприяли поширенню пожежі.

Враховуючи відсутність даних спостережень за вологістю мертвого і живого палива для ЧЗВ, такі дані нами було штучно згенеровано у вигляді набору електронних карт з нормально розподіленими випадковими полями даних. Вони мають задані статистичні характеристики (середнє і стандартне відхилення) згідно з рекомендованим для умов сухої весняної погоди, за сценарієм для помірно сухого мертвого палива. Це так званий сценарій D3L4 (Moderate dead, fully green herb) з вологістю живого палива 120 % і вологістю мертвого палива 9 % [11].

Дані про температуру, швидкості і напрямки вітру, що можуть характеризувати метеорологічну ситуацію у дні пожеж, наведено в табл. 1.

Таблиця 1. Характеристики вітру і температури на окремі дати виявлення пожеж згідно з даними метеостанції м. Брагін (Республіка Білорусь) у березні 2022 р.

Дата пожежі	$T_{\text{сер}}, ^\circ\text{C}$	$T_{\text{мін}}, ^\circ\text{C}$	$T_{\text{макс}}, ^\circ\text{C}$	Напрямок вітру, град	Швидкість вітру, км год ⁻¹
11	–3,8	–8	2,1	22	17,8
19	–0,5	–5,8	5,6	16	7,6
20	2,1	–3,9	9,1	357	10,8
21	4,4	–1,5	11,9	350	11,5
22	5,9	–1,1	14,4	343	7,9
28	5,1	–3,4	13,4	250	24,5

Для кожної виділеної групи пожеж проводилися окремі розрахунки з урахуванням швидкостей і напрямків вітру на дати розрахунків згідно з табл. 1.

Моделювання відбувалося в програмному середовищі GRASS GIS за двоетапною процедурою. Спочатку на основі даних про підстильну поверхню, а також про напрямки і швидкості вітру розраховувалися поля напрямків поширення і швидкостей розповсюдження пожеж (ROS). Потім на основі цих даних та координат розташування, виявлених за даними супутникових спостережень MODIS та VIIRS осередків активних пожеж, моделювалися периметри розповсюдження фронту вогню з часовим кроком 1 хв і заданим часовим лагом.

Верифікацію отриманих результатів моделювання було проведено шляхом зіставлення змодельованих периметрів вигорілих ділянок із фактичними площами згарників, отриманих за допомогою обробки супутникових знімків із роздільною здатністю 10–60 м Sentinel-2 (S2) рівня L1C з коефіцієнтами відбиття верхнього шару атмосфери (TOA) з архіву Європейського космічного агентства у вільному доступі на сайті Copernicus Open Access Hub. Усього нами було використано 5 знімків (за 2022 р.): для групи пожеж біля с. Стечанка 11 березня — на 23 лютого і 16 березня; для групи пожеж біля с. Товстий Ліс 18 березня — на 18 і 23 березня; для пожежі в районі м. Прип'ять 28 березня — на 23 березня і 7 квітня. Отримані знімки було оброблено шляхом застосування алгоритму атмосферної корекції з метою приведення до рівня L2A з коефіцієнтами відбиття нижнього шару атмосфери (BOA) за допомогою програмного модуля Sen2Cor [14], із застосуванням опції корекції функції розподілу двонаправленого відбиття (BRDF) і передискретизацією до просторової роздільної здатності 20 м. З метою визначення площ вигорання (BA) ми використовували спектральні індекси, що вираховуються за формулами, в яких аргументами є стандартні номери радіометричних діапазонів сенсорів супутників S2 для BOA (табл. 2 [15]).

Таблиця 2. Спектральні діапазони датчиків Sentinel-2 (S2A і S2B)

Номер діапазону	Довжина центральної хвилі, нм		Роздільна здатність, м
	S2A	S2B	
B1 — Coastal Aerosol	442,7	442,3	60
B2 — Blue	492,7	492,3	10
B3 — Green	559,8	558,9	10
B4 — Red	664,6	664,9	10
B5 — Red Edge1	704,1	703,8	20
B6 — Red Edge2	740,5	739,1	20
B7 — Red Edge3	782,8	779,7	20
B8 — NIR	832,8	832,9	10
B8A — Narrow NIR	864,7	864,0	20
B9 — Water Vapor	945,1	943,2	60
B10 — SWIR Cirrus	1373,5	1376,9	60
B11 — SWIR1	1613,7	1610,4	20
B12 — SWIR2	2202,4	2185,7	20

Нормалізований коефіцієнт вигорання (Normalized Burn Ratio, NBR) [16] — найбільш відомий спектральний індекс, що широко використовується в літературі для виділення вигорілих площ у зонах великих пожеж і вважається стандартом для оцінки

серйозності пожежі. Його формула поєднує використання довжин хвиль як NIR (B8), так і SWIR (B12), де високе значення NBR зазвичай указує на здорову рослинність, а низьке значення вказує на оголену землю та нещодавно спалені ділянки:

$$NBR = \frac{B8 - B12}{B8 + B12}. \quad (2)$$

Індекс вигорілої площі для Sentinel-2 (Burned Area Index for Sentinel-2, BAIS2) [17] адаптує традиційний індекс BAI [3] для можливостей діапазонів мультиспектральних датчиків Sentinel-2 (S2 MSI), використовуючи переваги комбінації діапазонів спектра S2 MSI для виявлення вигорілої території після пожежі: видимий (B4); червоний край Red Edge (B6 і B7), головним чином пов'язаний з варіаціями вмісту хлорофілу; інфрачервоні NIR — (B8A), здебільшого пов'язаний зі змінами у структурі листя, і SWIR (B12). Діапазон значень для BAIS2 становить від –1 до +1 для згарників і 1–6 для активних пожеж і розраховується за формулою

$$BAIS2 = \left(1 - \sqrt{\frac{B6 \cdot B7 \cdot B8A}{B4}} \right) \cdot \left(\frac{B12 - B8A}{\sqrt{B12 + B8A}} + 1 \right). \quad (3)$$

Також були визначені похідні індекси dNBR і dBAIS2 як різниця між відповідними індексами NBR і BAIS2, розрахованими до початку і після завершення пожежі для кожної пари знімків для кожної групи активних пожеж.

Визначення площ вигорання відбувалося за бічасовою (be-temporal) методикою, за якою відбувається зіставлення даних супутникових знімків, отриманих у часовому ряді якнайближче до початку й після завершення події пожежі [20].

Контури периметрів і площі пожеж були визначені в процесі візуального аналізу шляхом зіставлення периметрів згарищ супутникових зображень у штучних кольорах комбінацій RGB (B12-B8A-B4) з отриманими зображеннями карт індексів, розрахованих за формулами (1) і (2), та їхніх похідних на основі підбору порогових значень до найкращого узгодження окремо для кожної групи пожеж і кожного виду спектрального індексу.

Оцінку спектральної чутливості розрахованих індексів NBR і BAIS2 для кожної пари знімків, зроблених на дати перед початком і після завершення пожеж, було проведено за допомогою індексу сепарабельності SI [17, 20]:

$$SI = \frac{|\mu_b - \mu_u|}{\sigma_b + \sigma_u}. \quad (4)$$

Тут μ_b та μ_u — середні значення розрахованих показників для згорілої та незгорілої площі, визначених по знімках до і після пожежі, а σ_b і σ_u — стандартні відхилення відповідних індексів. Значення індексу SI, які перевищують 1, повинні дати змогу добре відокремити вигорілі ділянки, тоді як значення < 1 свідчать про погану дискримінаційну здатність [20]. Остаточний варіант індексу вигорання для виділення фактично вигорілої площі для кожної з трьох зон активації пожеж був обраний на основі більшого значення індексу SI (табл. 3).

Таблиця 3. Значення індексу сепарабельності (SI) індексів NBR і BAIS2, розрахованих для зон активації пожеж у березні 2022 р.

Дата пожежі	NBR	BAIS2
11	0,968	1,999
19–22	0,514	1,346
28	0,886	0,673

Результати моделювання

У табл. 4 представлено узагальнені результати моделювання характеристик пожеж, що включають розрахункові (мод) і фактичні (факт) площі вигорання в межах периметрів поширення пожеж, зокрема з розбивкою за типами палива (РГМ), швидкості розповсюдження вогню в напрямку поширення пожежі (ROS). Також додатково в межах периметрів вигорання було розраховано запаси ^{137}Cs в ґрунті та середні щільності забруднення ґрунту ^{137}Cs за даними [18].

На рис. 3, а–в представлено фрагменти супутникових знімків, що містять зображення вигорілих ділянок по кожній групі досліджуваних пожеж у штучній гамі кольорів (false colors) RGB (R: B12–2186 нм; G: B8A — 864 нм; B: B4–665 нм згідно з табл. 2). У цій гамі кольорів червоному і темно-пурпурному кольорам відповідають постраждалі від вогню площі.

Ділянки здорової рослинності мають зелений колір. На рис. 3, г–е зображено розраховані за моделлю Роттермеда периметри пожеж, накладені на визначені за допомогою спектральних індексів BAIS2 і NBR контури фактично вигорілих площ.

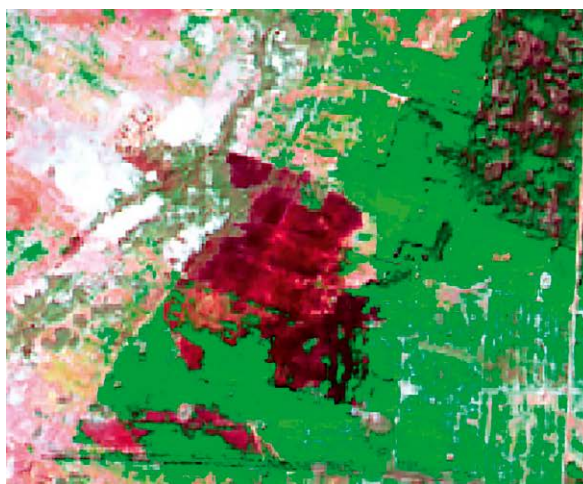
Аналіз метеорологічної обстановки і результати моделювання, представлені в табл. 4 та на рис. 3, загалом свідчать про те, що метеорологічні умови, за яких відбувалися пожежі після серії незначних опадів у першій декаді березня, не сприяли значному поширенню пожеж за домінування слабого і помірного вітру в другій половині березня, а в першій декаді фактично їх унеможливлювали. Результати моделювання також показують, що пожежі відбувалися здебільшого на вкритих лісом ділянках, де горіння підстилки відбувалося відносно повільними темпами, але в умовах відчутних швидкостей вітру на окремих ділянках відбувалося прискорення за рахунок ефекту споттінгу (виникнення нових осередків пожежі за межами зони загоряння основної пожежі за рахунок рознесення вітром палаючих частинок і тліючих вуглинок), особливо в місцях з трав'янистим покривом, де просування вогню може суттєво прискорюватися, що могло призводити до появи дрібноосередкових пожеж.

Враховуючи невеликі швидкості вітру, швидкості поширення вогню також були невеликими і не перевищували 9 м/хв у напрямку основного поширення пожежі. Разом з тим швидкий підйом максимальних денних температур (див. табл. 1) у поєднанні з вітрами до 8 км/год створили умови для поширення пожеж в окремі дні другої половини березня, які досить швидко затухали, зважаючи на нерівномірне зволоження паливного шару РГМ різного типу.

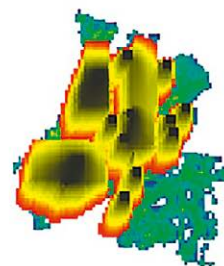
Потенційно найбільш небезпечною була пожежа 28 березня 2022 р. у районі м. Прип'ять і станції «Янів» на захід від промислового майданчика Чорнобильської АЕС, оскільки в межах фронту пожежі

Таблиця 4. Результати моделювання пожеж на визначених ділянках ЧЗВ у березні 2022 р.

Дата пожежі	Площа пожежі, км ²		Ліс, км ²		Трава/кущі, км ²		ROS, м/хв	Макс. ROS, м/хв	Запаси ^{137}Cs , МБк · 10 ⁶		Щільність забруднення ^{137}Cs , кБк/м	
	мод	факт	мод	факт	мод	факт			мод	факт	мод	факт
11	1,41	1,66	0,97	1,32	0,44	0,34	2,80	9,30	0,05	0,06	36	36
19–22	6,33	6,26	4,79	5,39	1,54	0,87	2,18	8,58	4,66	4,43	736	709
28	0,67	0,59	0,67	0,59	0,00	0,00	4,59	5,64	7,58	6,52	11 328	11 012
Усього	8,41	8,51	6,42	7,30	1,98	1,21	–	–	12,3	11,0	–	–



а



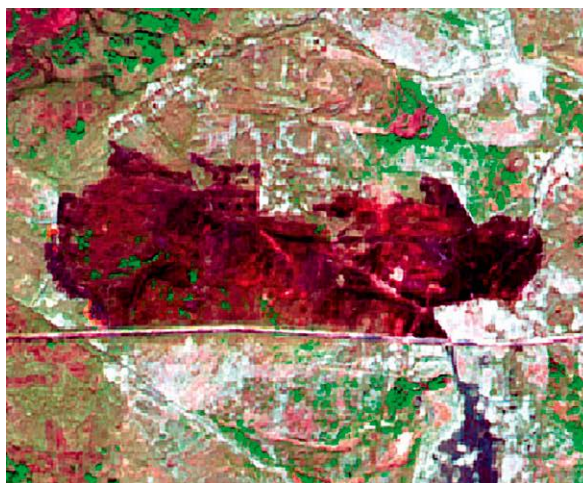
г



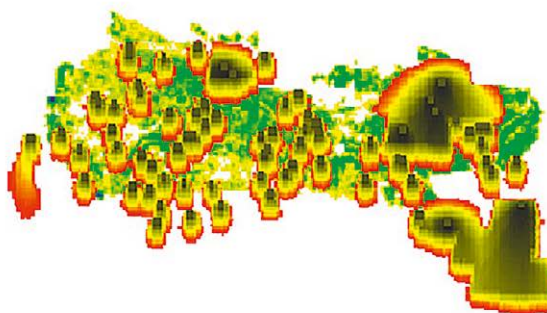
б



д



в



е

Рис. 3. Зони локації найбільших пожеж у ЧЗВ в березні 2022 р.: а — 18–23 березня (знімок станом на 23 березня); б — 11 березня (знімок станом на 16 березня); в — 28 березня (знімок станом на 7 квітня); г–е — змодельовані і фактичні периметри пожеж станом на 18–23, 11 і 28 березня відповідно

опинилися сильно забруднені території, що примикають на півдні до місць захоронення «Рудого лісу» із середніми щільностями забруднення в окремих місцях більше 11 000 кБк/м². Південно-західний напрямок вітру саме в день 28 березня міг суттєво зменшити негативні наслідки від можливого перенесення радіоактивних продуктів згоряння вбік густонаселених районів Київської області, порівняно з можливим гіпотетичним випадком північного або північно-західного напрямку вітру. Дві інші групи пожеж відбувалися на територіях набагато менше забруднених і за умов незначного вітру, більш низьких температур і не могли становити великої небезпеки навіть за умов північного напрямку вітру.

Порівняння розмірів фактично вигорілих площ із розрахунковими показує, що різниця не є значною і становить усього близько 1 % сумарно за трьома групами пожеж, а за окремими групами не перевищує 15 %. У той же час ми можемо бачити певні розбіжності контурів периметрів змодельованих і фактично вигорілих площ (див. рис. 3, г–е). Їхній перетин показав, що в цілому 45 % (4,6 км²) визначених при моделюванні площ знаходяться поза межами фактично визначених згарищ. Особливо великі розбіжності зафіксовані там, де координати активних пожеж, отримані з супутників, знаходяться за межами фактично визначених площ вигорання або на межі згарищів. Цей факт можна пояснити відомою проблемою недостатньої точності визначення координат для невеликих локальних пожеж супутників MODIS і VIIRS. Ми також порівняли визначені нами на основі аналізу супутникових знімків площі пожеж із результатами визначення площ, пройдених пожежами в ЧЗВ, представлених у рамках дослідження можливих викидів в атмосферу радіонуклідів від пожеж на території ЧЗВ за період 11–29 березня 2022 р. [22, 23]. Так, за даними [22], визначена площа пожеж у районі с. Стечанка 11 березня становила 194 га (розбіжність із нашими даними згідно з табл. 3–17 %), визначена за даними [23] площа пожеж у районі м. Прип'ять 28 березня — 7,08 га (розбіжність з нашими даними згідно з табл. 3–6 %). За групою пожеж у районі с. Товстий Ліс за період 18–23 березня порівняння не проводилося у зв'язку з відсутністю в опублікованих матеріалах даних за 21–23 березня 2022 р.

Висновки

Особливістю цієї роботи є моделювання площ вигорання внаслідок пожеж двома способами:

а) шляхом моделювання на основі моделі Ротермела в середовищі GRASS GIS за координатами активних пожеж супутників VIIRS і MODIS, отриманих у режимі NRT; б) на основі аналізу супутникових знімків Sentinel-2 із застосуванням спектральних індексів BAIS2 і NBR. Відносна похибка розрахунку площ вигорання, отриманих обома способами для визначених груп пожеж, знаходиться в межах 15 % при загальній площі згарищ близько 8,5 км².

Отримані результати розрахунків, а також їхнє часткове порівняння з результатами інших досліджень [22, 23] підтверджують можливість застосування реалізованої методики моделювання на основі моделі Ротермела для попередньої оцінки площ і периметрів пожеж у ЧЗВ для оперативних або сценарних розрахунків за різних екологічних умов, зокрема під час ведення військових дій в умовах відсутності наземного контролю за станом пожежної ситуації без значної втрати точності.

Список використаної літератури

1. Alcaras E. Normalized Burn Ratio Plus (NBR+): A New Index for Sentinel-2 Imagery / E. Alcaras, D. Costantino, F. Guas-taferro, et al. // *International Journal of Remote Sensing*. — 2022. — Vol. 14. — Art. 1727.
2. Chuvieco E. Historical background and current developments for mapping burned area from satellite Earth observation / E. Chuvieco, F. Mouillot, G. R. Van Der Werf, et al. // *Remote Sensing of Environment*. — 2019. — Vol. 225. — P. 45–64.
3. Chuvieco E. 2002. Assessment of different spectral indices in the red-near-infrared spectral domain for burned land discrimination / E. Chuvieco, M. P. Martín, A. Palacios // *International Journal of Remote Sensing*. — 2002. — Vol. 23. — P. 5103–5110.
4. Rothermel R. C. A mathematical model for predicting fire spread in wildland fuels / R. C. Rothermel // *USDA Forest Service, Intermountain Forest and Range Experiment Station, Research Paper INT-115*. — Ogden, 1972.
5. Andrews P. L. Current status and future needs of the BehavePlus Fire Modeling System / P. L. Andrews // *International Journal of Wildland Fire*. — 2014. — Vol. 23 (1). — P. 21–33.
6. ALOS Global Digital Surface Model "ALOS World 3D — 30m (AW3D30)". — Available at: <https://www.eorc.jaxa.jp/ALOS/en/aw3d30/index.htm>.
7. Petras V. Wild fire modeling in GRASS GIS / Vaclav Petras. — Class project final report: GIS/MEA582–601, Spring 2014.

8. MODIS Collection 61 NRT Hotspot / Active Fire Detections MCD14DL distributed from NASA FIRMS. Available at: <https://earthdata.nasa.gov/firms>. — doi:10.5067/FIRMS/MODIS/MCD14DL.NRT.0061.
9. NRT VIIRS375 m Active Fire product VJ114IMGT-DL_NRT distributed from NASA FIRMS. Available at: <https://earthdata.nasa.gov/firms>. — doi:10.5067/FIRMS/VIIRS/VJ114IMGT_NRT.002
10. Pettinari M. L. Generation of a global fuel data set using the Fuel Characteristic Classification System / M. L. Pettinari, E. Chuvieco // *Biogeosciences*. — 2016. — Vol. 13. — P. 2061–2076.
11. Ottmar R. D. An overview of the Fuel Characteristic Classification System — Quantifying, classifying, and creating fuelbeds for resource planning / R. D. Ottmar, D. V. Sandberg, C. L. Riccardi, S. J. Prichard // *Can. J. Forest Res.* — 2007. — Vol. 37. — P. 2383–2393.
12. Anderson H. E. Aids to determining fuel models for estimating fire behavior. Gen. Tech. Rep. INT-122 / H. E. Anderson. — Ogden, UT: U. S. Department of Agriculture, Forest Service, Intermountain Forest and Range Experiment Station, 1982. — 22 p.
13. Гис-подход к решению задачи прогнозирования развития природных пожаров в Чернобыльской зоне отчуждения на основе модели Ротермела / Ю. И. Кузьменко, Т. Д. Лев, О. Г. Тищенко [и др.] // *Ядерная энергетика та довкілля*. — 2020. — Вип. 2. — С. 79–94.
14. Louis J. Sentinel-2 Sen2Cor: L2A Processor for Users / J. Louis, V. Debaecker, B. Pflug, et al. // *Proceedings of the Living Planet Symposium (Prague, Czech Republic, 9–13 May 2016)*. — P. 1–8.
15. Sentinel-2 User Handbook. — ESA, 2015, 64 p. — Available at: https://sentinels.copernicus.eu/documents/247904/685211/Sentinel-2_User_Handbook.pdf/8869acdf-fd84-43ec-ae8c-3e80a436a16c?t=1438278087000.
16. García M. J. L. Mapping burns and natural reforestation using thematic mapper data / M. J. L. García, V. Caselles // *Geocarto Int.* — 1991. — Vol. 6. — P. 31–37.
17. Filipponi F. BAIS2: Burned area index for Sentinel-2 / F. Filipponi // *Multidiscip. Digit. Publ. Inst. Proc.* — 2018. — Vol. 2. — P. 364. — doi.org/10.3390/ecrs-2-05177
18. Kashparov V. Spatial data sets of radionuclide contamination in the Ukrainian Chernobyl Exclusion Zone / V. Kashparov, S. Levchuk, M. Zhurba // *Earth System Science Data*. — 2018. — Vol. 10. — P. 339–353.
19. Fernández-Manso A. SENTINEL-2A red-edge spectral indices suitability for discriminating burn severity / A. Fernández-Manso, O. Fernández-Manso, C. Quintano // *Int. J. Appl. Earth Obs. Geoinf.* — 2016. — Vol. 50. — P. 170–175.
20. Veraverbeke S. Evaluation of pre/post-fire differenced spectral indices for assessing burn severity in a mediterranean environment with landsat thematic mapper / S. Veraverbeke, S. Lhermitte, W. Verstraeten, R. Goossens // *Int. J. Remote Sens.* — 2001. — Vol. 32. — P. 3521–3537.
21. Navarro G. Evaluation of forest fire on Madeira Island using Sentinel-2A MSI imagery / G. Navarro, I. Caballero, G. Silva, et al. // *Int. J. Appl. Earth Obs. Geoinf.* — 2017. — Vol. 58. — P. 97–106.
22. Процак В. Довідка № 1 від 21.03.2022. Про викиди в атмосферу радіонуклідів від пожеж на території Чорнобильської зони відчуження за період 11.03–20.03.2022 р. / В. Процак, Д. Голяка. — Режим доступу: https://nubip.edu.ua/sites/default/files/u259/information_firecez_n1.pdf.
23. Процак В. Довідка № 3 від 30.03.2022. Про викиди в атмосферу радіонуклідів від пожеж на території Чорнобильської зони відчуження за період 24.03–29.03.2022 р. та узагальнені дані за період 11.03–29.03.2022 р. / В. Процак, Д. Голяка. — Режим доступу: https://nubip.edu.ua/sites/default/files/u184/information_firecez_n3.pdf.

Yu. I. Kuzmenko, L. V. Havlovskaya

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

Assessment of the Landscape Fires Spread in the Chornobyl Exclusion Zone in March 2022 Based on the Rothermel Model and Sentinel-2 Satellite Imagery

The threat of occurrence and spread of landscape fires in Ukraine increases in the conditions of hostilities, therefore the possibility of terrestrial monitoring and suppression of wildfires is getting worse. The Chornobyl Exclusion Zone (ChEZ) has a special status due to the presence of radioactively contaminated areas that can become a source of dangerous emissions into the atmosphere from fires. Therefore, the implementation of satellite monitoring for active fires and the development of methods for predicting the behavior of fires and their consequences in the ChEZ by the computer modeling using GIS systems is relevant. The aim of this work was to estimate the size of burned areas (BA) due to the spread of fires in March 2022 during the period of its occupation by Russian troops using NRT data on active fires, obtained from the VIIRS and MODIS satellites

from the NASA FIRMS as input. Calculations were made in two ways: a) fire propagation was simulated based on the well-known Rothermel model, implemented in the GRASS GIS open source software environment; b) actual BAs were defined using Normalized Burn Ratio (NBR) and Burned Area Index for Sentinel-2 (BAIS2) spectral indices, based on the involvement of Sentinel-2 bands. A comparison of the simulated areas and perimeters of scars with the actual Bas, detected from Sentinel-2 satellite images, showed that the relative errors in Bas detection for individual groups of fires do not exceed 15 %, which makes it possible to apply this approach for operative or scenario forecasting of the wildfire spread without significant loss in accuracy.

Keywords: Sentinel-2, normalized burn ratio, burned area, wildfire, spectral indices, GIS, Rothermel model, Chornobyl Exclusion Zone, fire monitoring, BAIS2.

References

- Alcaras E., Costantino D., Guastaferro F. Parente C., Pepe M. (2022). Normalized Burn Ratio Plus (NBR+): A New Index for Sentinel-2 Imagery. *International Journal of Remote Sensing*, vol. 14, art. 1727.
- Chuvieco E., Mouillot F., Van Der Werf G. R., San Miguel J., Tanasse M., Koutsias N., García M., Yebra M., Padilla M., Gitas I., Heil A., Hawbaker T. J., Giglio L. (2019). Historical background and current developments for mapping burned area from satellite Earth observation. *Remote Sensing of Environment*, vol. 225, pp. 45–64.
- Chuvieco E., Martín M. P., Palacios A. (2002). Assessment of different spectral indices in the red-near-infrared spectral domain for burned land discrimination. *International Journal of Remote Sensing*, vol. 23, pp. 5103–5110.
- Rothermel R. C. (1972). *A mathematical model for predicting fire spread in wildland fuels*. Ogden: USDA Forest Service, Intermountain Forest and Range Experiment Station, Research Paper INT-115.
- Andrews P. L. (2014). Current status and future needs of the BehavePlus Fire Modeling System. *International Journal of Wildland Fire*, vol. 23, no. 1, pp. 21–33.
- ALOS Global Digital Surface Model “ALOS World 3D — 30m (AW3D30)”. Available at: <https://www.eorc.jaxa.jp/ALOS/en/aw3d30/index.htm>.
- Petras V. (2014). *Wild fire modeling in GRASS GIS*. Class project final report: GIS/MEA582–601.
- MODIS Collection 61 NRT Hotspot. Active Fire Detections MCD14DL distributed from NASA FIRMS. doi.org/10.5067/FIRMS/MODIS/MCD14DL.NRT.0061.
- NRT VIIRS375 m Active Fire product VJ114IMGTDL_ NRT distributed from NASA FIRMS. doi.org/10.5067/FIRMS/VIIRS/VJ114IMGT_NRT.002.
- Pettinari M. L., Chuvieco E. (2016). Generation of a global fuel data set using the Fuel Characteristic Classification System. *Biogeosciences*, vol. 13, pp. 2061–2076.
- Ottmar R. D., Sandberg D. V., Riccardi C. L., Prichard S. J. (2007). An overview of the Fuel Characteristic Classification System — Quantifying, classifying, and creating fuelbeds for resource planning. *Canadian Journal of Forest Research*, vol. 37, pp. 2383–2393.
- Anderson H. E. (1982). *Aids to determining fuel models for estimating fire behavior*. Gen. Tech. Rep. INT-122. Ogden, UT: U. S. Department of Agriculture, Forest Service, Intermountain Forest and Range Experiment Station, 22 p.
- Kuzmenko Yu. I., Lev T. D., Tishchenko O. G., Piskun V. N., Gavlovska L. V. (2020). GIS approach to the solution of the project for forecasting the development of natural fires in the Chornobyl Exclusion Zone based on the Rothermel model. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (17), pp. 79–94. (in Rus.)
- Louis J., Debaecker V., Pflug B., Main-Knorn M., Bieniarz J., Mueller-Wilm U., Cadau E., Gascon F. (2016). Sentinel-2 Sen2Cor: L2A Processor for Users. Proceedings of the *Living Planet Symposium (Prague, Czech Republic, May, 9–13, 2016)*, pp. 1–8.
- Sentinel-2 User Handbook*. ESA, 2015, 64 p. Available at: https://sentinels.copernicus.eu/documents/247904/685211/Sentinel-2_User_Handbook.pdf/8869acdf-fd84-43ec-ae8c-3e80a436a16c?t=1438278087000.
- García M. J. L. Caselles, V. (1991). Mapping burns and natural reforestation using thematic mapper data. *Geocarto Int.*, vol. 6, pp. 31–37.
- Filipponi F. (2018). BAIS2: Burned area index for Sentinel-2. *Multidiscip. Digit. Publ. Inst. Proc.*, vol. 2, p. 364. doi.org/10.3390/ecrs-2-05177.
- Kashparov V., Levchuk S., Zhurba M. (2018). Spatial data sets of radionuclide contamination in the Ukrainian Chornobyl Exclusion Zone. *Earth System Science Data*, vol. 10, pp. 339–353. doi.org/10.5194/essd-10-339-2018.
- Fernández-Manso A., Fernández-Manso O., Quintano C. (2016). SENTINEL-2A red-edge spectral indices suitability for discriminating burn severity. *International Journal of Applied Earth Observation and Geoinformation*, vol. 50, pp. 170–175.
- Veraverbeke S., Lhermitte S., Verstraeten W., Goossens R. (2001). Evaluation of pre/post-fire differenced spectral indices for assessing burn severity in a Mediterranean environment with Landsat Thematic Mapper. *International Journal of Remote Sensing*, vol. 32, pp. 3521–3537.

21. Navarro G., Caballero I., Silva G., Parra P. C., Vázquez A., Caldeira R. (2017). Evaluation of forest fire on Madeira Island using Sentinel-2A MSI imagery. *International Journal of Applied Earth Observation and Geoinformation*, vol. 58, pp. 97–106.
22. Protsak V., Holyaka D. Reference No. 1 dated 21.03.2022. *On emissions of radionuclides into the atmosphere from fires at of the territory of the Chornobyl Exclusion Zone for the period 11.03–20.03.2022*. Available at: https://nubip.edu.ua/sites/default/files/u259/information_firecez_n1.pdf. (in Ukr.)
23. Protsak V., Holyaka D. Reference No. 3 dated 30.03.2022. *On emissions of radionuclides into the atmosphere from fires at of the territory of the Chornobyl Exclusion Zone for the period 24.03–29.03.2022 and summarized data for the period 11.03–29.03.2022*. Available at: https://nubip.edu.ua/sites/default/files/u184/information_firecez_n3.pdf. (in Ukr.)

Надійшла 19.08.2022

Received 19.08.2022

Правила для авторів

Загальні вимоги

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

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

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

4. Редакція приймає статті українською або англійською мовою.

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

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

7. На титулі статті має бути представлено її УДК.

Українською та англійською мовами слід навести:

прізвище, ім'я та по батькові автора;

його учений ступінь, звання, посаду, ідентифікатор ORCID;

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

назву статті;

анотацію та ключові слова.

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

Структура та зміст статті

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

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

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

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

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

Структура статті передбачає такі основні розділи:

вступ;

стан проблеми та аналіз літературних даних;

постановка завдань дослідження;

матеріали дослідження, експериментальна частина;

інтерпретація результатів та їх апробація;

висновки.

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

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

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

Правильно підібраний літературний огляд передбачає:

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

посилання на дослідження різних дослідницьких груп;

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

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

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

Джерела в тексті статті повинні бути відсортовані за порядком згадування.

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

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

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

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

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

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

Список використаної літератури

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

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

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

Після статті українською мовою має бути розміщено два списки:

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

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

Для статті англійською мовою достатньо лише списку *References*.

Оформлення бібліографічного списку «Список використаної літератури»

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

2. Бібліографічний опис складають за такою загальною формою:

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

Елементи, виділені жирним шрифтом, є факультативними.

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

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

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

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

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

Оформлення списку літератури «References»

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

ПІБ авторів (транслітерація);

рік видання в дужках;

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

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

вихідні дані з позначеннями англійською мовою.

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

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

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

