

ISSN 2311-8253

# ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT



№ 2 (24) 2022

Науково-технічний журнал

# ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

## NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

№ 2 (24) 2022

**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»)

**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**

Свідоцтво 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@isnppr.kiev.ua

Затверджено до друку вченою радою ІПБ АЕС НАН України  
(протокол № 6 від 20.10.2022 р.)

Підписано до друку 31.10.2022. Формат 60×90 1/8  
Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 11,25  
Тираж 150 пр. Зам. №

**Віддруковано** ФОП Зубенко Володимир Іванович,  
36000, м. Полтава, пров. Тупий, 10.

**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),  
*Пшинко Г. М.*, д-р хім. наук (ІКХХВ ім. А. В. Думанського  
НАН України),  
*Рязанов В. В.*, д-р фіз.-мат. наук (ІЯД НАН України),  
*Талерко М. М.*, д-р техн. наук (ІПБ АЕС НАН України),  
*Шараєвський І. Г.*, д-р техн. наук (ІПБ АЕС НАН України),  
*Hyatt N.*, PhD, BSc, проф. (Ун-т Шеффілда, Велика Британія),  
*Pretzsch G.*, Dr. (GRS, Німеччина),  
*Schillebeeckx P.*, Dr. (JRC, Бельгія),  
*Washiya T.*, Dr. (IAEA, Японія)

**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** *Лютото 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

## CONTENTS

<i>І. Г. Шараєвський, Т. С. Власенко, Л. Б. Зімін, А. В. Носовський, Н. М. Фіалко, Г. І. Шараєвський</i> Актуальні проблеми фізики динамічних пошкоджень в елементах першого контуру реакторів типу ВВЕР .....3	<i>I. G. Sharaevsky, T. S. Vlasenko, L. B. Zimin, A. V. Nosovskyi, N. M. Fialko, G. I. Sharaevsky</i> Current physical problems of the dynamic damage in elements of the first circuit of VVER reactors .....3
<i>В. І. Борисенко, В. В. Горанчук</i> Визначення консервативних умов моделі реактивнісної аварії на РБМК 1000..... 18	<i>V. I. Borysenko, V. V. Goranchuk</i> Determination of conservative conditions of the model of reactivity accident at RBMK 1000 ..... 18
<i>В. Н. Шабалін, К. К. Ярошенко, О. М. Лаврынєнко, О. В. Мариніч, Н. Б. Митиук</i> Sorption of the main dose-forming radionuclides of nuclear power plants drain water on natural bentonite in the process of their co-ozonation .....27	<i>B. H. Shabalin, K. K. Yaroshenko, O. M. Lavrynenko, O. V. Marinich, N. B. Mitiuk</i> Sorption of the main dose-forming radionuclides of nuclear power plants drain water on natural bentonite in the process of their co-ozonation .....27
<i>Ю. О. Ольховик</i> Сольовий плав як визначальний чинник розвитку системи кондиціонування рідких радіоактивних відходів .....37	<i>Yu. O. Olkhovik</i> Salt melt as a determining factor in the conditioning system development of liquid radioactive waste .....37
<i>О. В. Михайлов</i> Результати верифікації радіонуклідного вектора для характеристики твердих радіоактивних відходів ЧАЕС, що спрямовуються на захоронення.....43	<i>O. V. Mykhailov</i> Results of radionuclide vector verification to characterize solid radwaste of Chernobyl nuclear power plant sent for burial .....43
<i>Л. І. Павловський, Д. В. Городецький, В. В. Деренговський, Є. А. Меньшенін</i> Актуальність прогнозування забруднення повітря робочої зони під час виконання демонтажних робіт об'єкта «Укриття» ..... 54	<i>L. I. Pavlovskiyi, D. V. Gorodetskiyi, V. V. Derenhovskiyi, Ye. A. Menshenin</i> Relevance of forecasting air pollution of the working area during performance of works on fragmentation of structural elements of the Shelter object ..... 54
<i>Д. О. Хоменко, В. В. Єгоров, Л. І. Павловський</i> Застосування методу досліджень кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання.....62	<i>D. O. Khomenko, V. V. Yehorov, L. I. Pavlovskiyi</i> Application of the research method of the angular distribution of gamma radiation .....62
<i>Т. Д. Лев, М. М. Талерко</i> Аналіз і моделювання метеорологічних умов поширення радіонуклідів у періоди лісових пожеж та пилової бурі в Чорнобильській зоні відчуження .....67	<i>T. D. Lev, M. M. Talerko</i> Analysis and modeling of meteorological conditions for the transport of radionuclides during periods of forest fires and dust windstorms in the Chernobyl exclusion zone .....67
Правила для авторів .....86	Author Guidelines .....86

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

## Актуальні проблеми фізики динамічних пошкоджень в елементах першого контуру реакторів типу ВВЕР

### Ключові слова:

корпус реактора,  
реакторна сталь,  
термомеханічне та радіаційне  
окрихчування,  
експлуатаційний ресурс,  
термін безпечної експлуатації

У контексті актуальної проблематики фізики експлуатаційних пошкоджень сучасних реакторних сталей, що виробляються у провідних країнах світу (США, Росія, Західна Європа) і застосовуються для виготовлення корпусів ядерних реакторів та іншого обладнання першого контуру ядерних енергоустановок, розглянуто характерні особливості можливих динамічних пошкоджень у відповідальних елементах цього обладнання. Зазначену проблематику систематизовано з позицій аналізу ефектів радіаційного окрихчування, а також фізико-хімічних процесів, що за певних умов здатні розвиватися в діючому обладнанні АЕС України, що вже відпрацьовують свій проектний експлуатаційний ресурс. Розглянуто характерні особливості можливих динамічних пошкоджень у діючому реакторному обладнанні українських та зарубіжних АЕС. Проблематику систематизовано в першу чергу з позицій аналізу експлуатаційної стійкості вітчизняних та зарубіжних реакторних сталей щодо їхнього радіаційного окрихчування. Проаналізовано особливості перебігу цього фізичного процесу, що має бути взятим до уваги при визначенні максимально можливих термінів продовження безпечної експлуатації ядерних енергоблоків з реакторами типу ВВЕР на АЕС України. Розглянуто головні металофізичні властивості різних типів реакторних сталей та можливі проблеми, що спричиняються нейтронним опромінюванням, фізико-хімічними процесами, вібраційною і термомеханічною втомлюваністю, загрожують непрогнозованою раптовою руйнацією корпусів реакторів. Особливу увагу приділено механічним пошкодженням та процесам, якими супроводжується експлуатація корпусів реакторів в умовах дії циклічних та динамічних навантажень. Наведено застереження щодо необґрунтованого продовження терміну безпечної експлуатації діючих реакторів. Відзначено суттєве технологічне відставання колишньої радянської, а зараз російської металургії від рівня металургії провідних західних країн. Наведено дані щодо високих експлуатаційних властивостей новітніх американських сталей, з яких у США виготовляються сучасні реактори типу AP1000, та обумовлені цими властивостями безпекові, технічні, економічні та екологічні переваги застосування в Україні цих реакторів у порівнянні з новими моделями реакторів типу ВВЕР-1000 та ВВЕР-1200.

### Вступ

Відповідно до базового сценарію Енергетичної стратегії України [1] розвиток її атомної енергетич-

ної галузі передбачає поступове зростання виробництва електроенергії на АЕС принаймні до 2035 р. Очевидно, що згідно із зазначеним планом розвитку має бути збережено не тільки вже існуючий, тобто

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

мінімально достатній для української економіки, рівень встановленої потужності парку з 15 ядерних енергоблоків, але й забезпечено розширене виробництво електроенергії на АЕС. Як відомо, на сьогодні генерування електроенергії ядерними енергоблоками базується на існуючих потужностях реакторних установок (РУ) і, з огляду на сучасні економічні реалії, забезпечується за рахунок науково обґрунтованого продовження терміну їхньої безпечної експлуатації. Проте, як неодноразово наголошувалось за останні роки в ряді публікацій, зокрема у [2], присвячених техніко-економічному аналізу сучасного стану ядерної енергетичної галузі України, шість із 15 ядерних реакторів, побудованих ще на початку 80-х років минулого століття, уже досягли свого проектного 30-річного терміну безпечної експлуатації. З огляду на такий факт у 2010 р. вперше в Україні було пролонговано експлуатаційний термін енергоблоків № 1 та 2 Рівненської АЕС, що оснащені реакторами типу ВВЕР-440 (загальна потужність 0,835 ГВт) та ВВЕР-1000. Загалом у період 2015–2017 рр. таку ж суттєву пролонгацію отримали ще чотири енергоблоки, а на інших АЕС було розпочато роботи з підготовки їх до реалізації програми понадпроектного терміну експлуатації.

Утім, як свідчать результати багаторічних досліджень динаміки структурної деградації металу корпусів ядерних реакторів (ЯР), а також їхніх зварювальних з'єднань у процесі експлуатації ядерних енергоблоків відповідно до даних [3–8] існують певні застереження щодо надійності реалізованих у попередні роки, у тому числі на українських АЕС, методик визначення понадпроектного терміну експлуатації металу корпусів діючих ЯР типу ВВЕР. З огляду на результати сучасних досліджень з радіаційного окрихчування та втомного розтріскування основного металу корпусу реакторів типу ВВЕР та їхніх зварювальних з'єднань прийняті на теперішній час терміни продовження експлуатації українських АЕС можуть бути в найближчий час переглянуті в бік їхнього суттєвого скорочення [3, 8]. Показово, що досвід такого дострокового припинення експлуатації ядерних енергоблоків з реакторами типу ВВЕР у країнах колишнього соціалістичного табору вже існує. З огляду на важливе народногосподарське значення цієї проблематики для ядерного енергетичного комплексу України у цій публікації систематизовано відомі, а також нові, виявлені за останні роки, ефекти можливих у процесі експлуатації реакторів типу ВВЕР та PWR пошкоджень елементів першого

контуру зазначених РУ в умовах їхніх динамічних навантажень. Показово, що зазначені аварійні пошкодження можуть мати місце не тільки в умовах радіаційного окрихчування реакторних сталей, але й також негативного впливу нерегламентних фізико-хімічних ефектів, що можуть виникати в першому контурі реакторів типу ВВЕР, а також аномальних динамічних коливальних процесів теплогідрравлічного походження. У цьому контексті практично важливим є також порівняльний аналіз радіаційної стійкості конструктивних матеріалів корпусів РУ, що на сьогодні експлуатуються в атомній енергетиці України, а також зарубіжних реакторних сталей, які в майбутньому мають використовуватись у конструкціях перспективних РУ, що будуть споруджуватись на заміну діючих енергоблоків з реакторами типу ВВЕР, які відпрацювали свій експлуатаційний ресурс.

### **Пріоритетні напрями розвитку вітчизняної атомної енергетики**

Відповідно до прогнозних оцінок Енергетичної стратегії України [1] розвиток її атомної енергетичної галузі щодо базового сценарію передбачає підтримку щонайменше поточного рівня встановленої потужності ядерних енергоблоків. Водночас 13 з 15 діючих ядерних енергоблоків мають бути зупинені внаслідок об'єктивної причини — відпрацювання свого проектного ресурсу. Слід підкреслити, що, як відзначалося вище, існують об'єктивні обмеження на можливість пролонгації терміну безпечної експлуатації ядерних енергоблоків України. Крім того, слід особливо відзначити той факт, що теплове генерування електроенергії в Україні реально буде припинене до 2035 р. не тільки через його економічну збитковість, але й через фізичний знос генеруючих потужностей, незадовільний технічний стан, нехтування своєчасною модернізацією та ін. Таким чином, у зазначений період близько 80 % генеруючих потужностей української енергетики мають припинити своє функціонування. Показово, що виробництво електроенергії з використанням вітрового та сонячного генерування через їхні специфічні технологічні особливості, насамперед залежності від метеорологічних та сезонних умов, фізично не в змозі заповнити цю прогалину. Крім того, треба мати на увазі, що термін спорудження одного ядерного енергоблока становить не менше п'яти років, а його вартість становить близько п'яти мільярдів американських доларів. З огляду на це оцінка роботи [2], що в разі продовження понадпроектного терміну

експлуатації ядерних енергоблоків на 20 років у період 2030–2040 рр. необхідно буде вивести з експлуатації 12 ядерних енергоблоків загальною потужністю 10,8 ГВт, видається занадто оптимістичною.

З урахуванням вищезазначених перспектив на порядку денному гостро постає невідкладне завдання подальшого розвитку ядерної енергетичної галузі України на основі будівництва нових ядерних енергоблоків з реакторами, що відповідають сучасним вимогам економічності, екології та експлуатаційної безпеки. До останнього часу будівництво нових ядерних енергоблоків з російськими реакторами типу ВВЕР було передбачене лише на майданчиках недобудованих блоків № 3 та 4 Хмельницької АЕС. Проте після денонсування угоди з російською стороною про добудову цих блоків на основі реакторів типу ВВЕР як альтернативного постачальника РУ замість концернів «Росенергоатом» та Škoda у вересні 2021 р. було підписано угоду [9] між НАЕК «Енергоатом» та корпорацією Westinghouse El. Corp. (США) про використання реакторних технологій та устаткування цієї корпорації для спорудження новітніх реакторів типу AP1000 в Україні. При цьому слід відзначити також можливість прискореної реалізації підписаної домовленості, оскільки комплект необхідного для побудови перших енергоблоків обладнання вже є виготовленим у США, оскільки це устаткування спочатку призначалось для американської АЕС V. C. Summer. Очевидно, що цей об'єктивний чинник здатний суттєво прискорити будівництво першого українського ядерного енергоблока з новітнім обладнанням для ЯР покоління 3+, який оснащено новітніми системами активної та пасивної безпеки. Переваги ЯР типу AP1000 є безперечними. Ця РУ має електричну потужність, що становить 1100 МВт і забезпечує коефіцієнт використання встановленої потужності (КВВП) у 93 %, а також є розрахованою на подовжений паливний цикл — 18 місяців. Американський реактор є здатним до роботи в маневрових режимах у діапазоні навантажень від 20 до 100 %. Крім того, AP1000 конструктивно складається з 50 великих та 250 малих модулів, що дає змогу забезпечити швидкий монтаж їх на будівельному майданчику АЕС. Слід підкреслити, що технології реактора AP1000 сертифіковані одним із найавторитетніших у світі регулюючих органів у галузі ядерної енергетики — Комісією з ядерного регулювання США (NRC). Усе вищезазначене дозволяє впевнено стверджувати про наявність значних переваг американських реакторних технологій перед існуючими російськими, які до цього часу реалізовувались в Україні концерном «Росенергоатом».

Таким чином, в атомній енергетиці України складаються доволі драматичні обставини. Слід підкреслити, що навіть за умови подальшої успішної пролонгації експлуатаційного терміну всіх діючих ядерних енергоблоків українських АЕС уже на межі 2030 р. має розпочатися системне припинення їхньої експлуатації. З урахуванням такої несприятливої перспективи треба мати на увазі також такий об'єктивний факт — мінімально можливий період затвердження проекту та наступної побудови нової АЕС відповідно до накопиченого Україною в попередні роки досвіду триває щонайменше 10 років. Крім того, слід відзначити принципові аспекти. Насамперед, не можна вважати, що зазначені вище критичні проблеми дефіциту генеруючих потужностей у вітчизняній ядерній енергетиці виникли тільки вчора. Сучасний критичний стан українського ядерного, урановидобувного, та електроенергетичного комплексу є добре відомим широкому експертному загалу вітчизняних фахівців. Так, зокрема, у роботах [2, 8] докладно розглянуто пріоритетні напрями довгострокового розвитку національної атомної енергетики, включаючи огляд деяких питань реалізації вітчизняного ядерного паливного циклу. Утім, критично важливі питання сучасного стану ядерної енергетичної галузі України в роботі [2] розглядаються, насамперед, у контексті Директив ЄС щодо нагальних вимог суттєвого зменшення вмісту забруднюючих речовин у димових газах діючих в Україні ТЕС. В інших публікаціях, наприклад у бібліографії до нещодавньої монографії [8], можна знайти інформацію про те, що загальний обсяг світового ринку обладнання для ядерних енергоблоків, послуг з їхнього обслуговування та палива для РУ на сьогодні знаходиться на рівні половини трильйона доларів. У той же час в оглядовій роботі [2] дано оцінку доцільності впровадження перспективних легководних ядерних реакторів різної потужності з урахуванням вимог до їхньої надійності та екологічності. Проте така аналітична інформація не дає змоги зробити остаточний висновок щодо оптимального для умов України типу РУ з урахуванням сучасних економічних та зовнішньополітичних реалій. Таким чином, за винятком монографії Харківського фізико-технічного інституту [8], а також досліджень Інституту ядерних досліджень Національної академії наук України (ІЯД НАН України), що аналізуються далі, існує певний дефіцит актуальної інформації щодо експлуатаційної проблематики енергоблоків АЕС України, реактори яких уже відпрацювали свій проектний термін експлуатації. З огляду на це слід відзначити:

1) суттєві техніко-економічні переваги новітніх РУ типу AP1000, що є очевидними при порівнянні зазначених ЯР з останніми розробками російських ВВЕР, а також можливість швидкої побудови нових ядерних енергоблоків в Україні з використанням прогресивних американських технологій реакторобудування та монтажу ядерних енергоблоків визначають вибір цих реакторних технологій як безальтернативний;

2) з урахуванням існуючих економічних, екологічних та зовнішньополітичних реалій, в яких має розвиватися українська атомна енергетика, пріоритетний розвиток вітчизняного ядерного енергокомплексу має відбуватися на основі невідкладної побудови (на першому етапі) нових енергоблоків на майданчиках АЕС, що знаходяться в експлуатації. Зазначене будівництво має відбуватися з використанням передових американських енерготехнологій в умовах поступового відпрацювання діючими реакторами типу ВВЕР свого експлуатаційного ресурсу;

3) результати багаторічних досліджень динаміки структурної деградації металу корпусів ЯР, що були виконані у світі за останні десятиліття, вимагають порівняльного металофізичного аналізу основних типів реакторних сталей американських та російських виробників;

4) з точки зору експлуатаційної безпеки корпусних ЯР різних поколінь із використанням російських та американських реакторних сталей аналізу та порівнянню підлягають характеристики радіаційної стійкості цих конструкційних матеріалів.

З огляду на вищезазначене системному аналізу та систематизації перелічених актуальних питань безпеки вітчизняних та зарубіжних легководних корпусних ЯР присвячено наступні розділи цієї публікації.

### Металофізичні проблеми непрогнозованої руйнації корпусів реакторів типу ВВЕР

Не претендуючи на вичерпний розгляд усіх досліджень з металофізичних аспектів фізики радіаційного окрихчування реакторних сталей, які було виконано за період у шість десятиліть (відповідна бібліографія цих робіт представлена, зокрема, у монографії [8]), слід, насамперед, відзначити такі визначальні аспекти цієї проблематики. Як відомо [8–15], процеси старіння корпусних сталей РУ типу ВВЕР та РWR мають безпосередній вплив на термін експлуатації корпусів та експлуатаційну безпеку ЯР цього типу. З огляду на цей об'єктивний факт та фундамен-

тальний характер цієї проблеми зазначений науковий напрям інтенсивно розвивається впродовж останніх десятиліть. За ці роки було остаточно з'ясовано, зокрема в [3–8, 10–17], що структурна деградація основного металу корпусу ЯР має складний та багатоплановий перебіг фізичних процесів на мікрорівні, серед яких домінують такі мікромеханізми: а) радіаційне окрихчування корпусного металу; б) накопичення в ньому початкових фаз міжатомних дислокацій з наступною трансформацією їх у мікропошкодження кристалічної ґратки; в) перехід до фаз квазікрихкої руйнації в умовах загальної пластичної деформації ослабленого процесом тріщиноутворення перерізу металу.

Наочною ілюстрацією цих складних металофізичних механізмів можуть бути, наприклад, структурні дослідження низки конструкційних матеріалів, що використовуються в енергомашинобудуванні, зокрема реакторної сталі 15X2НМФА для корпусу ЯР типу ВВЕР-1000, із використанням скануючого електронного мікроскопа з роботи [10]. Фрагмент цих фрактографічних досліджень наведено на рис. 1, який ілюструє поверхню зламу сталі 15X2НМФА в різних

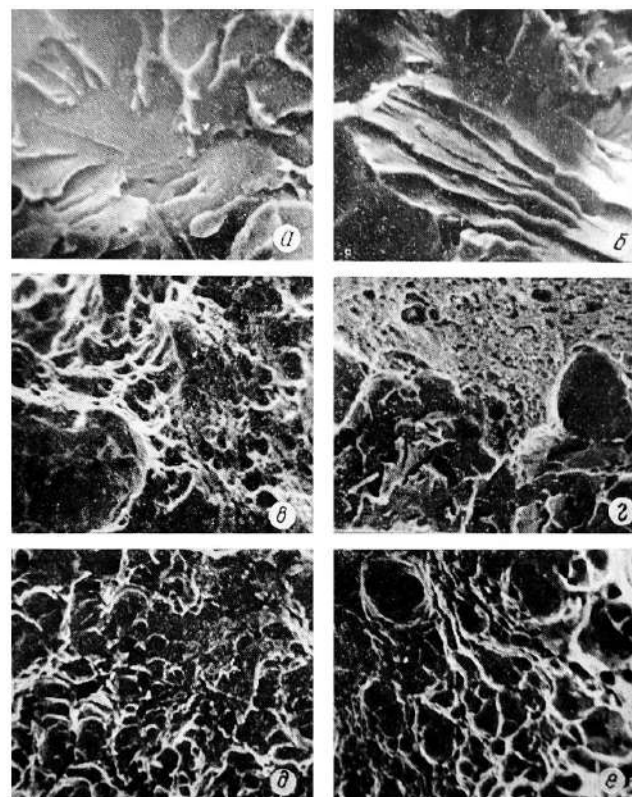


Рис. 1. Поверхні зламу зразків зі сталі 15X2НМФА (скануючий електронний мікроскоп) за даними [10]. Збільшення: а — 760, б — 1700, в — 800, г — 750, д — 720, е — 550

фазах її руйнації та за різної кратності збільшення електронного сканування.

Ці фотографії ілюструють, що на значній частині зламу сталі домінує механізм квазікрихкої руйнації: транскристалічне сколювання (а) та квазікрихкий відрив (б). При цьому характерні ознаки в'язкої руйнації з'являються лише на окремих ділянках зламу, що охоплюють фрагменти початку зрізу (в). Крім того, цей тип руйнації фіксувався поблизу втомної тріщини (г), де мало місце латентне докритичне зростання прихованого зародка майбутньої мікротріщини. Присутність на поверхні зламу мікрократерів (д, е) свідчить про можливість реалізації механізму руйнації реакторної сталі 15X2НМФА за різними мікромеханізмами, а саме сколюванням та мікрократерами, що реалізуються за однакової температури лише за рахунок виду напруженого стану у вершині майбутньої мікротріщини.

З огляду на ці металофізичні механізми та відповідно до даних досліджень, проаналізованих у монографії [8], можна засвідчити таке:

- 1) головним фізичним механізмом, що ініціює латентну руйнацію реакторної сталі під впливом нейтронного опромінювання, є радіаційне окрихчування;
- 2) стійкість сталі до радіаційного окрихчування вирішальною мірою визначає експлуатаційний ресурс відповідного конструктивного елемента РУ;
- 3) оперативне виявлення мікрозародків процесу формування майбутньої мікротріщини дає змогу забезпечити прогноз руйнації відповідного конструктивного елемента РУ, включаючи корпус ЯР.

Таким чином, радіаційна стійкість реакторної сталі фактично визначає можливість її спротиву процесам радіаційного окрихчування та тріщиноутворення. При цьому цей фізичний параметр є виключно важливою безпековою характеристикою корпусного ЯР, яка визначальною мірою впливає на величину експлуатаційного терміну РУ та можливість його пролонгації. Слід також підкреслити, що процес радіаційного окрихчування безпосередньо впливає на фізичний перебіг двох визначальних безпекових термомеханічних ефектів: а) зменшення температури переходу від в'язкого до крихкого типу руйнування металу корпусу ЯР; б) радикальну зміну енергії в'язкого руйнування. Як відомо [8, 10], у процесі реалізації протиаварійних заходів для реактора типу ВВЕР — його аварійного розхолодження — реалізується ефект температурної втрати в'язкості його корпусного металу, хоча втомне розтріскування може відбуватися й у зварних з'єднаннях поясу корпусу,

його патрубках та шпильках кришки ЯР. Заслугує на увагу також той факт, що особливу небезпеку для обладнання першого контуру реактора типу ВВЕР вищезазначені аномалії міцності реакторного металу становлять саме в умовах його аварійних динамічних навантажень, як це відзначається в монографіях [11, 12]. Іншими словами, погіршення характеристик в'язкості реакторного металу є найнебезпечнішим наслідком нейтронного опромінювання корпусів реакторів типу ВВЕР та PWR. До того ж, відповідно до [8, 10], зі збільшенням терміну експлуатації цих ЯР величина критичної температури  $T_i$  в'язко-пластичного переходу зростає, підвищуючи небезпеку крихкого руйнування реакторного металу. Певну роль тут відіграють також і тривалий вплив високої робочої температури (так зване теплове окрихчування), а також циклічність навантажень, однак визначальним є негативний вплив саме радіаційного окрихчування. Врешті, температура  $T_i$  може досягти і навіть перевищити мінімальну робочу температуру корпусу реактора, безпосередньо ініціюючи тим самим раптову крихку руйнацію цього корпусу, як це було свого часу відзначено в монографії [13].

Як підкреслюється в деяких публікаціях, зокрема в [5, 8], завдання створення корпусних реакторних сталей з підвищеним рівнем міцності та можливістю глибокого прогартування стінки виробу — корпусу реактора типу ВВЕР-1000 — було вирішено на основі легування сталі 15X2МФА нікелем, який додавався до розплаву в кількості 1,0–1,5%. Проте використання цього легуючого елемента призвело в процесі експлуатації зазначених реакторів до низки негативних наслідків. З огляду на цей небажаний вплив далі в контексті проблематики надійності існуючих методик подовження терміну експлуатаційного ресурсу ядерних енергоблоків АЕС України доцільно відзначити базові фізичні засади механіки руйнування реакторних сталей. Так, одним з параметрів, за допомогою якого визначають ступінь радіаційного окрихчування, є зсув критичної температури крихкості металу  $\Delta T_F$  залежно від інтегрального значення флюенсу нейтронів, що визначається залежністю  $\Delta T_F = A_F (F \cdot 10^{-18})^{1/3}$ , де  $A_F$  — коефіцієнт радіаційного окрихчування, що відображає швидкість цього процесу. Для сталі 15X2МФА параметр  $A_F = 15$ , а для сталі 15X2НМФА —  $A_F = 29$ –31. Це означає, що присутність у сталі нікелю подвоює швидкість радіаційного окрихчування. З огляду на це в роботах з радіаційного матеріалознавства останніх років можна зустріти занепокоєння спеціалістів щодо реального

стану реакторної сталі та, особливо, зварювальних швів корпусів реакторів типу ВВЕР-1000, де частка нікелю може бути досить високою. Враховуючи це, у наукових установах триває пошук ефективних підходів до надійної оцінки безпечного терміну експлуатації ЯР, зокрема за рахунок відновлення властивостей реакторної сталі та матеріалу зварювальних швів унаслідок реалізації спеціальної термообробки, технологія якої розглядається в роботі [4]. Як відомо, відповідно до існуючих підходів ступінь радіаційного окрихчування матеріалу контрольованого корпусу оцінюється з використанням зразків-свідків, виготовлених одночасно з реактором. Так, зокрема, у циклі робіт, виконаних в ІЯД НАН України [14, 15] на основі даних щодо радіаційного навантаження зразків-свідків та корпусів реакторів типу ВВЕР-1000, було обґрунтовано такі терміни експлуатації корпусів РУ енергоблоків українських АЕС: № 1 Південноукраїнської АЕС (2025 р.), № 1 Запорізької АЕС (2030 р.), № 6 Запорізької АЕС (2017 р.). Інформацію про ці дослідження узагальнено в монографії [8]. Показово, що оцінка стану корпусів цих ЯР засвідчила: серед 13 корпусів реакторів типу ВВЕР-1000 є два, де металу зварювальних швів притаманна підвищена схильність до радіаційного окрихчування, а саме РУ енергоблока № 1 Хмельницької АЕС та РУ енергоблока № 2 Південноукраїнської АЕС. Крім того, у роботах [8, 14, 15] було відзначено, що крім зварювальних з'єднань основний метал корпусу ЯР енергоблока № 2 Запорізької АЕС також має схильність до прискореного радіаційного окрихчування.

Таким чином, дані цих досліджень засвідчили наступне. Насамперед, для корпусних сталей реакторів типу ВВЕР-1000 критична температура окрихчування, яку згідно з існуючими нормативними підходами [16] до останнього часу вважали надійним критерієм в'язкого руйнування, виявилась недостатньо ефективним параметром, як це, зокрема, показано в роботі [15]. Слід відзначити також, що в попередніх дослідженнях іншого автора [17] було доведено, що розрахунки крихкої міцності корпусів ЯР, які базуються на діючих нормативних методиках, потребують суттєвого вдосконалення. Таким чином, нормативні температурні залежності коефіцієнта інтенсивності напружень, що характеризується критичною температурою в'язко-пластичного переходу, у деяких випадках можуть недооцінювати процеси в'язкого руйнування корпусної сталі. Це стосується в першу чергу її зварювальних швів із підвищеною масовою часткою нікелю та марганцю.

Таким чином, вищенаведений стислий огляд низки визначальних металофізичних чинників можливої непрогнозованої руйнації елементів корпусів РУ в умовах їхнього радіаційного окрихчування дає змогу зробити такі практичні висновки:

1) визначення безпечного терміну експлуатаційного ресурсу реакторної сталі 15X2НМФА для ЯР типу ВВЕР-1000, включаючи зварювальні шви його корпусу, особливо в області активної зони цієї РУ, вимагає системного багатофакторного і суто консервативного підходу до його оцінки, оскільки недостатньо обґрунтоване перевищення гарантованого виробником 30-річного проектного терміну експлуатації підвищує рівень ризику раптової втрати несучої спроможності відповідального структурного елемента корпусу ЯР;

2) системно не обґрунтоване перевищення терміну безпечної експлуатації ЯР типу ВВЕР-1000 зумовлює реальну загрозу раптового крихко-пластичного переходу в корпусі реактора і його наступної незворотної руйнації;

3) використання реакторної сталі російського виробництва, зокрема 15X2НМФА та її модифікацій, і подальша розбудова ядерної енергетичної галузі України із використанням модернізованих РУ типу ВВЕР-1000 або ВВЕР-1200 та інших консервує технологічне відставання вітчизняної атомної енергетики та зменшує її неконкурентоспроможність із відповідними сучасними високотехнологічними розробками провідних країн світу.

З огляду на це та з урахуванням результатів вищенаведеного стислого огляду металофізичних аспектів латентного розвитку в конструкційних матеріалах сучасних корпусних РУ прихованих структурних дефектів, у наступному розділі доцільно розглянути визначальні фізичні аспекти впливу інтенсивних динамічних навантажень на процес тріщиноутворення в корозійно пошкодженій або радіаційно окрихченій сталі.

### **Інтенсифікація тріщиноутворення в умовах динамічних навантажень**

З огляду на актуальність проблеми аварійної динаміки першого контуру корпусних ЯР, яку в монографії [12] систематизовано в контексті теплофізичної проблематики надійності та безпеки сучасних РУ, необхідно відзначити принципові аспекти виникнення аварійних динамічних навантажень у першому контурі реакторів типу ВВЕР та PWR. Слід особливо

підкреслити той факт, що неконтрольована на теперішній час динаміка цих навантажень здатна, як буде показано далі, катастрофічно впливати на процеси тріщиноутворення та непередбачуваної руйнації елементів РУ в умовах радіаційного, корозійного та інших видів окрихчування реакторної сталі. При цьому в контексті розгляду цієї актуальної проблематики слід, насамперед, відзначити той факт, що в науковій літературі останніх років, що присвячена нагальним питанням ефективної реалізації ядерних енерготехнологій і в першу чергу проблемним теплофізичним аспектам експлуатації ЯР, включаючи їхні аварійні режими, практично відсутні дослідження, що присвячені аналізу динамічних експлуатаційних пошкоджень елементів та систем першого контуру РУ. Показовим є той факт, що зазначені пошкодження спричинені специфічними та майже невідомими широкому загалу фахівців з наукового супроводу експлуатації та проектування ядерних енергоблоків динамічними коливальними режимами, які, однак, здатні за певних умов виникати в першому контурі реакторів типу ВВЕР та PWR, включаючи їхні активні зони (АкЗ). З урахуванням негативного досвіду низки аварій, що сталися в ядерній енергетиці за останні роки, прискіпливої уваги заслуговує насамперед аналіз загальноконтурної теплогідрравлічної нестійкості першого контуру ЯЕУ як коливальної системи. Фізичні підходи до такого аналізу розглянуто в зазначеній роботі [12].

Як відзначено, зокрема в [11, 12], оперативний контроль герметичності та напруженого стану кришки корпусу енергетичного ЯР є одним із пріоритетних завдань, що підлягає ефективному вирішенню для зменшення ризику виникнення важких аварій на АЕС. Актуальність цієї проблеми продемонструвала аварійна зупинка ядерного енергоблока на американській АЕС Davis-Besse-1 у лютому 2002 р. Серед ядерних фахівців цей інцидент було визнано найбільш небезпечним після відомої аварії на АЕС TMI-2 в США в 1979 р. Показово, що аналогічні потенційно небезпечні пошкодження кришок реакторів типу PWR було виявлено і в інших країнах, зокрема на АЕС Sendai-1 (Японія), Jose Cabrera Zoria (Іспанія), Beznau-2 (Швейцарія). При цьому в усіх зазначених країнах при виявленні значного тріщиноутворення в реакторній сталі кришки корпусного ЯР було виконано термінову заміну цього дефектного елемента РУ. Як ілюстрацію характеру цих пошкоджень на рис. 2 та 3 за даними [19] показано зони локалізації та глибину проникнення аварійної тріщини ЯР на АЕС Davis-Besse-1.

Загалом, починаючи з 1991 р., в атомній енергетиці різних країн було виявлено близько 50 дефектних кришок корпусних ЯР, які були терміново замінені. Разом з тим, незважаючи на небезпеку відмов відповідальних елементів корпусів реакторів типу PWR, аналіз причин подібних експлуатаційних пошкоджень обмежувався лише констатацією факту розвитку корозійних процесів та впливом на них присутньої в теплоносії борної кислоти. Можливий розвиток корозійного окрихчування в умовах динамічних навантажень та циклічної втоми металу в цих умовах як головних причин подібних аварій до уваги не приймались. Можливий вплив гідродинамічних процесів резонансної природи, що здатні, як відзначається в роботі [12], виникати у циркуляційному контурі, до теперішнього часу є практично недослідженим. З огляду на це втрата несучої спроможності структурних елементів корпусу ЯР сприймалась як раптова відмова, що проявляла

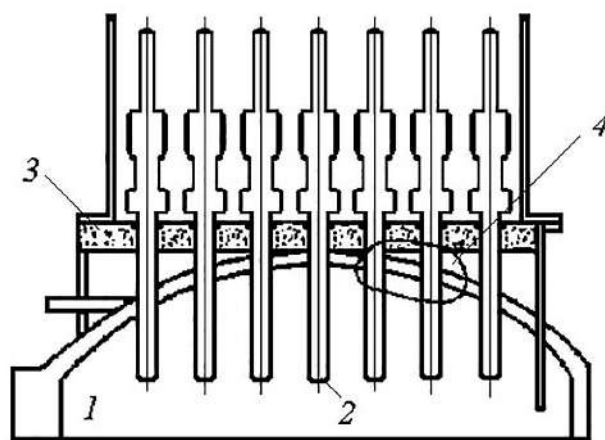


Рис. 2. Кришка корпусу реактора і блок захисних труб:  
1 — реактор; 2 — орган СУЗ; 3 — теплова ізоляція;  
4 — зона тріщин

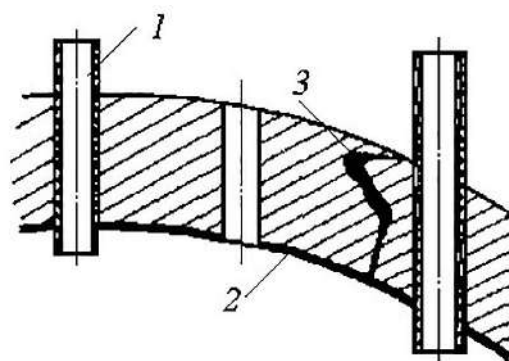


Рис. 3. Фрагмент кришки корпусу реактора:  
1 — патрубок органу СУЗ; 2 — наплавка з нержавіючої сталі; 3 — виявлена тріщина

себе випадково. Враховуючи вищезазначене, треба підкреслити, що на сьогодні надійна методика оцінки ресурсу елементів першого контуру ЯР в умовах динамічних навантажень відсутня. Проте слід відзначити, що вимушена зупинка ядерного енергоблока на АЕС Davis-Besse-1 та термінова заміна кришки реактора типу PWR призвели до економічних збитків — 375 млн доларів у цінах того часу.

У роботі [19] відзначається той факт, що короткотерміновий режим інтенсивних циклічних навантажень кришки корпусу ЯР у більшості випадків відзначається в умовах пусків та зупинок РУ, зокрема під час експлуатації реактора типу ВВЕР-1000. За даними цієї роботи, динаміка таких циклічних навантажень призводить до накопичення напруг від утомленості в конструкційних матеріалах ядерних енергетичних установок (ЯЕУ), наслідком чого є інтенсивне тріщиноутворення у відповідальних структурних елементах РУ. Як відзначено в монографії [12], особливо небезпечним є наближення частот теплогідрравлічних коливань тиску, що збуджується за певних умов (наприклад, при кипінні теплоносія) у першому контурі РУ, до механічних коливальних резонансів елементів конструкції АкЗ ЯР. З огляду на ці резонансні ефекти, в роботі [19] запропоновано модель механізму взаємодії зовнішніх збурень, що генеруються турбулентним потоком теплоносія та періодичними імпульсами тиску на виході напірного патрубку ГЦН з вібраційними процесами кришки корпусу ЯР. Згідно із зазначеною моделлю небезпечний резонансний експлуатаційний стан цього елемента ЯР суттєво залежить не тільки від особливостей конструкцій РУ, але й від конкретного співвідношення режимних параметрів ЯЕУ. Таким чином, за даними [12, 19], плин теплоносія викликає механічні коливання внутрішньокорпусних елементів ЯР і зумовлює можливість (за певних умов) взаємодію автоколивань тиску з власними частотами окремих механічних складових цієї коливальної системи.

У цьому зв'язку слід зазначити, що серйозну небезпеку, якою є вищезазначені механічні коливальні та теплогідрравлічні процеси (ТГП), які, відповідно до даних [20], можуть виникати в першому контурі РУ, штатні технічні засоби АСУ ТП АЕС, КВП та А реакторів типу ВВЕР усіх модифікацій виявити не здатні. Крім того, слід відзначити, що адекватної оцінки реальності небезпеки досліджених у [12] динамічних коливальних ТГП, які являють собою небезпечну теплогідрравлічну аномалію, що може виникати в першому контурі реакторів типу ВВЕР та PWR, не можна

зустріти у звітах фахівців з експлуатаційної безпеки сучасних РУ і сьогодні. У той же час слід зазначити, що фізичні прояви впливу вищезазначених динамічних пошкоджень в елементах обладнання першого контуру реактора типу ВВЕР-440 Рівненської АЕС, що, очевидно, були уражені ще одним небезпечним різновидом окрихчування — корозійним, далися взнаки в січні 1982 р. в процесі раптового, але послідовного зриву декількох кришок гарячих колекторів парогенераторів (ПГ) типу В-213 ядерного енергоблока № 1 Рівненської АЕС. Наведена на рис. 4 фотографія з роботи [12] ілюструє характер руйнації шпильок однієї з кришок такого аварійного гарячого колектора.

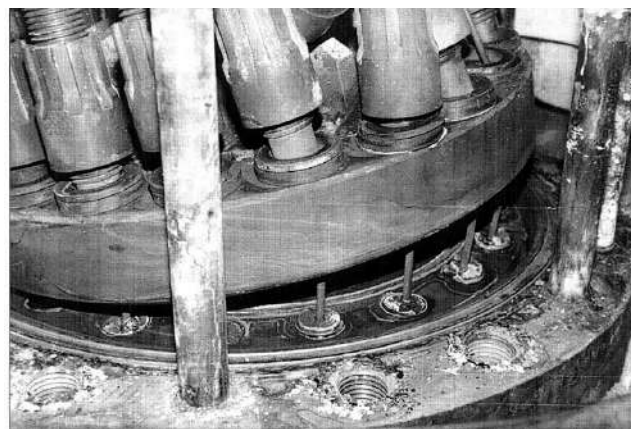


Рис. 4. Характер руйнації шпильок кришки гарячого колектора ПГВ-213 ядерного енергоблока № 1 Рівненської АЕС з роботи [12]

На думку фахівців, залучених до розслідування причин вищезазначеної аварії на Рівненській АЕС, серед головних фізичних чинників, що могли ініціювати розвиток аварійного процесу, особливо мають бути відзначені такі: а) гідродинамічний удар теплоносія; б) ненормативний напружений стан шпилькових з'єднань; в) міжкристалічне корозійне мікророзтріскування аустенітної сталі шпильок під впливом борної кислоти.

Очевидно, що гамма-випромінювання в зоні цього конструктивного елемента ПГ не здатне істотно вплинути на структурну деградацію його металу, бо може призвести лише до незначного залишкового радіаційного пошкодження аустенітної нержавіючої сталі цього елемента. Проте небезпечні процеси тріщиноутворення внаслідок складних фізико-хімічних процесів у металі колекторів ПГ та інших відповідальних елементах РУ також здатні реалізуватися під час експлуатації ЯЕУ. Слід відзначити, що ці процеси ініціюють та безпосередньо зумовлюють

небезпечні корозійні ушкодження відповідальних конструктивних елементів ЯЕУ і, з огляду на це, мають бути стисло розглянуті.

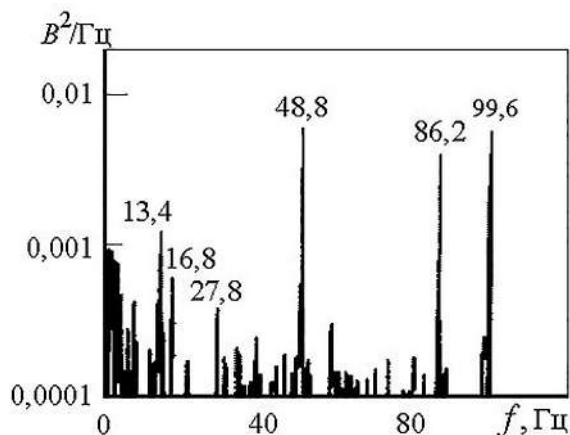


Рис. 5. Взаємна автоспектральна густина сигналів сенсорів динамічних напруг та вібропереміщень ПГВ-1000 відповідно на ПГ № 4 та на напорі ГЦН-4 при величині тиску  $P = 16$  МПа та температурах —  $T_{\text{гар}} = 287$  °C;  $T_{\text{хол}} = 281$  °C

Враховуючи небезпеку таких раптових руйнацій критичних елементів ЯЕУ та з огляду на специфічні особливості тріщиноутворення в обладнанні РУ, у роботі [21] розглянуто деякі матеріалознавчі аспекти цієї проблематики. Зважаючи на ці аспекти та з урахуванням особливостей розвитку наведених пошкоджень ПГВ-213 енергоблока № 1 Рівненської АЕС в 1982 р., слід також звернути увагу на наступне. Як відомо [22], у парогенераторних установках типу В-213, що входять до складу головного технологічного обладнання ядерного енергоблока з реактором типу ВВЕР-440, в умовах динамічних коливань рівня теплоносія в цих ПГ має місце циклічна зміна зони змочування та осушення поверхні колекторів цих ПГ. Наслідком цього коливального процесу є концентрування на стінках цих колекторів низки шкідливих хімічних домішок, що зазвичай є в теплоносії. Показово, що ці домішки є здатними до утворення прихованих корозійних пошкоджень металу конструктивних елементів не тільки колекторів ПГ, що виготовлені з аустенітної нержавіючої сталі, але й інших структурних частин РУ. Так, зокрема, відомо, що наявність у теплоносії першого контуру водню, кисню та перекису водню є продуктами процесу радіолізу теплоносія. З огляду на небезпечні наслідки цього процесу та з метою його корекції в теплоносії першого контуру звичайно додають аміак. Адсорбція наявного водню реакторною сталлю та цирконієвими оболонками ТВЕЛ здатна призводити до їхнього швид-

кого водневого окрихчування. Крім того, присутність у теплоносії хлоридів може прискорити корозійне розтріскування конструкцій з аустенітних нержавіючих сталей, причому наявність кисню суттєво інтенсифікує цей процес. Відомо, що хімічно активні іони хлору потрапляють до теплоносія РУ разом з технологічними хімічними реагентами (борною кислотою, аміаком та ін.), а також із живильною водою. З огляду на це на сучасних АЕС у технологічному процесі мають застосовуватись лише реагенти високого рівня чистоти. Очевидно, що при порушенні цих вимог має місце активізація корозійних процесів із накопичення на поверхні окремих елементів першого контуру продуктів корозії у вигляді характерних відкладень. Наслідком цих небажаних фізико-хімічних явищ є концентрація корозійно-агресивних агентів під відкладеними на стінках конкреціями та подальша інтенсифікація корозії з виникненням небезпечного міжкристалічного тріщиноутворення. Очевидно, що останнє суттєво зменшує несучу спроможність конструктивних елементів ЯЕУ.

Цілком імовірно, що в усіх зазначених випадках мав місце процес інтенсифікації тріщиноутворення в корозійно ушкодженій сталі під впливом розвитку резонансних ТГП у першому контурі РУ, як це обґрунтовано в роботах [12, 20]. На рис. 5 відповідно до ПГВ-1000 наведено експериментальні дані з монографії [12], що характеризують складність динамічного напруженого стану елементів головного циркуляційного контуру в штатному режимі експлуатації ПГ реактора типу ВВЕР-1000, а саме структуру взаємного спектра сигналів діагностичного сенсора динамічних напружень та віброакселерометра, що встановлені на одній із петель циркуляції цієї РУ. Аналіз цих даних свідчить про те, що реакція конструкції гарячого колектора на пульсації тиску теплоносія, що зумовлені роботою головного циркуляційного насоса, проявляє себе на обертовій та кратній їй частотах обертання цього агрегату. Наявність піків у спектральних характеристиках пульсацій тиску на частотах коливань, що є кратними обертовій частоті насоса, відповідає гармонійним складовим такого ряду: 16,6; 33,2; 49,8; 99,6 Гц. Фізичне обґрунтування виникнення цих спектральних складових наведено в роботах [12, 20]. При цьому абсолютні та відносні рівні амплітуд коливань на зазначених частотах, як показано в цих роботах, безпосередньо залежать від режимних параметрів першого контуру РУ.

Таким чином, наведені вище та проаналізовані в [12, 20] результати натурних та стендових експериментів свідчать:

а) у першому контурі РУ типу ВВЕР та PWR можуть виникати практично неконтрольовані сучасними засобами АСУ ТП АЕС приховані нерегламентні динамічні ТГП, існування яких не передбачено проектами ЯР;

б) зазначені нерегламентні коливальні процеси проявлять себе у вигляді автоколивань, параметричних резонансів та резонансної взаємодії коливань теплоносія з коливаннями елементів обладнання першого контуру РУ;

в) виникнення зазначених резонансних ефектів не може бути прогнозоване сучасними теплогідравлічними кодами покращеної оцінки через відсутність у цих кодах відповідних фізичних та математичних моделей;

г) неконтрольований розвиток вищезазначених аномальних динамічних ТГП здатен спричинити серйозні пошкодження в обладнанні першого контуру РУ, особливо в умовах виникнення в елементах цього контуру розвинених процесів радіаційного та корозійного окрихчування.

Очевидно, що технологічна якість головного конструкційного матеріалу ЯЕУ — реакторної сталі — безпосередньо впливає на її стійкість до тріщиноутворення. З огляду на це та враховуючи характер вищерозглянутих динамічних навантажень, доцільним є порівняльний аналіз сучасних розробок реакторних сталей у провідних країнах світу, зокрема в США.

### **Матеріалознавчі аспекти експлуатаційного ресурсу корпусів реакторів типу ВВЕР**

Технологія виготовлення двох основних типів радянських, а нині російських реакторних сталей, що були використані для виготовлення корпусів реакторів типу ВВЕР усіх нині діючих російських і українських ядерних енергоблоків, походить родом із середини минулого століття, як це підкреслено в роботі [8]. Перша з цих сталей, а саме 15Х2МФА, що згідно з даними [6, 21] містить 0,12 % вуглецю, 2,8 % хрому, 0,8 % молібдену та 0,2 % ванадію, була використана для виготовлення 32 корпусів реакторів типу ВВЕР-440, близько 300 реакторів для військового флоту та 18 для атомних криголамів. При цьому зазначена сталь забезпечувала достатньо високий проектний флюенс нейтронів у межах  $(2,0 \dots 2,4) \cdot 10^{20} \text{ см}^2$ , хоча з огляду на достатньо великі розміри заготовок, з яких виготовлялися корпуси зазначених реакторів, концентрації легуючих елементів в об'ємі циліндричних заготовок мали тенденцію до значної неоднорід-

ності. Звичайно, що такі зміни концентрації окремих елементів, наприклад вуглецю, призводили до значної варіативності механічних властивостей сталі в аксіальному та радіальному напрямках корпусу реактора. Для корпусних реакторів типу ВВЕР-1000 експлуатаційні вимоги до реакторної сталі 15Х2НМФА були дещо іншими. Так, на відміну від 15Х2МФА для ЯР типу ВВЕР-440, у реакторній сталі для ВВЕР-1000 як додатковий легуючий елемент було використано нікель у кількості 1–1,5 %. Останнє дало змогу підвищити характеристики міцності сталі, а також забезпечити підвищену експлуатаційну температуру, хоч і був знижений проектний флюенс, що становив лише  $(4 \dots 6) \cdot 10^{19} \text{ см}^2$ . Таким чином, додавання легуючого нікелю в реакторну сталь 15Х2НМФА разом із коригуванням вмісту в ній хрому дало змогу не тільки збільшити рівень її міцності, але й збільшити глибину прогартування конструкційних елементів корпусу ВВЕР-1000 значної товщини. Проте використання в сталі 15Х2НМФА легуючого нікелю мало і значний негативний вплив — суттєве зниження її опору до радіаційного окрихчування. Показово, що останнє має домінуючий характер, незважаючи на присутність теплового, а також циклічного типу навантажень у конструктивних елементах реактора типу ВВЕР-1000. У результаті зі збільшенням терміну експлуатації реактора цього типу критична температура в'язко-пластичного переходу зростає, що підвищило небезпеку можливого крихкого руйнування корпусу ВВЕР-1000. Таким чином, можна стверджувати, що радіаційна стійкість реакторної сталі (тобто ступінь її окрихчування в процесі нейтронного опроміювання) є виключно важливою характеристикою експлуатаційної безпеки ЯР і, як підкреслюється в роботі [10], має вирішальне значення при визначенні експлуатаційного ресурсу корпусу реактора типу ВВЕР-1000. При цьому, як зазначено вище, зі збільшенням тривалості експлуатації реактора критична температура в'язко-пластичного переходу зростає і може перевищити мінімальну робочу температуру корпусу реактора, що невідворотно призведе до його раптової руйнації.

Показово, що присутність у корпусній сталі ВВЕР-1000, тобто у 15Х2НМФА, нікелю вдвічі збільшила швидкість її радіаційного окрихчування в порівнянні з реакторною сталлю 15Х2МФА для ВВЕР-440. З огляду на цю визначальну експлуатаційну особливість сталі 15Х2НМФА, з якої виготовлено корпуси всіх діючих на теперішній час в Україні 13 ЯР типу ВВЕР-1000, з ряду досліджень, зокрема з робіт [13–15],

можна зробити такий практичний висновок. Оскільки опір сталі 15X2НМФА до радіаційного окрихчування є суттєво зниженим, особливо в тій частині корпусу, що відповідає області розташування АкЗ, ресурс корпусу є реально обмежений проектним експлуатаційним ресурсом тієї області корпусу, що знаходиться на рівні АкЗ. У результаті треба засвідчити, що відповідно до сучасних вимог експлуатаційної безпеки ядерних енергоблоків реальний ресурс корпусу ВВЕР-1000 не може суттєво перевищувати гарантований термін, тобто 30 років, без певної величини ризику.

Незважаючи на відзначену вище підвищену радіаційну стійкість реакторної сталі 15X2МФА ЯР типу ВВЕР-440, у неї також є і суттєвий недолік. Він стосується високої активації корпусу РУ під впливом нейтронного опромінення. Показово, що зазначена активація є зумовленою саме легуючими елементами, застосованими в цій сталі, які здатні утворювати довгоіснуючі ізотопи, насамперед молибден. У результаті висока здатність до активації сталі 15X2МФА призводить до проблем при утилізації корпусів ВВЕР-440, що відпрацювали свій ресурс, оскільки наведена радіоактивність цих корпусів знижується занадто повільно й потребує для досягнення безпечного рівня близько 1 000 років. З урахуванням цього недоліку на початку нового тисячоліття в Росії було розроблено нову низькоактивовану радіаційно стійку сталь типу 15X2В2ФА, в якій легуючий молибден замінено на вольфрам в еквівалентному атомному співвідношенні. Крім того, жорстко обмежено вміст таких легуючих домішок, як ніобій, нікель, кобальт, молибден та мідь, до рівнів, які може забезпечити на сьогодні російська металургійна промисловість. У 2009 р. в ковальсько-пресовому цеху металургійного підприємства «Спецсталь» (Росія), що виготовляє поліпшену реакторну сталь 15X2МФА\_А (модифікація А), уперше було виготовлено дослідний циліндричний елемент верхньої частини корпусу реактора типу ВВЕР-1000, який було піддано всебічним матеріалознавчим дослідженням. За їхніми результатами було з'ясовано, що ця модифікація реакторної сталі відзначається достатньо високими механіко-технологічними властивостями за рахунок суттєво вдосконаленого металургійного процесу, поліпшеної пластичної та термічної обробки виробу, а також новітньої технології мікролегування. Ця сталь зі знизеним рівнем нікелю має забезпечити, на думку розробників, проектний термін експлуатації реакторів типу ВВЕР-1000 та ВВЕР-1200 у 60–80 років. Крім того, зазначений реакторний матеріал має дати змогу під-

вищення теплової потужності ЯР на 30–40 %. Проте з урахуванням історії розбудови парку українських АЕС очевидним є те, що жодного українського ядерного енергоблока з реакторами типу ВВЕР, які всі без винятку були споруджені в Україні в останнє двадцятиріччя минулого століття, не могло бути виготовлено з покращених конструкційних матеріалів типу 15X2НМФА\_А. Очевидно, що з урахуванням сучасних геополітичних реалій розбудова нових ядерних енергоблоків в Україні з використанням нових російських реакторних сталей у перспективі не видається можливою.

У цьому зв'язку слід особливо відзначити також добре відомий фахівцям з реакторного матеріалознавства факт існування істотного відставання технологічного рівня радянської, а тепер і російської металургії, особливо в галузі створення спеціальних сталей, включаючи сталі для ЯР, від тогочасних і сьогоdnішніх розробок провідних американських та європейських фірм. Варто підкреслити, що зазначене відставання мало місце не тільки в ретроспективі, але й дається взнаки і в сьогоденні. Треба мати на увазі, що зазначене технологічне відставання особливо відчутно проявило себе, зокрема, у середині 80-х років минулого століття, тобто в той період, коли виготовлялись корпуси всіх українських реакторів типу ВВЕР-1000. Як відомо [8, 21, 23], найкраща реакторна сталь радянської доби того періоду 15X2НМФА класу 1 (з дещо знизеним рівнем гранично допустимої концентрації нікелю для зменшення ефекту радіаційного окрихчування) значно поступалася американській реакторній сталі типу SA-336F22V (або за уніфікованою класифікацією американських сталей UNS K31835). Показово, що ця американська сталь, розроблена ще в середині 50-х років минулого століття, відзначається стійкістю до високотемпературної повзучості та старіння і розглядається також і сьогодні [24] як перспективний конструкційний матеріал для реакторів наступного покоління. Проте з урахуванням того факту, що сталь SA-336 потребувала значних витрат на термообробку, подібну до термообробки вітчизняних сталей 15X2МФА та 15X2НМФА, у виробництві американських реакторів типу PWR почали масово використовувати нові реакторні сталі SA-508 та SA-533, що відрізняються не тільки високотехнологічними, але й покращеними експлуатаційними якостями. За останні роки в Німеччині, подібно до США, було також впроваджено нові реакторні сталі 22NiMoCr36, 22NiMoCr37 та 20MnMoNi55, що є прямим аналогом американської сталі SA-508

класу 3. У Франції такими аналогами американських сталей стали 16MnD5 та 18MnD. За даними МАГАТЕ [25], вищеперелічені новітні розробки реакторних сталей відзначаються високими експлуатаційними якостями, включаючи підвищені вимоги до радіаційної стійкості та радіаційного старіння. Особливо цінною є притаманна цим конструкційним матеріалам можливість подовженої експлуатації реакторів типу PWR, виготовлених із цих сталей, та здатність зберігати свої високі характеристики в маневрових динамічних режимах.

### Висновки

Підсумовуючи вищерозглянуті актуальні матеріалознавчі аспекти з проблематики експлуатаційної надійності корпусів вітчизняних реакторів типу ВВЕР-440, ВВЕР-1000, а також зарубіжних РУ типу PWR, можна зробити практичні висновки.

1. Можливість використання, відповідно до угоди [9], американських ядерних технологій та будівництва на українських АЕС нових енергоблоків з новітніми ЯР типу AP1000 сучасних високотехнологічних реакторних сталей типу SA-508, SA-533 та ін., що використовуються під час виробництва зазначеної РУ, вирішує ряд проблем, включаючи значне підвищення експлуатаційного ресурсу українських ядерних енергоблоків та можливість експлуатації РУ в маневрових режимах.

2. З урахуванням набутого досвіду низки експлуатаційних пошкоджень, що мали місце в світовій ядерній енергетиці за останні десятиліття, пильної уваги заслуговують динамічні теплогідролічні процеси, які за певних умов здатні виникати в першому контурі РУ та ініціювати вихід з ладу його структурних елементів.

3. Невідкладну реалізацію оперативного контролю теплогідролічної стійкості теплоносія першого контуру на основі моніторингу амплітудно-частотних характеристик можливих коливальних процесів в РУ відповідно до даних [12], а також акустичної емісії реакторної сталі згідно з методикою [8] слід вважати одним із пріоритетних завдань із забезпечення експлуатаційної безпеки сучасних ядерних енергоблоків.

4. Раптова втрата несучої спроможності відповідальних елементів першого та другого контурів сучасних ЯЕУ може бути ініційована не тільки радіаційним окрихчуванням реакторної сталі, але також розвитком небезпечних фізико-хімічних процесів,

здатних ініціювати ефекти міжкристалічного тріщинотворення, що мають корозійне походження і здатні проявляти себе в умовах динамічних навантажень.

### Список використаної літератури

1. Енергетична стратегія України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність» [Схвалено розпорядженням Кабінету Міністрів України від 18.08.2017 р. № 605-р]. — 66 с. — Режим доступу: <http://mpe.kmu.gov.ua/minugol/doccatalog/document?id=245229554>.
2. 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.
3. Наноскопические процессы радиационного охрупчивания сталей корпусов ядерных реакторов / В. И. Карась, А. О. Комаров, В. Г. Папкович [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. — 2010. — № 3. — С. 194–199.
4. Структурные критерии выбора режимов восстановительного отжига материала корпусов реакторов ВВЭР-1000 / Б. А. Гурович, Я. И. Штромбах, Е. А. Кулешова, С. В. Федотова // Вопросы атомной науки и техники. — 2010. — № 5. — С. 50–57.
5. 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.
6. Карзов Г. П. Разработка и совершенствование радиационно стойких сталей для корпусов водо-водяных атомных реакторов / Г. П. Карзов, В. А. Николаев, Т. Н. Филимонов // Вопросы материаловедения. — 2006. — Т. 45, № 1. — С. 111–123.
7. Касаткин О. Г. Тепловое охрупчивание сварных соединений корпусов реакторов типа ВВЭР / О. Г. Касаткин // Вопросы атомной науки и техники. — (Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»). — 2009. — Т. 94, № 4–2. — С. 232–235.
8. Назарчук З. Т. Метод акустичної емісії в діагностуванні корпусів реакторів атомних електростанцій / З. Т. Назарчук, І. М. Неклюдов, В. Р. Скальський (НАН України, ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут» фізико-механічний інститут ім. Г. В. Карпенка). — Київ : Наук. думка. — 2016–306 с.

9. Урядовий портал. Кількість атомних енергоблоків, що побудують в Україні за технологіями Westinghouse, збільшилась до 9 [Електронний ресурс] // kmu — Режим доступу: <https://www.kmu.gov.ua/news/killkist-atomnih-energoblokiv-shcho-pobuduyut-v-ukrayini-za-tehnologiyami-westinghouse-zbilshilas-do-9>. — Назва з екрана. — Дата публікації: 03.06.2022. Дата перегляду: 03.08.2022.
10. Красовский А. Я. Хрупкость металлов при низких температурах / А. Я. Красовский. — Киев : Наук. думка. — 1980. — 340 с.
11. Теплофизика аварий ядерных реакторов / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко [и др.]. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2012. — 528 с.
12. Теплофизика повреждений реакторных установок / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко [и др.]. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2013. — 528 с.
13. Aging and life extension of major light water reactor components / V. N. Shah, P. E. MacDonald. — New York : Elsevier Science & Technology. — 1993. — 943 p.
14. Радиационное охрупчивание корпусных сталей реактора ВВЭР-1000 / Э. У. Гриник, Л. И. Чирко [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. — 2000. — № 4. — С. 57–60.
15. Оценка вязкости разрушения корпусных материалов реактора ВВЭР-1000 / Э. У. Гриник, В. Н. Ревко, Л. И. Чирко, Ю. В. Чайковский // Ядерна фізика та енергетика. — 2007. — Т. 8, № 19. — С. 83–88.
16. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. — Москва : Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
17. Lambrigger M. Weibull master curves and fracture toughness testing. Part III. Master curves for the evaluation of dynamic Charpy impact tests / M. Lambrigger // J. Mater. Sci. — 1999. — Vol. 34. — P. 4447–4455.
18. Хмара Д. О. Зауваження громадськості щодо продовження експлуатації енергоблоків АЕС України у понадпроектний термін / Д. О. Хмара // Ядерна та радіаційна безпека. — 2010. — № 1. — С. 43–47.
19. Проскуряков К. Н. Теплогидравлические причины роста динамических напряжений трещин в крышках корпусных реакторов / К. Н. Проскуряков // Теплоэнергетика. — 2006. — № 9. — С. 22–25.
20. Шараевський І. Г. Розпізнавання передаварійних теплогидравлічних процесів у водоохолоджуваних ядерних енергетичних реакторах: автореф. дис. ... д-ра техн. наук / І. Г. Шараевський. — Київ : ИПБ АЕС НАН України, 2010. — 48 с.
21. 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. — (Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»). — 2011. — № 2. — С. 46–53.
22. Монахов А. С. Атомные электрические станции и их технологическое оборудование / А. С. Монахов. — Москва : Энергоатомиздат, 1986. — 224 с.
23. Тимофеев Б. Т. Стойкая к радиации / Б. Т. Тимофеев, А. О. Зотова // Атомная стратегия. — 2006. — Т. 24, № 4. — С. 28–29.
24. Preliminary materials selection issues for the next generation nuclear power plants pressure vessel / K. Natesan, S. Majumdar, P. S. Shankar, V. N. Shah / Report ANL / EXT — 06/45. — Argonne, 2006. — 109 p.
25. 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, 2009. — 156 p.

**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, Lysogirska st., Kyiv, 03028, Ukraine*

### **Current Physical Problems of the Dynamic Damage in Elements of the First Circuit of VVER Reactors**

In the context of the actual problems of the physics of operational damage of modern reactor steels produced in the leading countries of the world (USA, Russia, Western Europe) and used for the manufacture of nuclear reactor vessels and other equipment of the first circuit of nuclear power plants, the characteristic features of possible dynamic damage in the responsible elements of this are considered. The mentioned problems are systematized from the standpoint of analyzing the effects of radiation embrittlement, as well as physical and chemical processes that, under certain conditions, are capable of developing in the operating equipment of Ukrainian NPPs, which are already working out their design operational resource. The characteristic features of possible dynamic damage in the operating reactor equipment of Ukrainian and foreign nuclear power plants are considered. The problem is systematized, first of all, from the standpoint of analyzing the operational stability of domestic and foreign reactor steels in relation to their radiation embrittlement. The peculiarities of the course of this physical

process have been analyzed, which should be taken into account when determining the maximum possible terms of extension of safe operation of nuclear power units with reactors of the VVER type at the NPP of Ukraine. The main metal-physical properties of reactor steels of various types and possible problems caused by neutron irradiation, physical and chemical processes, vibrational and thermomechanical fatigue, which threaten the unexpected sudden destruction of reactor vessels, are considered. Special attention is paid to mechanical damage and processes accompanying the operation of reactor housings under conditions of cyclic and dynamic loads. A warning has been given regarding the unjustified extension of the period of reactors safe operation. The significant technological lag of the former Soviet, and now Russian, metallurgy from the level of metallurgy of the leading Western countries was noted. Data are provided on the high operational properties of the latest American steels, from which modern reactors of the AR1000 type are manufactured in the USA, and the safety, technical, economic and environmental advantages of using these reactors in Ukraine in comparison with new models of reactors of the VVER-1000 and VVER-1200.

*Keywords:* reactor vessel, reactor steel, thermomechanical and radiation embrittlement, service life, term of safe operation.

## References

1. Energy strategy of Ukraine for the period up to 2035 "Security, energy efficiency, competitiveness". Approved by the Order of the Cabinet of Ministers dated 18.08.2017 no. 605-p, 66 p. Available at: <http://mpe.kmu.gov.ua/minugol/doccatalog/document?id=245229554>. (in Ukr.)
2. 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]. *The Problems of General Energy*, vol. 52, no. 1, pp. 42–48. (in Ukr.)
3. Karas' V. I., Komarov A. O., Papkovich V. G., Pilipenko N. N., Shilyaev B. A. (2010). Nanoscopic processes radiation embrittlement pressure vessel steels. *Problems of Atomic Science and Technology*, no. 3, pp. 194–199. (in Rus.)
4. Gurovich B. A., Shtrombakch Ya. I., Kuleshova E. A., Fedotova S. V. (2010). Structural criteria of recovery annealing regime selection for VVER-1000 reactor pressure vessel materials. *Problems of Atomic Science and Technology*, no. 5, pp. 50–57. (in Rus.)
5. Morozov A. M., Nikolaev V. A., Yurchenko 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 Int. conf. "Problems of materials science in the design, manufacture and operation of nuclear power plant equipment" (Saint Petersburg, June 19–23, 2000). Saint Petersburg: Prometei, vol. 2, pp. 372–396. (in Rus.)
6. Karzov G. P., Nikolaev V. A., Filimonov T. N. (2006). [Development and improvement of radiation-resistant steels for vessels of pressurized water reactors]. *Voprosy materialovedeniya* [Materials science issues], vol. 45, no. 1, pp. 111–123. (in Rus.)
7. Kasatkin O. G. (2009). Thermal embrittlement of welded joints of bodies of WWER type reactors. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 94, no. 4–2, pp. 232–235. (in Rus.)
8. Nazarchuk Z. T., Neklyudov I. M., Skalskyi V. R. (2016). *Metod akustychnoyi emisii v diagnostuvanni korpusiv reaktoriv atomnykh elektrostancij* [The method of acoustic emission in the diagnosis of NPP reactor vessels]. National Academy of Sciences of Ukraine, NSC "Kharkiv Physical and Technical Institute", G. V. Karpenko Physical-Mechanical Institute. Kyiv: Naukova Dumka, 306 p. (in Ukr.)
9. The number of nuclear power units to be built in Ukraine using Westinghouse technology has increased to 9. Government portal. Available at: <https://www.kmu.gov.ua/news/kilkist-atomnih-energoblokiv-shcho-pobuduyut-v-ukrayini-za-tehnologiyami-westinghouse-zbilshilas-do-9>.
10. Krasovskiy A. Ya. (1980). *Khrupkost' metallov pri nizrykh temperaturakh* [Brittleness of metals at low temperatures]. Kyiv: Naukova Dumka, 340 p. (in Rus.)
11. Kliuchnikov A. A., Sharaevsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaevskaya E. I. (2012). *Teplofizika avarii yadernykh reaktorov* [Thermal physics of NPP accidents]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 528 p. (in Rus.)
12. Kliuchnikov A. A., Sharaevsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaevskaya N. I. (2013). *Teplofizika povrezhdenij reaktornykh ustanovok* [Thermophysics of NPP damages]. Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 528 p. (in Rus.)
13. Shah V. N., MacDonald P. E. (1993). Aging and life extension of major light water reactor components. New York: Elsevier Science & Technology, 943 p.
14. Grinik E. U., Chirko L. I., et al. (2000). [Radiation embrittlement of vessel steels of the VVER-1000 reactor]. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 4, pp. 57–60. (in Rus.)
15. Grinik E. U., Revko V. N., Chirko L. I., Chaikovskiy Yu. V. (2007). Evaluation of fracture toughness of the VVER-1000 reactor vessel materials. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, vol. 8, no. 19, pp. 83–88. (in Rus.)
16. 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 equip-*

- ment and pipelines of nuclear power plants*. Moscow: Energoatomizdat, 525 p. (in Rus.)
17. Lambrigger M. (1999). Weibull master curves and fracture toughness testing. Part III Master curves for the evaluation of dynamic Charpy impact tests. *J. Mater. Sci*, vol. 34, pp. 4447–4455.
  18. Khmara D. O. (2010). [Public remarks on the continuation of operation of Ukrainian NPP power units beyond the project deadline]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 1, pp. 43–47. (in Ukr.)
  19. Proskuriakov K. N. (2006). [Thermal-hydraulic reasons for the growth of dynamic stresses and cracks in the lids of vessel reactors]. *Teploenergetika* [Thermal power engineering], vol. 9, pp. 22–25. (in Rus.)
  20. Sharevsky I. G. (2010) *Rozpiznavannia peredavarijnykh teplohydraulichykh procesiv u vodookholodzhuvanykh jadernykh energenychnykh reaktorakh* [Recognition of pre-emergency thermohydraulic processes in water-cooled nuclear power reactors] (PhD thesis). Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 48 p. (in Ukr.)
  21. Karzov G. P. (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.)
  22. Monakhov A. S. (1986). *Atomnyye elektricheskiye stantsii i ikh tekhnologicheskoye oborudovaniye* [Nuclear power stations and their technological equipment]. Moscow: Energoatomizdat, 224 p. (in Rus.)
  23. Timofeev B. T., Zotova A. O. (2006). [Radiation resistant]. *Atomic strategy*, vol. 24, no. 4, pp. 28–29. (in Rus.)
  24. 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.
  25. IAEA (2009). *Integrity of reactor pressure vessels in nuclear power plants assessment of irradiation embrittlement effects and reactor pressure vessel steels*. IAEA Nuclear Energy Series no. NP-T-3.11. Vienna: IAEA, 156 p.

Надійшла 31.01.2022

Received 31.01.2022

В. І. Борисенко, В. В. Горанчук

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

## Визначення консервативних умов моделі реактивнісної аварії на РБМК-1000

*Ключові слова:*

РБМК-1000,  
реактивність,  
коефіцієнт реактивності  
за температурою палива,  
коефіцієнт реактивності  
за густиною теплоносія,  
ентальпія палива,  
«кінцевий» ефект,  
графітовий витіснювач

Представлено результати аналітичного моделювання реактивнісної аварії на РБМК-1000 енергоблока № 4 Чорнобильської АЕС. Модель РБМК-1000 розроблена на основі рівнянь кінетики ядерного реактора. Реактивність у моделі змінюється як унаслідок зовнішнього впливу (переміщення органів регулювання, зміни температури теплоносія на вході в реактор), так і внаслідок дії зворотних зв'язків за параметрами активної зони (зміни температури палива, температури графіту, густини теплоносія, концентрації  $^{135}\text{Xe}$ ). Зміна густини теплоносія враховує утворення пари в активній зоні реактора, а тиск теплоносія вводиться в модель як зовнішній фактор за результатами зареєстрованих даних під час аварії 26.04.1986 р. В умовах ефектів реактивності, що склалися в РБМК-1000 напередодні аварії (від'ємний коефіцієнт реактивності за температурою палива, позитивний паровий коефіцієнт реактивності), у реактивнісній моделі РБМК-1000 спостерігається висока чутливість до абсолютних значень, згаданих коефіцієнтів реактивності. У зв'язку з цим проведено дослідження для різних комбінацій значень ефективності органів регулювання, коефіцієнтів реактивності, а також інших факторів, що впливають на хід аварійного процесу — час спрацювання аварійного захисту, рівень потужності реактора напередодні аварії. Враховуючи, що основний етап аварії тривав менше 10 с, руйнація палива можлива за умов досягнення критичних значень величини його ентальпії, за яких починається процес диспергування палива. Представлено результати моделювання реактивнісної аварії РБМК-1000 при значеннях параметрів реактивнісних ефектів, які найкраще відповідають хронології зафіксованих подій, а також зафіксованим значенням технологічних параметрів.

### Вступ

Професійний інтерес до з'ясування причин реактивнісної аварії 26.04.1986 р. на РБМК-1000 не зменшується [1–4], хоча з часу аварії на Чорнобильській АЕС пройшло вже більше 36 років. У наукових публікаціях і в дискусіях спеціалістів [5–10] часто виникають питання, на які ще не надано обґрунтованих відповідей.

У нашій попередній статті [4] представлено модель реактивнісної аварії на РБМК-1000 з урахуван-

ням тільки підігріву теплоносія в технологічному каналі (ТК) без його пароутворення. У моделі реактивнісної аварії [4] зворотний зв'язок за реактивністю враховується через температуру теплоносія, температуру палива, концентрацію  $^{135}\text{Xe}$  та інші ефекти. Важливу роль у формуванні зворотних зв'язків за ефектами реактивності РБМК-1000 відіграє процес пароутворення теплоносія у ТК, відомий як паровий ефект реактивності або ефект реактивності за густиною теплоносія.

© В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, 2022

На номінальному рівні потужності половина енерговиділення в активній зоні РБМК-1000 йде на підігрів теплоносія в ТК до температури насичення — приблизно на  $\sim 15$  °С, а друга половина енерговиділення йде на пароутворення теплоносія в ТК, яке становить  $\sim 14$  % за масою.

У представленій статті надано опис удосконаленої моделі реактивнісної аварії на РБМК-1000, у якій вже враховано не тільки підігрів теплоносія, а й пароутворення теплоносія в ТК. Удосконалення стосуються коректного визначення й інших важливих параметрів моделі: насамперед, цифрових значень коефіцієнтів реактивності за температурою палива (КРТП) і за густиною теплоносія (КРТГ) з урахуванням його пароутворення, а також відповідних постійних часу, згаданих ефектів реактивності.

На основі використання удосконаленої моделі реактивнісної аварії у статті представлено ймовірний перебіг подій аварії, який відповідає хронології основних зафіксованих подій, у тому числі й зафіксованим значенням технологічних параметрів.

У статті розглянуто дві найбільш поширені основні версії реактивнісної природи аварії на РБМК-1000.

1. Реактивнісна аварія, спричинена введенням позитивної реактивності за умов спрацювання АЗ-5 (аварійний захист). Введення позитивної реактивності при спрацюванні органів регулювання системи управління й захисту (ОР СУЗ) з верхнього положення є наслідком помилкової конструкції графітового витіснювача [11–13]. Подальше зростання потужності відбувається за рахунок дії зворотного зв'язку, а саме введення додаткової позитивної реактивності при інтенсифікації пароутворення внаслідок позитивного парового ефекту реактивності. Позитивний паровий ефект реактивності був характерним для РБМК-1000 в режимі стаціонарних перевантажень палива за практичної відсутності додаткових поглиначів в активній зоні [11, 12].

2. Реактивнісна аварія, зумовлена тільки введенням позитивної реактивності при інтенсифікації пароутворення внаслідок дії позитивного парового ефекту реактивності. Інтенсифікація пароутворення може бути спричинена зменшенням витрати теплоносія через реактор під час проведення випробувань із відключенням турбогенератора (ТГ).

### Випробування з відключення ТГ

На енергоблоці № 4 Чорнобильської АЕС 26.04.1986 р. проводилися випробування для переві-

рки можливості електроживлення основного обладнання енергоблока — головного циркуляційного насоса (ГЦН) і живильного електронасоса (ЖЕН) — при імітації умов максимальної проектної аварії (МПА) та умов знеструмлення АЕС [11–13]. Знеструмлення АЕС було імітовано підключенням двох із чотирьох працюючих ГЦН на кожній петлі реактора, а також ЖЕН до вибігаючого ТГ.

Також враховуючи, що на сьогодні практично відсутня інформація про дослідження щодо деяких питань можливого перебігу реактивнісної аварії в разі іншої послідовності подій і початкових значень важливих технологічних параметрів РБМК-1000, у статті представлено результати проведених досліджень при:

зміні значень КРТП і КРТГ у діапазоні проектних значень, у тому числі й уточнених після аварії;

різному рівні теплової потужності РБМК-1000 перед проведенням випробувань із відключенням ТГ;

різній ефективності, так званого «кінцевого ефекту» під час спрацювання ОР СУЗ із верхніх кінцевиків;

різному часі спрацювання АЗ-5 після відключення ТГ.

### Опис моделі реактора

Для повноти викладення наведемо основні рівняння моделі з роботи [4] з деякими скороченнями. Основні параметри моделі РБМК-1000 отримані та представлені в [4]. Проектні значення геометричних і матеріальних характеристик ТК, тепловидільної збірки (ТВЗ) і твела є стандартними для 2-го покоління РБМК-1000, до якого належить і енергоблок № 4 Чорнобильської АЕС.

Нейтронна потужність реактора визначається з рівнянь точкової кінетики нейтронів у реакторі [2–4]:

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{l} N(t) + \sum_i \lambda_i c_i(t), \quad (1)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} N(t) - \lambda_i c_i(t), \quad (2)$$

де всі позначення загальноприйняті [2, 3].

Зміна реактивності  $\Delta\rho(t)$  у моделі реактора враховує переміщення ОР СУЗ, зміну температури та густини теплоносія на вході в реактор, а також реактивності, що виділяється внаслідок дії зворотних зв'язків: зміни температури палива; зміни густини те-

плоносія; зміни концентрації  $^{135}\text{Xe}$ ; зміни температури графітової кладки реактора та інших параметрів:

$$\Delta\rho(t) = \Delta\rho_{\text{СУЗ}}(t) + \frac{\partial\rho}{\partial\gamma_T} \Delta\gamma_T(t) + \frac{\partial\rho}{\partial T} \Delta T(t) + \frac{\partial\rho}{\partial X_{\text{e}}} \Delta X_{\text{e}}(t) + \frac{\partial\rho}{\partial T_c} \Delta T_c(t) \dots, \quad (3)$$

де  $\Delta\rho_{\text{СУЗ}}(t)$  — реактивність, введена за рахунок переміщення ОР СУЗ;

$\frac{\partial\rho}{\partial\gamma_T}$  — коефіцієнт реактивності за густиною теплоносія;

$\frac{\partial\rho}{\partial T}$  — коефіцієнт реактивності за температурою палива;

$\frac{\partial\rho}{\partial X_{\text{e}}}$  — коефіцієнт реактивності за концентрацією  $^{135}\text{Xe}$ ;

$\frac{\partial\rho}{\partial T_c}$  — коефіцієнт реактивності за температурою графіту;

$\Delta\gamma_T(t)$ ,  $\Delta T(t)$ ,  $\Delta X_{\text{e}}(t)$ ,  $\Delta T_c(t)$  — зміна середньої густини теплоносія, середньої температури палива, концентрації  $^{135}\text{Xe}$  і середньої температури графітової кладки відповідно.

Вплив зміни температури графіту й концентрації  $^{135}\text{Xe}$  на реактивність є несуттєвим — у тисячі разів менше в порівнянні з впливом від ефекту Доплера і парового ефекту реактивності, які під час реактивного процесу вносять у значення реактивності до  $\sim -2\beta$  і  $+2\beta$  відповідно. Так, наприклад, для умов моделювання, визначених далі, при зменшенні концентрації  $^{135}\text{Xe}$  протягом 0–60 с, позитивний внесок у реактивність збільшується з 0 до 0,00004  $\beta$ , що в порівнянні з внеском від основних зворотних реактивнісних ефектів є несуттєвим. Причинами цього є те, що:

концентрація  $^{135}\text{Xe}$  за час аварійного процесу практично не змінюється;

температура графіту за час реактивного процесу ( $\sim 10$  с) не встигає суттєво змінитися внаслідок того, що постійна часу нагріву графіту значно більша за тривалість аварійного процесу.

Зміна температури палива та густини теплоносія (з урахуванням пароутворення) в активній зоні реактора визначається з рівнянь теплового балансу для палива й теплоносія [4, 14]:

$$\frac{dT}{dt} V c_T \gamma = q_V V - q_S S, \quad (4)$$

$$\frac{d\theta}{dt} c_T M_T = q_S S - \gamma_T c_T G_T (\theta_{out} - \theta_{in}) - P \gamma_T G_T (h'' - h'), \quad (5)$$

де  $V$  — об'єм палива;  $S$  — площа бічної поверхні твелів в активній зоні;  $c$  — теплоємність палива;  $\gamma$  — густина

на палива;  $c_T$  — теплоємність теплоносія;  $\gamma_T$  — густина теплоносія;  $M_T$  — маса теплоносія в активній зоні;  $G_T$  — об'ємна витрата теплоносія;  $\theta_{in}$  — температура теплоносія на вході в активну зону;  $\theta_{out}$  — температура теплоносія на виході з активної зони;  $q_V$  — об'ємне енерговиділення в паливі;  $q_S$  — тепловий потік із поверхні твела;  $P$  — частка пари у теплоносії активної зони;  $h''$  — ентальпія пари при температурі насичення,  $h'$  — ентальпія води при температурі насичення.

У моделі досліджено нижчезазначені діапазони зміни КРТП, КРТТ, а також «ефективності» так званого «кінцевого ефекту» — ефекту витіснювачів ОР СУЗ [11, 15]:

КРТП залежить від температури палива [15] і змінюється в діапазоні від  $-1,8 \cdot 10^{-5}$  до  $-0,75 \cdot 10^{-5} \text{ C}^{-1}$  при зміні температури палива від 300 до 2000  $^{\circ}\text{C}$ ;

Значення КРТТ, відновлене Генеральним конструктором РБМК Науково-дослідницького та конструкторського інституту енерготехніки імені М. А. Доллежала [16] вже після аналізу аварії, становить  $-0,028 \text{ г}^{-1} \cdot \text{см}^3$ ;

Досліджено зміну «ефективності» ОР СУЗ у нижній частині активної зони («кінцевий ефект») при переміщенні ОР СУЗ униз на 1,25 м (на всю висоту водяного стовпа в каналі СУЗ) у діапазоні від  $+0,1\beta$  до  $\sim +1\beta$ .

Значення параметра «ефективності» ОР СУЗ суттєво впливає на результати моделювання, і в моделі реактивнісної аварії може бути визначено діапазон фактичної на момент аварії «ефективності» ОР СУЗ, за якої досягаються умови руйнації палива, узгоджені в часі з зафіксованим моментом руйнації активної зони, а саме — зупинка ОР СУЗ на половині активної зони по висоті.

Спрощена модель урахування пароутворення в моделі реактора штучно доповнена відповідною постійною часу пароутворення, за аналогією з постійною часу твела та постійною часу теплоносія, які можна отримати безпосередньо з рівнянь теплового балансу (4, 5) [4, 17].

Теплова постійна часу твела РБМК для енергетичних рівнів потужності РБМК змінюється в діапазоні 9–10 с [17, 18]. Постійна часу твела визначається відповідно до [17] через значення термічних опорів елементів твела (паливної таблетки, газового зазору, оболонки твела), які, у свою чергу, визначаються коефіцієнтами теплопровідності  $\text{UO}_2$ , He, Zr і їхньою залежністю від температури, а також коефіцієнтом тепловіддачі з поверхні оболонки твела.

Теплова постійна часу теплоносія РБМК для номінального рівня потужності РБМК визначається згідно з [17] і змінюється в діапазоні 10–11 с. Постійна

часу теплоносія залежить від маси теплоносія в активній зоні реактора [17], тому її значення суттєво змінюється під час роботи РБМК-1000 на різних рівнях потужності: від  $\sim 17$  с при 10 % номінального рівня потужності ( $N_{\text{ном}}$ ) і до  $\sim 10$  с при 100 %  $N_{\text{ном}}$ . У разі аварійного пароутворення в ТК, наприклад до 50 % за масою, постійна часу теплоносія зменшується до  $\sim 8$  с.

Порівнюючи значення постійних часу теплоносія і твела реакторів РБМК-1000 і ВВЕР-1000, можна відмітити, що в ВВЕР-1000 постійна часу твела  $\sim 4$  с менша постійної часу теплоносія  $\sim 13$  с, а в реакторі РБМК-1000 співвідношення значень постійних часу теплоносія і твела змінюються залежно від потужності реактора, а також і за аварійного пароутворення в ТК. Відповідно в ВВЕР-1000 швидкодія ефекту Доплера переважає відповідні ефекти реактивності в теплоносії. У РБМК-1000 динамічні характеристики ефектів реактивності в паливі співмірні з ефектами реактивності в теплоносії. А за умов потужності більше  $\sim 50$  % або аварійного пароутворення більше  $\sim 20$  % за масою теплоносія швидкодія ефекту Доплера в паливі поступається швидкодії ефектів реактивності в теплоносії. Враховуючи можливі різні знаки ефектів реактивності за температурою палива й температурою теплоносія в РБМК-1000, цей факт може визначати динамічну нестійкість аварійних процесів у РБМК-1000. Тому для РБМК-1000 загальноприйнятий факт про високу швидкодію ефекту Доплера в порівнянні зі швидкодією інших ефектів реактивності не є достовірним, а, відповідно, і реактивнісні процеси в РБМК-1000 можуть розвиватися без швидкого «самогасіння».

Теплова постійна часу пароутворення теплоносія РБМК для енергетичних рівнів потужності РБМК прийнята рівною постійній часу теплоносія. Такий підхід враховує фізичну ідентичність відповідних процесів розповсюдження температури теплоносія та пару по об'єму теплоносія в ТК РБМК-1000.

У моделі реактивнісної аварії на основі рівнянь (1–5) реалізовано ітераційну процедуру розрахунку нейтронної потужності реактора й інших параметрів за умов зовнішніх впливів на реактивність реактора [4, 17].

Досліджено вплив на можливий хід аварії значень основних технологічних параметрів реактора перед проведенням випробувань у широкому діапазоні:

теплова потужність 1–30 %  $N_{\text{ном}}$ ;

температура теплоносія на вході в реактор 270–280 °С;

тиск у контурі циркуляції теплоносія задавався як зовнішній параметр відповідно до зафіксованих напередодні аварії значень.

Модель дозволяє дослідити вплив різних чинників на хід аварії — перш за все, на рівень досягнутої нейтронної потужності під час реактивнісної аварії.

## Результати моделювання реактивнісної аварії

**Визначення ефективності «кінцевого» ефекту, при якому досягаються умови руйнації палива.** У першу чергу були проведені дослідження на моделі реактивнісної аварії в умовах зафіксованих напередодні аварії значень основних технологічних параметрів: теплова потужність реактора  $\sim 200$  МВт, запас до температури насичення теплоносія на вході в реактор  $\sim 1$  °С.

Зовнішні впливи, введені в модель відповідно до зафіксованої хронології подій аварії (табл. 1), [11–13] наведено нижче.

З моменту натискання кнопки АЗ-5 (тривалість 3 с, з 36 по 39 секунду) графітові витіснювачі в каналах СУЗ починають рухатися вниз зі швидкістю 40 см/с і повністю витісняють стовпи води висотою  $\sim 1,25$  м у нижній частині активної зони.

Умови, що склалися під час проведення випробувань із відключенням ТГ, а саме: низька теплова потужність РБМК-1000; слабкий зв'язок між різними критичними об'ємами активної зони (яких може налічуватися декілька десятків), зумовлений у тому числі й двогорбим розподілом енерговиділення за висотою активної зони, який є характерним на низьких рівнях потужності РБМК-1000, призвели до формування в активній зоні РБМК-1000 окремих критичних об'ємів, що практично не взаємодіють. Таким чином, при переміщенні ОР СУЗ у верхній частині активної зони вводиться нейтронний поглинач, а відповідно й від'ємна реактивність, а в нижній частині активної зони спрацьовує «ефект витіснювача». Зокрема, графітовий витіснювач витискає воду з каналів СУЗ на висоті 1,25 м, поглинання нейтронів зменшується, а, відповідно, вводиться позитивна реактивність.

У таких умовах може спостерігатися ситуація, коли окремі критичні об'єми активної зони можуть поводити себе як «незалежні» критичні об'єми. За низької потужності реактора менше 10 % від номінальної працездатною є тільки інтегрована система контролю за потужністю, детектори якої розташовано у відбивачі реактора, тому факт зростання нейтронної потужності в окремих критичних об'ємах активної зони не може бути своєчасно зафіксовано.

Найбільш імовірно, що саме в нижній частині активної зони реактора в умовах дії «ефекту витіс-

Таблиця 1. Хронологія подій аварії

Астрономічний час, 26.04.1986 р.	Час у моделі, с	Зовнішня подія
01:23:04	0,0	Закриття СК ТГ і початок вибігу ГЦН
01:23:10,6	6,6	Підключення живлення чотирьох ГЦН до вибігаючого ТГ
01:23:40	36,0	Натискання кнопки АЗ-5 і введення ОР СУЗ з ефективністю $\Delta\rho_{\text{СУЗ}}$ в активну зону зі швидкістю 40 см/с;
01:23:10,6–01:23:47	6,6–43,0	Зменшення витрати теплоносія за рахунок зменшення обертів чотирьох ГЦН, що підключені до вибігаючого ТГ, з 1,0 до 0,75 номінальної витрати теплоносія через ГЦН, внаслідок чого в активній зоні збільшується температура теплоносія і, відповідно, зменшується густина
01:23:47	43,0	Падіння витрати теплоносія через реактор на ~40% по ГЦН, підключених до надійного живлення, і до 0 м <sup>3</sup> /г по ГЦН, підключених до вибігаючого ТГ
01:23:49	45	Сигнал АЗ — підвищення тиску в реакторному просторі. Руйнація ТК

нювача» ОР СУЗ при спрацюванні АЗ-5 і відбулися основні реактивні процеси, що визначили хід і наслідки аварії [11–13, 15, 16]. Тому для з'ясування можливості досягнення умов руйнації палива і ТК хоча б у одній будь-якій частині реактора, у моделі реактивні аварії саме розглядається мінімальний критичний об'єм на рівні нижньої частини активної зони РБМК-1000. В умовах, що склалися 26.04.1986 р., мінімальний критичний об'єм активної зони в РБМК-1000 складається з ~64 ТК висотою ~1,7 м [4]. Досягнення умов руйнації палива (за параметром ентальпії палива), ТВЗ і ТК призведе до додаткового введення позитивної реактивності. А, відповідно, умови руйнації палива, ТВЗ і ТК лавиноподібно поширяться на інші ділянки активної зони РБМК-1000 [4]. Критичне значення ентальпії палива, за якої досягаються умови його диспергування, становить ~1 000 Дж/г [13]. У моделі такі умови досягаються за більше ніж десятикратного підвищення

нейтронної потужності в порівнянні з номінальною потужністю критичного об'єму, що моделюється.

На рис. 1 представлено результати зміни нейтронної потужності за різних значень ефективності «кінцевого ефекту» ОР СУЗ. Значення КРТП залежить від температури палива відповідно до [15], значення КГРТ — відповідно до [16] і дорівнює  $-0,028 \text{ г}^{-1} \cdot \text{см}^3$ .

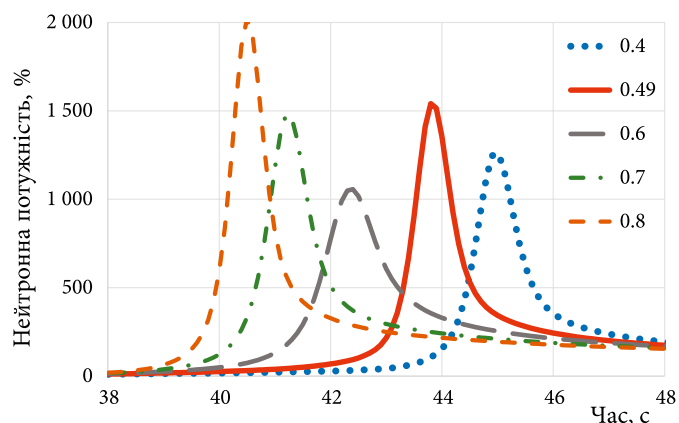


Рис. 1. Зміна нейтронної потужності залежно від значень ефективності «кінцевого ефекту» ОР СУЗ.

Легенда — значення ефективності «кінцевого ефекту» ОР СУЗ,  $\beta$

В умовах наведених значень коефіцієнтів реактивності різкий стрибок нейтронної потужності перевищує  $13 N_{\text{ном}}$  і відповідає зафіксованим даним щодо положення ОР СУЗ до моменту «руйнації» реактора за ефективності «кінцевого ефекту» в моделі в діапазоні  $(0,47 \pm 0,07) \beta$ . Найбільше значення стрибку нейтронної потужності у  $\sim 15 N_{\text{ном}}$  досягається на 43,8 с. Критичність реактора на миттєвих нейтронах досягається на 43 с, у момент припинення витрати теплоносія через ГЦН, що підключені до вибігаючого ТГ (див. табл. 1), і досягає максимального значення 1,22  $\beta$  на 43,5 с. У роботі [19] представлено результати моделювання реактивні аварії на моделі, в якій консервативно прийнято:

КРТП дорівнює  $-0,000015 \text{ с}^{-1}$  і не залежить від температури палива; постійна часу пароутворення дорівнює 18 с і не залежить від вмісту води у ТК.

За таких умов моделювання максимальний стрибок нейтронної потужності становить  $31 N_{\text{ном}}$ , при ефективності «кінцевого ефекту»  $+0,41 \beta$ , а максимальне значення реактивності  $+0,997 \beta$  у моделі досягається на 44-й с. Таким чином, можлива ситуація досягнення умов руйнації палива і без виходу реактора в стан надкритичності на миттєвих нейтронах.

Отже, порівняння наведених результатів моделювання дозволяє зробити обґрунтований висновок щодо

вибору консервативних умов моделювання, зокрема тих, що дають найбільш консервативні результати моделювання (параметри реактивнісних ефектів, за яких досягаються умови руйнації палива, але які призводять до меншого введення реактивності у реактор):

значення КРТП відповідно до залежності [15];

постійна часу пароутворення 18 с і не залежить від вмісту теплоносія у ТК;

постійна часу твела приймає максимальне значення у 12 с.

Відповідно, якщо в моделі досягаються умови руйнації палива за згаданих параметрів реактивнісних ефектів, то й за інших комбінацій значень параметрів реактивнісних ефектів умови руйнації палива також будуть досягатися.

**Результати моделювання в умовах рівнів теплової потужності від 1 до 30 %  $N_{ном}$ .** На рис. 2 представлені результати моделювання щодо вибігу нейтронної потужності (за умов моделювання, обраних вище) залежно від рівня теплової потужності реактора перед проведенням випробувань з вибігом ТГ.

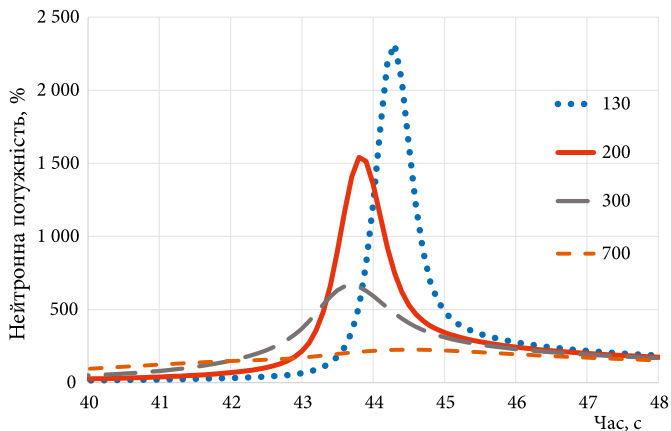


Рис. 2. Зміна нейтронної потужності залежно від рівня теплової потужності реактора перед випробуваннями з вибігом ТГ. Легенда — значення теплової потужності реактора, МВт

Результати подібних досліджень, проведених для інших типів РУ, свідчать, що найбільший стрибок нейтронної потужності за умов стрибка реактивності буде спостерігатися за меншої потужності реактора.

Відомо [13], що відповідно до програми випробувань з вибігом ТГ, рівень теплової потужності реактора перед початком випробувань мав бути на рівні 700 МВт.

Для досягнення умов руйнації палива ( $13 N_{ном}$ ) при рівні теплової потужності 700 МВт ефективність «кінцевого ефекту» має становити  $\sim +1,1 \beta$ .

У разі проведення випробувань на рівні теплової потужності 700 МВт і за умов, обраних вище, максимальний стрибок нейтронної потужності становить  $\sim 220\%$  від номіналу, що гарантує відсутність руйнації палива.

**Результати моделювання залежно від часу спрацювання АЗ-5.** У моделях реактивнісної аварії РБМК-1000, в яких основна «провина» введення позитивної реактивності покладається тільки на ефективність «кінцевого ефекту» ОР СУЗ [1, 13, 15], наголошується, що в умовах, які склалися в реакторі напередодні випробувань з вибігу ТГ, починаючи з 01:23:00 спрацювання АЗ-5 у будь-який момент часу призвело б до аналогічних катастрофічних наслідків.

На рис. 3 представлені результати моделювання щодо вибігу нейтронної потужності та зміни реактивності у випадку спрацювання АЗ-5 у різні моменти часу після закриття СК ТГ. За умов значень параметрів реактивнісних ефектів, відповідно до умов, обраних вище, умови руйнації палива досягаються при спрацюванні АЗ-5 після 35 с з моменту початку вибігу ТГ. Умови руйнації досягаються в разі практично одночасного введення позитивної реактивності за рахунок ОР СУЗ і позитивної реактивності за рахунок парового ефекту реактивності, який значною мірою проявився при різкому зменшенні витрати теплоносія через реактор (на 43 с у моделі). При рознесенні в часі дії цих ефектів на  $\sim 3-4$  с умови руйнації палива в моделі не досягаються. У програмі випробувань із вибігом ТГ 26.04.1986 р. на енергоблоці № 4 Чорнобильської АЕС спрацювання АЗ-5 мало бути обов'язковою умовою при відключенні ТГ, тому що відбулося не тільки відключення останнього працюючого ТГ на рівні електричної потужності менше 100 МВт [20], а й була проведена

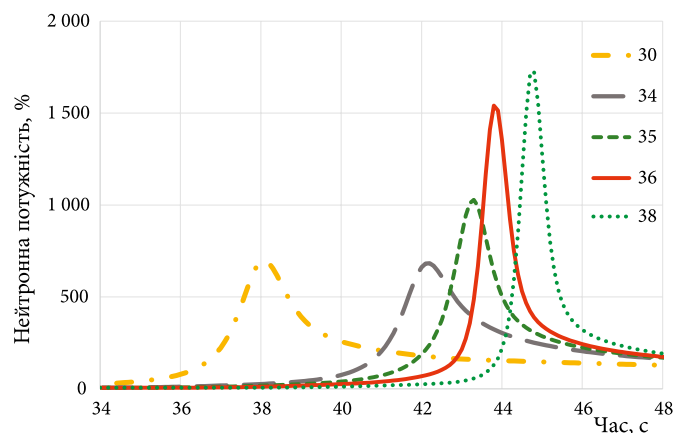


Рис. 3. Зміна нейтронної потужності залежно від часу спрацювання АЗ-5. Легенда — час спрацювання АЗ-5, с

«імітація» знеструмлення енергоблока для половини важливого обладнання (чотирьох ГЦН і ЖЕН), яке забезпечує відведення тепла від палива активної зони. Тому блокування персоналом захисту АЗ-5 є невиправданим: «О 00:43:37 виведено захист АЗ-5 при відключенні двох ТГ» [13].

Таким чином, за умов спрацювання АЗ-5 протягом  $0 \div 34$  с після закриття СК ТГ (за 2–3 с до фактичного натискання оператором кнопки АЗ-5) не досягаються умови руйнації палива — максимальний стрибок нейтронної потужності становить  $\sim 7 N_{\text{ном}}$  (див. рис. 3).

### Висновки

1. Визначено консервативні умови моделі реактивної аварії на РБМК-1000, за яких досягаються умови руйнації палива. Зокрема, визначено значення параметрів реактивних ефектів, які призводять до меншого введення реактивності в реактор, але умови руйнації палива досягаються.

2. Визначені параметри моделі дозволяють досягнути умов руйнації палива, які узгоджуються із зареєстрованими параметрами та подіями під час аварії.

3. Спрацювання АЗ-5 мало бути обов'язковою умовою у Програмі випробувань із вибігом ТГ, тому що відбулося не тільки відключення останнього працюючого ТГ, а була проведена «імітація» знеструмлення енергоблока для половини важливого обладнання, яке забезпечує відведення тепла від палива активної зони. Очевидно, що під час знеструмлення спрацювання АЗ-5 є обов'язковим. Час спрацювання АЗ-5 суттєво впливає на хід реактивної аварії. Спрацювання АЗ-5 у будь-який час до  $\sim 34$  с після закриття СК ТГ не призводить до руйнації палива.

### Список використаної літератури

1. Халімончук В. А. Моделювання Чорнобильської аварії / В. А. Халімончук, О. В. Кучін // Ядерна та радіаційна безпека. — 2011. — Вип. 3 (51). — С. 20–28.
2. Халімончук В. А. Дослідження нейтронно-фізичних характеристик реактора РБМК-1000 Чорнобильської АЕС в Інституті ядерних досліджень АН УРСР в до- та післяаварійний період: ретроспективний аналіз / В. А. Халімончук, О. В. Кучін, В. В. Токаревський // Ядерна та радіаційна безпека. — 2016. — Вип. 1 (69). — С. 14–19.
3. Mercier B. A simplified analysis of the Chernobyl accident / Bertrand Mercier, Di Yang, Ziyue Zhuang, Jiajie

- Liang // EPJ Nuclear Sci. Technol. — 2021. — Vol. 7 (1). — P. 1–12.
4. Борисенко В. І. Модель реактивної аварії РБМК-1000 енергоблока № 4 Чорнобильської АЕС / В. І. Борисенко, В. В. Горанчук // Ядерна енергетика та довілля. — 2021. — Вип. 21 (2). — С. 39–48.
5. Борисенко В. І. О некоторых параметрах ядерной безопасности уран-графитовых реакторов / В. И. Борисенко // Атомная стратегия XXI. — 2017. — Вып. 122. — С. 18–21.
6. Штейнберг Н. А. Пока еще живы очевидцы / Н. А. Штейнберг // Атомная стратегия XXI. — 2020. — Вып. 162. — С. 9–11.
7. Нигматулин Б. И. В развитие темы / Б. И. Нигматулин // Атомная стратегия XXI. — 2020. — Вып. 162. — С. 12.
8. Копчинский Г. Чернобыль. Причины / Г. Копчинский, Н. Штейнберг // Атомная стратегия XXI. — 2020. — Вып. 163. — С. 20–22.
9. Копчинский Г. Чернобыль. Вместо заключения / Г. Копчинский, Н. Штейнберг // Атомная стратегия XXI. — 2020. — Вып. 164. — С. 21–23.
10. Борисенко В. І. Модель реактивної аварії РБМК-1000 / В. І. Борисенко // Атомная стратегия XXI. — 2021. — Вып. 174. — С. 6–9.
11. Карпан Н. В. Чернобыль. Месть мирного атома / Н. В. Карпан. — 2006. — Режим доступа: [www.twirpx.com/file/121267](http://www.twirpx.com/file/121267).
12. Дмитриев В. М. Причины Чернобыльской аварии известны / В. М. Дмитриев. — Режим доступа: [www.accident.ru](http://www.accident.ru).
13. INSAG-7. The Chernobyl Accident: Updating of INSAG-1. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group / IAEA. — Vienna : International Atomic Energy Agency, 1992. — 135 p.
14. Кузнецов И. А. Аварийные и переходные процессы в быстрых реакторах / И. А. Кузнецов. — Москва : Энергоатомиздат, 1987. — 176 с. — (Б-ка эксплуатационника АЭС, вып. 17).
15. Роль отдельных факторов в развитии аварии на Чернобыльской АЭС / Е. О. Адамов, А. Е. Доморадов, Ю. В. Миронов и др. // Атомная энергия. — 1993. — Т. 75, вып. 5. — С. 336–341.
16. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК / М. А. Абрамов, В. И. Авдеев, Е. О. Адамов и др.; под общей ред. Ю. М. Черкашова. — Москва : ГУП НИКИЭТ, 2006. — 632 с.
17. Борисенко В. І. Определение консервативных параметров модели реактора для исследования переходных режимов работы ВВЭР-1000 / В. И. Борисенко,

- В. В. Горанчук // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2013. — Вип. 20. — С. 28–36.
18. Румянцев А. Н. Чернобыль в 2009 году / А. Н. Румянцев // Proatom: веб-сайт. — Режим доступу: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&thold=1&mode=flat&order=1&sid=2842>
  19. Борисенко В. І. Модель реактивнісної аварії на РБМК-1000 / В. І. Борисенко, В. В. Горанчук // Ядерна фізика та енергетика. — 2022. — Т. 23, № 2. — С. 99–106.
  20. Технологический регламент по эксплуатации 3 и 4 энергоблоков Чернобыльской АЭС с реакторами РБМК-1000. 1Э-С-П. — Введен в действие на основании приказа № 953 от 15.12.1983 г. — Чернобыль : ЧАЭС, 1983. — 98 с.

### V. I. Borysenko, V. V. Goranchuk

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

#### Determination of Conservative Conditions of the Model of Reactivity Accident at RBMK-1000

Analytical studies have been performed on the model of a reactivity accident at the 4<sup>th</sup> Unit of the Chornobyl NPP with an RBMK-1000-type reactor. The model of the RBMK-1000 reactor was developed based on the equations of nuclear reactor kinetics. In the model, the reactivity changes as a result of external influences (the movement of control rods; changes in the coolant temperature at the reactor inlet), as well as a result of feedback on reactivity effects (changes in fuel temperature, coolant density, <sup>135</sup>Xe concentration).

The change in the coolant density takes into account the formation of steam in the reactor core, and the coolant pressure is introduced into the model as an external factor, according to the results of the registered data during the accident on 26.04.1986.

There is a high sensitivity of the RBMK-1000 reactivity model to the absolute values of reactivity coefficients that have occurred on the eve of the accident (negative reactivity coefficient by fuel temperature, positive steam coefficient of reactivity). Therefore, the study is conducted for different combinations of values of the efficiency of the control rods, reactivity coefficients, as well as other factors affecting the course of the accident — emergency protection triggering time, and reactor power level before the accident. Considering that the main stage of the acci-

dent lasted less than 10 s, fuel destruction is possible when the critical value of fuel enthalpy is reached, at which the fuel dispersion process begins. The results of modeling of reactivity accident on RBMK-1000 with the values of parameters of reactivity effects, which best correspond to the chronology of recorded events as well as to the recorded values of technological parameters, are presented.

*Keywords:* RBMK-1000, reactivity, reactivity coefficient by fuel temperature, reactivity coefficient by coolant density, fuel enthalpy, end effect, graphite displacer.

#### References

1. Khalimonchuk V. A., Kuchin A. V. (2011). [Simulation of the Chornobyl accident]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 51, no. 3, pp. 20–28. (in Rus.)
2. Khalimonchuk V. A., Kuchin A. V., Tokarevskiy V. V. (2016). [Research of neutron characteristics of ChNPP RBMK-1000 in the Institute for Nuclear Research in pre- and post-emergency period: retrospective analysis]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 69, no. 1, pp. 14–19. (in Rus.)
1. Bertrand Mercier, Di Yang, Ziyue Zhuang, Jiajie Liang (2021). A simplified analysis of the Chernobyl accident. *EPJ Nuclear Sci. Technol*, vol. 7, 1, pp. 1–12.
2. Borysenko V. I., Goranchuk V. V. (2021). [Model of reactivity accident of the RBMK-1000 of the Chornobyl NPP 4th power unit]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 21, no. 2, pp. 39–48. (in Ukr.)
3. Borysenko V. I. (2017). [On some parameters of nuclear safety of uranium-graphite reactors]. *Atomic strategy of XXI*, vol. 122, pp. 18–21. (in Rus.)
4. Steinberg N. A. (2020). [While witnesses are still alive]. *Atomic strategy of XXI*, vol. 162, pp. 9–11. (in Rus.)
5. Nigmatulin B. I. (2020). [In the development of the theme]. *Atomic strategy of XXI*, vol. 162, p. 12. (in Rus.)
6. Kopchinski G., Steinberg N. (2020). [Chornobyl. Reasons]. *Atomic strategy of XXI*, vol. 163, pp. 20–22. (in Rus.)
7. Kopchinski G., Steinberg N. (2020). [Chornobyl. Instead of conclusion]. *Atomic strategy of XXI*, vol. 164, pp. 21–23. (in Rus.)
8. Borysenko V. I. (2021). [Model of reactivity accident of RBMK-1000]. *Atomic strategy of XXI*, vol. 174, pp. 6–9. (in Rus.)
9. Karpan N. V. (2006). *Chornobyl. Mest mirnogo atoma*. [Chornobyl. Revenge of the Peaceful Atom]. Available at: <http://www.twirpx.com/file/121267/> (in Rus.)
10. Dmitriev V. M. *Prichiny Chernobylskoy avarii izvestny*. [The causes of the Chornobyl accident are known]. Available at: <http://www.accident.ru> (in Rus.)

11. INSAG-7. The Chernobyl Accident: Updating of INSAG-1. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. Vienna: International Atomic Energy Agency, 1992, 135 p.
12. Kuznetsov I. A. (1987). *Avariynnye i perekhodnyye protsessy v bystrykh reaktorakh. Biblioteka ekspluatatsionnika AES* [Emergency and Transient Processes in Fast Reactors]. Moscow: Energoatomizdat, 176 p. (in Russ.)
13. Adamov E. O., Domoradov A. E., Mironov Yu. V., Nikitin Yu. M. (1993). [Role of individual factors in the development of the Chornobyl accident]. *Atomic Energy*, vol. 75, no. 5, pp. 336–341. (in Rus.)
14. Abramov M. A., Avdeev V. I., Adamov E. O. (2006). *Kanalnyi yadernyi energeticheskiy reaktor RBMK*. [Channel-type nuclear power reactor RBMK]. Moscow: SUE NIKIET, 632 p. (in Rus.)
15. Borysenko V. I., Goranchuk V. V. (2013). [Determination of conservative parameters of model of reactor for research of transient of VVER-1000]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 20, pp. 28–36. (in Rus.)
16. Rumyantsev A. N. (2011). *Chernobyl v 2009 godu*. [Chornobyl in 2009]. Available at: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&thold=1&mode=flat&order=1&sid=2842> (in Rus.)
17. Borysenko V. I., Goranchuk V. V. (2022). [Model of reactivity accident of the RBMK-1000 reactor]. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, vol. 23, no. 2, pp. 99–106. (in Ukr.)
18. 1E-C-II. Technological regulations for operation of Units 3 and 4 of Chornobyl NPP with RBMK-1000 reactors. Came into force by the Order no. 953 dated 15.12.1983. Chornobyl. 98 p. (in Rus.)

Надійшла 18.09.2022

Received 18.09.2022

**B. H. Shabalin<sup>1</sup>, K. K. Yaroshenko<sup>1</sup>, O. M. Lavrynenko<sup>1,2</sup>, O. V. Marinich<sup>3</sup>, N. B. Mitsiuk<sup>1</sup>**

<sup>1</sup> SI “The Institute of Environmental Geochemistry of the National Academy of Sciences of Ukraine”, 34a, Palladina ave., Kyiv, 03142, Ukraine

<sup>2</sup> I. M. Frantsevich Institute for Problems of Materials Science of the National Academy of Sciences of Ukraine, 3, Khrzhizhanovskiy st., Kyiv, 03142, Ukraine

<sup>3</sup> SI “Radioenvironmental Centre of the National Academy of Sciences of Ukraine”, 55b, O. Honchara st., Kyiv, 01054, Ukraine

## **Sorption of the Main Dose-forming Radionuclides of Nuclear Power Plants Drain Water on Natural Bentonite in the Process of their Co-ozonation**

### *Keywords:*

NPP drain water,  
ozonolysis,  
sorption,  
dose-forming radionuclides,  
bentonite

The article presents the general pattern of the combined process of oxidative decomposition of organic components of simulated nuclear power plant (NPP) drain water and sorption interaction of the imitators of main dose-forming radionuclides (Cs — radiolabel for <sup>137</sup>Cs; stable isotopes of Co, Sr, Mn salts) on natural bentonites from the Cherkasy deposit in presence of sorption-reagent compounds — iron (II) and manganese (II) salts. Hydroxides, oxyhydroxides and oxides of Fe and Mn formed during ozonation are predominantly localized on the surface of bentonite. The chemical composition of the main elements of bentonite after drain water ozonation with the addition of iron and manganese salts remains almost the same as that of natural bentonite. The phase composition of bentonite is presented by the main rock-forming mineral montmorillonite and secondary mineral quartz. The iron-containing phases of the ozonised bentonite are Fe(II)-Fe(III) layered double hydroxides (Green Rust), goethite  $\alpha$ -FeOOH and magnetite  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ , and the manganese-containing phases are hausmannite  $\text{Mn}_3\text{O}_4$ , manganese oxide (II) and manganese oxyhydroxide  $\text{MnO}(\text{OH})_2$ . The iron- and manganese-containing phases deposited on the bentonite surface during ozonation are predominantly weakly crystallized or amorphized structures. At the concentration of salts of iron (50 mg/dm<sup>3</sup>) and manganese (100 mg/dm<sup>3</sup>) in the drain water, the specific surface area of bentonites with the formed layer of iron and manganese hydroxides, (oxy)hydroxides and oxides increases compared to natural bentonite (34.2 m<sup>2</sup>/g) and equals to 55 and 51 m<sup>2</sup>/g, respectively. The degree of radionuclide removal during ozonation of the simulated solution with the initial concentration of cations ( $\text{Fe}^{2+}$  — 5 mg/dm<sup>3</sup>;  $\text{Mn}^{2+}$  — 10 mg/dm<sup>3</sup>;  $\text{Ca}^{2+}$  — 5 mg/dm<sup>3</sup>) in the presence of natural bentonite is <sup>137</sup>Cs — 78% ± 2%,  $\text{Sr}^{2+}$  — 97.55% ± 1%,  $\text{Co}^{2+}$  — 96.5% ± 1%,  $\text{Mn}^{2+}$  — 99.7% ± 0.5%. To preserve the efficiency of <sup>137</sup>Cs and  $\text{Co}^{2+}$  radionuclide removal, the initial concentration of cations in the solution can be increased to the following values:  $\text{Fe}^{2+}$  — 50 mg/dm<sup>3</sup>,  $\text{Mn}^{2+}$  — 100 mg/dm<sup>3</sup>,  $\text{Ca}^{2+}$  — 50 mg/dm<sup>3</sup>, and to:  $\text{Fe}^{2+}$  — 500 mg/dm<sup>3</sup>,  $\text{Mn}^{2+}$  — 1,000 mg/dm<sup>3</sup>,  $\text{Ca}^{2+}$  — 500 mg/dm<sup>3</sup> for  $\text{Sr}^{2+}$  and  $\text{Mn}^{2+}$  removal.

### **Introduction**

Treatment and conditioning of liquid radioactive waste (LRW) from nuclear power plants (NPPs) is one

of the main environmental problems. Today, to reduce the LRW volume, a special drain water treatment technology is applied at the Ukrainian NPPs. The LRW come from various sources and are collected in settling tanks

© B. H. Shabalin, K. K. Yaroshenko, O. M. Lavrynenko, O. V. Marinich, N. B. Mitsiuk, 2022

and decanters with the volume of several thousand litres [1]. In the collection tanks, an alkaline ( $\text{pH} > 10$ ) environment is maintained. The drain water treatment consists of the following main operations: receiving and pre-treatment of the water, evaporation and distillate purification, delivery of VAT residue and salt melt for long-term storage at NPP storage facilities. The drain water pre-treatment and purification are the key processes in this list. The main sources of drain water are routine washing of the internal surfaces of the equipment and pipelines of the first and second NPP circuits, and cleaning of special laundries and showers with decontamination solutions such as solutions with organic complexing agents — ethylenediaminetetraacetic (EDTA) and oxalic ( $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$ ) acids [2]. Radionuclides, for example,  $^{60}\text{Co}$  and  $^{54}\text{Mn}$  form stable soluble complexes with these acids, which makes their efficient sorption extraction impossible. The initial destruction of organometallic complexes of cobalt, manganese and iron as the corrosion products of the NPP circuit metal equipment that is located in the zone of high neutron flux density and  $\gamma$ -irradiation can significantly simplify the further treatment of the drain water from the nuclear power plants.

According to the oxidative-sedimentary sorption technology [3–5] that envisages destruction of the drain water organic compounds by oxidative methods at the initial stages is the first choice among the available technological schemes of the LRW treatment. The application of this technology makes it possible to concentrate radionuclides in a small volume of the final radioactive product with subsequent conditioning of the secondary waste for long-term storage and disposal.

Ozonation is considered to be one of the efficient and relatively simple oxidative methods of destruction of oxalates, EDTA and other organic compounds in aqueous solutions [6]. To increase the adsorption activity of clay sorbents used for decontamination of the radiation-contaminated aqueous media, various sorption-reagent compounds, for example, iron, aluminium, manganese and other salts are added [7, 8]. Thus, in order to increase the efficiency of the combined oxidative-sedimentary sorption method for the drain water decontamination, a procedure for simultaneous oxidative decomposition of organic compounds by ozone and sorption of the decomposition products and radionuclides on natural sorbents should be developed.

*The aim of the work* is to identify the laws of sorption of the imitators of dose-forming radionuclides of nuclear power plant drain water on natural bentonite of the Cherkasy deposit during the drain water ozo-

nation in the presence of sorption-reagent compounds of iron and manganese.

## Materials and Methods

*Simulated drain water solution.* In the Ukrainian NPPs equipped with pressurized water-water reactors, the total salinity of the various components in the drain water mixture is on average  $3\text{--}7\text{ g/dm}^3$  (rarely up to  $15\text{ g/dm}^3$ ) [9]. The purification of drain water from radionuclides is complicated by the variety of their forms: simple and complex ions, neutral molecules and colloidal particles. The main dose-forming radionuclides are  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{90}\text{Sr}$  — uranium fuel fission products, and  $^{60}\text{Co}$  and  $^{54}\text{Mn}$  — activation products of the circuit equipment.  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{90}\text{Sr}$  are present in the ionic forms, while  $^{60}\text{Co}$  and  $^{54}\text{Mn}$  are mainly in the form of organic complexes with EDTA and oxalic acid. The composition of the simulated solution used in our study is presented in Table 1. The radioactive tracer  $^{137}\text{Cs}$  and salts of stable elements of Sr, Co, Mn as chemical analogues of the related radionuclides were added to the initial solution. Initial activity of  $^{137}\text{Cs}$  in model solution of LRW was  $85,600\text{ Bq/dm}^3$ . Initial pH of model solution was 12 units.

To produce the concentrations of  $\text{Fe}^{2+}$  (50 and  $500\text{ mg/dm}^3$ ),  $\text{Mn}^{2+}$  (100 and  $1,000\text{ mg/dm}^3$ ) and  $\text{Ca}^{2+}$  (50 and  $500\text{ mg/dm}^3$ ) ions in the initial solution, iron (II) and manganese (II) sulphates, and calcium chloride were used respectively.

*Bentonite samples.* In our study, we used Dashukivka bentonite of the Cherkasy deposit (II layer). The main

**Table 1. Composition of the initial simulated drain water solution**

Chemical compounds	Concentration, $\text{mg/dm}^3$
$\text{H}_3\text{BO}_3$	1,700
$\text{KNO}_3$	1,000
$\text{Na}_2\text{SO}_4$	2,000
$\text{NaCl}$	1,450
$\text{NaOH}$ (45 %)	1,450
$\text{CoSO}_4$	132
$\text{MnSO}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$	30.77
$\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$	120.5
$\text{CsNO}_3$	73.3
$\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$	25
The $\text{CaCl}_2$	13.9
EDTA	100
$\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$	40
Lotos-M	350
Mineralization	7,035.47

rock-forming mineral of bentonite is montmorillonite (65–70 %), the secondary mineral — quartz (20–25 %). Also, the bentonite samples contain accessory minerals — calcite (3–5 %), kaolinite (3–5 %), feldspar (3 %) and hydromica (5 %) [10]. The chemical composition of bentonite (wt. %) is as follows:  $\text{SiO}_2$  — 68.02,  $\text{FeO}+\text{Fe}_2\text{O}_3$  — 6.86,  $\text{Al}_2\text{O}_3$  — 19.45,  $\text{MgO}$  — 2.42,  $\text{CaO}$  — 1.45,  $\text{Na}_2\text{O}$  — 0.27, etc. Particle size analysis shows that the fraction  $<0.001$  mm makes ~83.5 %. The specific surface area of bentonite is  $34.2 \text{ m}^2/\text{g}$  (BET method, employed gaseous adsorbate — nitrogen).

**Ozonation conditions.** Ozonation of the simulated drain water solutions was performed by ozone-air mixture, which was produced in an ozone generator and fed into the column with the simulated drain water solution through the dispersant [11]. Then the column was heated to  $60^\circ\text{C}$ , and natural bentonite was added in the ratio bentonite (g): solution (ml) = 1 : 100. After that, ozone was passed through the mixture for two hours. In the process of ozonation was controlled of pH on initial level (11–12 units) by NaOH. After ozonation, the simulated solution was filtered with a vacuum pump through a membrane filter. Then  $^{137}\text{Cs}$  activity and residual concentration of  $\text{Sr}^{2+}$ ,  $\text{Co}^{2+}$ ,  $\text{Mn}^{2+}$  were determined.

## Research methods

**Specific surface area.** The specific surface area of the fine bentonite fractions was determined by BET method employing argon (GOST 23401-90) as adsorbate gas. The samples were dehydrated at  $T = 120^\circ\text{C}$  for 1 hour.

**Scanning electron microscopy (SEM) and energy dispersion spectroscopy (EDS).** Samples of bentonite were applied on a film and sputtered with precious metals. The study was performed with a scanning electron microscope Tescan Mira 3 LMU, equipped with an energy-dispersive attachment for microanalysis. The results were obtained at the following parameters: accelerating voltage of 3–15 kV, spatial resolution: 1 nm — 30 kV and 2 nm — 3 kV, the working pressure in the chamber: high vacuum mode about  $9 \cdot 10^{-3}$  Pa, low vacuum mode 7–150 Pa. Pure metals, minerals, oxides and fluorides were used as standards.

**X-ray phase analysis (XRD).** Phase composition of the samples was determined using DRON-3 diffractometer with a copper anode radiation (Cu K $\alpha$ ). The scanning step — 0.05–0.1 degrees, exposure — 4 seconds,  $2\theta$  diffraction angles — from 15 to  $90^\circ$ . Patterns were collected at standard temperature. Identification was performed according to the ASTM file [12].

**Atomic adsorption spectroscopy.** To determine the concentration of Sr, Co, Mn and Fe in the solutions, Jarrell Ash AA-8500 single-beam dual-channel atomic absorption spectrophotometer with a flame atomizer was used.

**$\gamma$ -spectrometry.** The activity of  $^{137}\text{Cs}$  in aqueous solutions was measured using  $\gamma$ -spectrometer Atoll-1M (manufactured by OPYT enterprise, Ukraine).

## Results and Discussion

After ozonation of the simulated solution with the addition of iron salt, the bentonite structure is represented by dense 1 to 4  $\mu\text{m}$  platelets of various forms, often with clear contours (Fig. 1a, 1b). According to EDS analysis data (Fig. 1c, 1d), the main elements of the bentonite are (wt. %): silicon 24.9–29.75, aluminum 7.64–8.51, oxygen 41.59–46.09, magnesium 1.27–1.32 and titanium 0.38–0.64. The qualitative composition of this bentonite is practically the same as of natural bentonite [10].

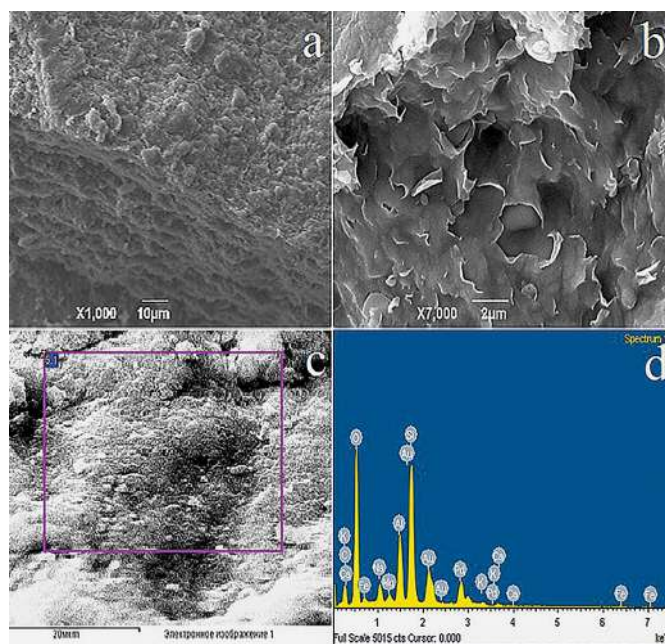


Fig. 1. SEM images of bentonite (a, b, c) and EDS spectrum (d) after ozonation of the simulated drain water solution in the presence of  $\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$

At the same time, the concentration of other elements changes (wt. %) [10]: sodium 2.55–2.8 (0.20), chlorine 0.74–0.81 (0), potassium 1.71–1.72 (0.98), calcium 5.15–6.23 (0.54), iron 7.29–8.23 (5.33). This difference is explained by the complex processes that accompany ozonation — occlusion, co-precipitation, leaching, adsorption, etc. In the typical image of the EDS spectrum

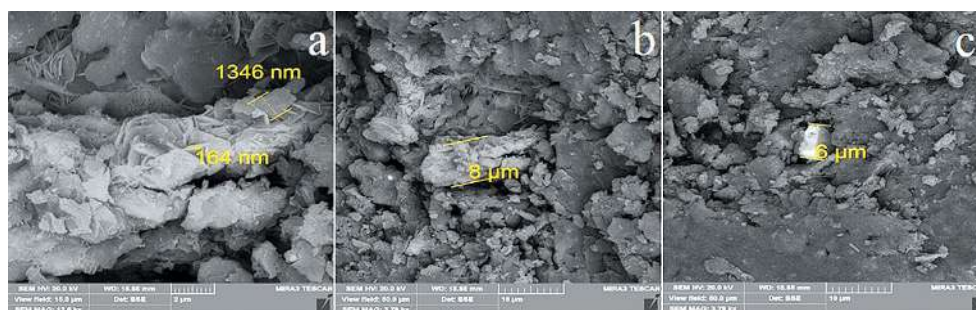


Fig. 2. SEM images of bentonite after contact with manganese-containing solution: a — size of individual crystals; b — size of aggregates; c — crystal of manganese oxide

there are reflexes of gold and palladium — the components of the sputtered alloy. SEM images of bentonite sometimes show single white crystals containing barium and sulphur. No individual phase of iron oxides was detected.

The average size of bentonite platelets after ozonation with the addition of manganese salt is 1.3  $\mu\text{m}$ , and a platelet thickness is 164 nm (Fig. 2a). The bentonite particles form microaggregates of various configurations, about 8  $\mu\text{m}$  in size (Fig. 2b). The manganese-containing phase is presented by individual 6  $\mu\text{m}$  particles (Fig. 2c). Bentonite contains the following elements (wt. %): O — 46.06, Na — 2.63, Mg — 1.54, Al — 8.04, Si — 26.97, Cl — 0.87, K — 1.50, Ca — 4.63, Ti — 0.54, Mn — 1.31 and Fe — 5.91. Manganese is part of an individual phase, amounting to 60.6 wt. %. The content of other components of the manganese-containing phase, except oxygen (24.06 wt. %), is insignificant, which may indicate the formation of manganese oxide phases.

Fig. 3 presents EDS spectra of manganese-containing bentonite (Fig. 3a) and manganese oxide (Fig. 3b).

According to X-ray diffraction data, the diffraction pattern of bentonite with the addition of Fe salt (Fig. 4a) shows the reflexes of the main rock-forming mineral — montmorillonite (#00-012-0204; #000030009). The secondary mineral is quartz (#01-089-8937). Iron-bearing

phases are presented by Fe(II)Fe(III) layered double hydroxides (GreenRust) (#13-92), goethite (#8-97) and magnetite (#19-029). The diffractogram of bentonite with the addition of Mn salt (Fig. 4b) shows the reflexes of montmorillonite and quartz. Manganese-bearing phases are presented by hausmannite  $\text{Mn}_3\text{O}_4$  (#4-0731), manganese oxide (II) (#12-720) and manganese oxyhydroxide  $\text{MnO}(\text{OH})_2$  (#15-604).

At the diffraction patterns of the both samples at  $2\Theta$  angle 20–30°, a halo is observed, which indicates the presence of amorphous phases in the sediments. Iron and manganese hydroxides, deposited during ozonation of the studied samples, are weakly crystallized or amorphized structures.

Sorption, coagulation and other surface processes using mainly oxidative methods and alkalizing reagents are at the core of the purification of man-made aqueous solutions from heavy metal cations and radionuclides. The sorption processes depend on many factors, such as aqueous medium characteristics (pH, Eh, ionic strength of the solution, aquaforms of elements, radionuclides) and sorbent features (structure, specific surface and associated pores).

Ozonation of drain water with the addition of  $\text{Fe}^{2+}$  and  $\text{Mn}^{2+}$  salts, and bentonite can be considered as an example of sorption-reagent interaction, i. e. the activity

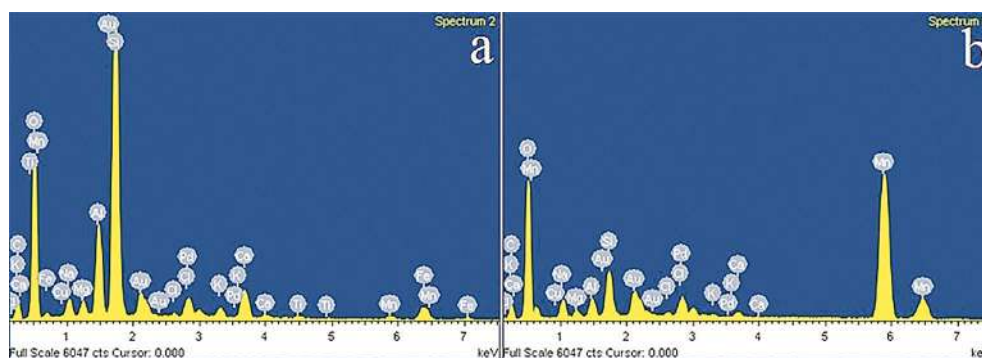


Fig. 3. EDS spectra of bentonite after ozonation of the simulated drain water solution in the presence of  $\text{MnSO}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$ : a — bentonite; b — manganese oxide

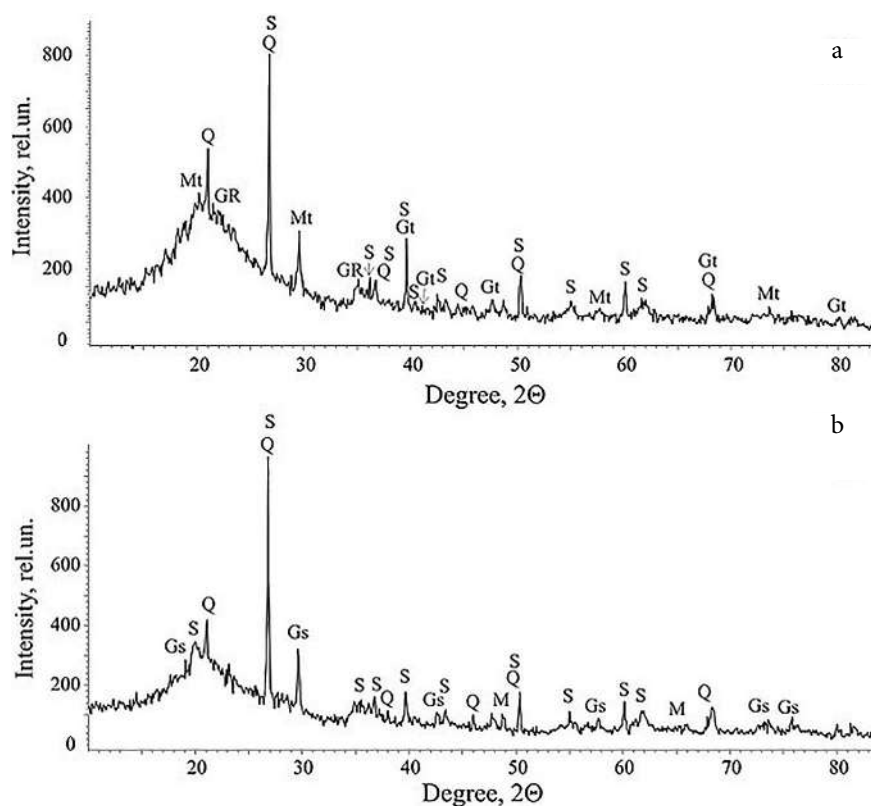


Fig. 4. Diffractograms of montmorillonite samples with additions (10%): a — iron; b — manganese.  
 Legend: S — montmorillonite (smectite); Q — quartz; GR — Fe(II)-Fe(III) layered double hydroxides;  
 Gt — goethite; Gs — hausmannite; Mt — magnetite; M — manganese oxyhydroxide

of sorbents increases as a result of the chemical reaction of the sorbent with the solution to be purified [13]. As a result, hydroxides, oxyhydroxides and oxides of Fe and Mn are mainly formed on the surface of montmorillonite, which leads to the surface stabilization and reduction of solubility of the mineral. Two types of montmorillonite modified with Fe(III) [8] may be present in an alkaline environment. If the concentration of Fe(III) in the solution is relatively low, intercalation and adsorption of iron proceed, which results in formation of montmorillonite that contains Fe(III) localized mainly in the interlayer space of the mineral. When the concentration of Fe(III) is relatively high, iron compounds are formed. They are localised not only in the interlayer space but also on the active centres of the surface.

The adsorption capacity of bentonite (the main adsorbing agent in the system) can be explained by its specific structure and inhomogeneity of the bentonite surface, and especially, the presence of adsorption centres of various nature — exchange cations, oxygen atoms and hydroxyl groups on the basal faces of particles; coordinatively unsaturated ions  $Mg^{2+}$ ,  $Al^{3+}$ ,  $Fe^{3+}$ ,  $Si^{4+}$ ; exchange cations and hydroxyl groups on the faces and edges

of crystals and the formation of hydrogen bonds with active positively charged complexes of montmorillonite particles. The selectivity of adsorption of bentonites is mainly explained by the presence of micro- and mesopores (secondary pores) between the adjacent platelets. The radius of the pores is 5–9 nm [14]. Montmorillonite belongs to microporous sorbents with the pore size that may change during adsorption. Depending on the electronic and geometric structure, the montmorillonite lattice in the process of adsorption of polar substances expands by 0.3–1.2 nm and one or several hydroxylated layers of the adsorbed substance are formed in the interpacket space. This gives grounds for expansion of the range of sorption of different cations (radionuclides) on bentonites leading to formation of layers of iron (oxy) hydroxides and manganese compounds (adsorbents associated with bentonite) on its surface. At the same time, the surface layers may block the active adsorption centres of bentonite.

At the concentration of salts of iron ( $50 \text{ mg/dm}^3$ ) and manganese ( $100 \text{ mg/dm}^3$ ) in the drain water, the specific surface area of bentonites with the formed layer of iron (III) (oxy)hydroxides and manganese com-

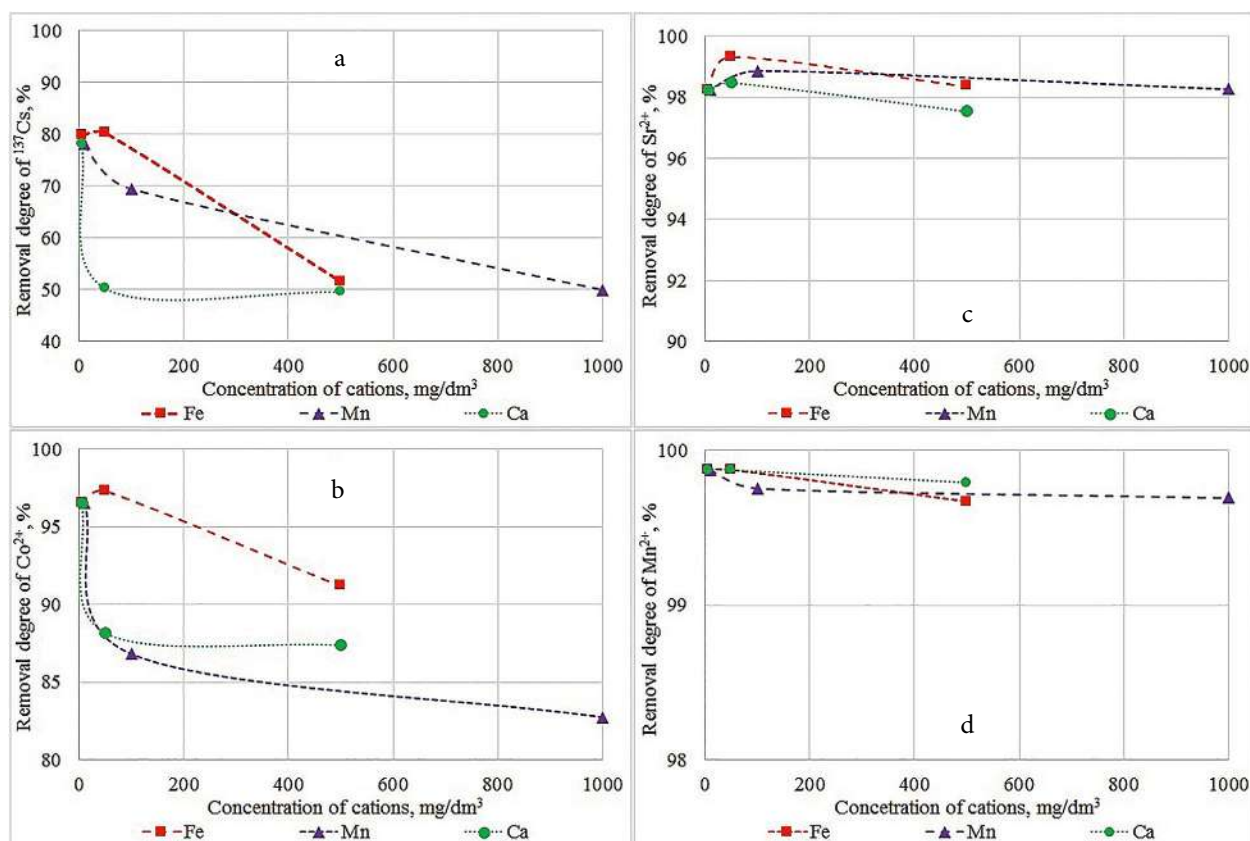


Fig. 5. Degree of radionuclide removal during ozonation with bentonite depending on the initial concentration of Fe, Mn and Ca in the simulated NPP drain water solution

pounds increases and are equal to 55 and 51 m<sup>2</sup>/g, respectively, exceeding the similar values for the natural bentonite (34.2 m<sup>2</sup>/g) [15]. The improving of the sorption properties of composite sorbents based on bentonite modified with ferrihydrite and goethite is illustrated in a number of papers, for example [16]. The presence of ions of variable valency (Fe(II)/Fe(III); Mn(II)/Mn(III)/Mn(IV)) that increases the oxidative degradation of organic compounds in the solution due to the Fenton effect [17, 18], can also increase the sorption properties of the sorbents.

It is shown [19] that a mixture of bentonite and magnetite (2 : 1) adsorbs 75 % of <sup>137</sup>Cs from NaNO<sub>3</sub> solution with ionic strength 0.04M at pH = 10.5. When the ionic strength of the solution increases to 0.14, adsorption decreases to 60 %. Bentonite is a more efficient sorbent for <sup>137</sup>Cs removal compared to magnetite, so sorption of caesium occurs mainly on bentonite. Compared to <sup>137</sup>Cs, 70 % of Sr<sup>2+</sup> is adsorbed on bentonite at pH = 9.0 and ionic strength of the solution is 0.14.

Freshly precipitated oxides and oxyhydroxides of Fe and Mn have a high sorption capacity of <sup>137</sup>Cs and Sr<sup>2+</sup> at pH 8–10. The mechanism of <sup>137</sup>Cs sorption is simi-

lar to the surface adsorption, which is practically independent of the pH of the medium. Simultaneously with surface adsorption, chemisorption occurs leading to the formation of ferrites. In mixed iron-manganese oxides and oxyhydroxides, <sup>137</sup>Cs sorption increases with increasing of the Mn : Fe ratio. That is, Mn oxides and oxyhydroxides have higher <sup>137</sup>Cs selectivity and show a high <sup>137</sup>Cs content regardless of pH due to the surface adsorption. Iron hydroxides have increased sorption capacity of Sr<sup>2+</sup> in an alkaline environment leading to the formation of ferrites [20].

On the other hand, sorbents based on crystallized manganese dioxide are Sr<sup>2+</sup> selective. That is caused by steric factors: the size of the hydrated <sup>137</sup>Cs and Sr<sup>2+</sup> cations and the diameter of macro- and micropores [21].

The degree of <sup>137</sup>Cs removal (Fig. 5a) during ozonation of the simulated drain water solution with typical for NPP drain water concentration of competing cations (Fe<sup>2+</sup> — 5 mg/dm<sup>3</sup>; Mn<sup>2+</sup> — 10 mg/dm<sup>3</sup>; Ca<sup>2+</sup> — 5 mg/dm<sup>3</sup>) in the presence of natural bentonite from the Cherkasy deposit is 78 ± 2 %. Increase in the concentration of Fe<sup>2+</sup> ions to 50 mg/dm<sup>3</sup> causes increase in caesium adsorption by only a few percent (up to 80.3 ± 1.5 %), and increase

**Table 2. Distribution coefficients of radionuclides in the system: bentonite / simulated drain water solution**

№	Initial concentrations of cations, mg/dm <sup>3</sup>			Distribution coefficients of radionuclides, Kd, dm <sup>3</sup> /kg			
	Fe <sup>2+</sup>	Mn <sup>2+</sup>	Ca <sup>2+</sup>	<sup>137</sup> Cs	Sr <sup>2+</sup>	Co <sup>2+</sup>	Mn <sup>2+</sup>
1	5	10	5	355	5,592	2,774	81,900
2	50	10	5	407	14,700	3,576	81,900
3	500	10	5	185	6,067	1,036	30,270
4	5	100	5	352	8,780	658	40,900
5	5	1,000	5	176	5,742	479	32,700
6	5	10	50	101	6,527	745	81,900
7	5	10	500	98	3,973	691	48,135

in the concentration of Fe<sup>2+</sup> to 500 mg/dm<sup>3</sup> results in a sharp decrease in caesium removal to 51.5 ± 3 %. Increase in the concentration of Mn<sup>2+</sup> in the initial solution to 100 mg/dm<sup>3</sup> leads to a decrease in the degree of extraction of <sup>137</sup>Cs to 69.4 ± 2.5 %, and at 1,000 mg/dm<sup>3</sup> the degree of caesium removal decreases to 49.8 ± 3 %. Increase of the concentration of Ca<sup>2+</sup> ions in the initial solution to 50 mg/dm<sup>3</sup> and more leads to a decrease in the degree of removal of <sup>137</sup>Cs to 50 ± 3 %.

The degree of Co<sup>2+</sup> removal from a solution with a typical concentration of cations (Fe<sup>2+</sup> — 5 mg/dm<sup>3</sup>; Mn<sup>2+</sup> — 10 mg/dm<sup>3</sup>; Ca<sup>2+</sup> — 5 mg/dm<sup>3</sup>) during ozonation is 96.5 % (Fig. 5b). Increase in the initial concentration of Fe<sup>2+</sup> cations in the simulated solution to 50 mg/dm<sup>3</sup> leads to a slight increase in Co<sup>2+</sup> sorption to 97.3 ± 0.5 %, while increase of Fe<sup>2+</sup> to 500 mg/dm<sup>3</sup> reduces the degree of Co<sup>2+</sup> removal to 91.2 % ± 0.5 %. Increase in the Mn<sup>2+</sup> concentration in the initial solution to 100 mg/dm<sup>3</sup> leads to a decrease in the degree of Co<sup>2+</sup> removal to 86.8 ± 1 %, and at the initial concentration of Mn<sup>2+</sup> 1 000 mg/dm<sup>3</sup>, the degree of Co<sup>2+</sup> removal is 82.7 ± 1 %. Increase in Ca<sup>2+</sup> ion concentration in the initial solution to 50 mg/dm<sup>3</sup> and up to 500 mg/dm<sup>3</sup> reduces the degree of Co<sup>2+</sup> removal to 88.2 and 87.4 ± 1 %, respectively.

The degree of Sr<sup>2+</sup> removal (Fig. 5c) during ozonation of the drain water solutions with different concentrations of competing cations varies from 97.55 to 99.3 ± 0.5 %, i. e., it is almost independent of the changes in the concentration. A similar situation is observed for Mn<sup>2+</sup> (Fig. 5d). The degree of Mn<sup>2+</sup> adsorption, depending on the concentration of competing cations, varies from 99.7 to 99.9 ± 0.1 %.

Thus, the degree of <sup>137</sup>Cs and Co<sup>2+</sup> removal from the simulated NPP drain water solution during ozonation in the presence of bentonite remains high with increase of concentration of competing cations to: Fe<sup>2+</sup> — 50 mg/dm<sup>3</sup>; Mn<sup>2+</sup> — 100 mg/dm<sup>3</sup>; Ca<sup>2+</sup> — 50 mg/dm<sup>3</sup>. The degree of Sr<sup>2+</sup> and Mn<sup>2+</sup> removal is practically in-

dependent of the initial concentration of cations in case the concentration increases at least to: Fe<sup>2+</sup> — 500 mg/dm<sup>3</sup>; Mn<sup>2+</sup> — 1 000 mg/dm<sup>3</sup>; Ca<sup>2+</sup> — 500 mg/dm<sup>3</sup>.

Based on the results of the experimental study, the radionuclide distribution coefficients under pseudo-equilibrium conditions in the sorbent / solution system (Table 2) during ozonation of the simulated NPP drain water solution in the presence of natural bentonite of the Cherkasy deposit were calculated. For all studied radionuclide imitators, the highest distribution coefficients were determined at the initial concentration of cations in the simulated drain water solution and at increase of their initial concentration to: Fe<sup>2+</sup> — 50 mg/dm<sup>3</sup>; Mn<sup>2+</sup> — 100 mg/dm<sup>3</sup>; Ca<sup>2+</sup> — 50 mg/dm<sup>3</sup>. Based on the calculated distribution coefficients, Sr<sup>2+</sup> and Mn<sup>2+</sup> are most efficiently removed from the simulated drain water solution, removal of Co<sup>2+</sup> is less efficient, and the lowest distribution coefficients were determined for <sup>137</sup>Cs [16].

Thus, for the effective removal of radionuclides in the process of ozonation of the simulated NPP drain water solution with bentonite, increase in the concentration of competing cations in the initial solution to Fe<sup>2+</sup> — 50 mg/dm<sup>3</sup>; Mn<sup>2+</sup> — 100 mg/dm<sup>3</sup>; Ca<sup>2+</sup> — 50 mg/dm<sup>3</sup> is reasonable.

## Conclusions

The following results of the integrated study of the combined process of oxidative decomposition of organic components of the simulated NPP drain water by ozone and sorption interaction of the main dose-forming radionuclides with natural bentonites of the Cherkasy deposit in the presence of sorption-reagent compounds — iron (II) and manganese (II) salts have been received.

1. Compared to natural bentonite, the concentration of the main elements of the bentonite used in drain water ozonation with the addition of salts is practically unchanged. The phase composition of bentonite is pre-

sented by the main rock-forming mineral montmorillonite and secondary mineral quartz. Iron-containing phases are Fe(II)-Fe(III) layered double hydroxides, goethite and magnetite, and manganese-containing phases — hausmannite, manganese oxide (II) and manganese oxyhydroxide. During ozonation, iron- and manganese-containing phases were mainly deposited on the bentonite surface. They are weakly crystallized or amorphized structures.

2. At the concentration of salts of iron (50 mg/dm<sup>3</sup>) and manganese (100 mg/dm<sup>3</sup>) in the drain water, the specific surface area of bentonite after formation of iron and manganese compounds on the bentonite surface increases and equals to 55 and 51 m<sup>2</sup>/g, respectively, which exceeds the similar values for natural bentonite (34.2 m<sup>2</sup>/g).

3. The degree of radionuclide (<sup>137</sup>Cs) and chemical analogues (stable isotopes of Sr, Co and Mn) removal from the simulated solution with typical for NPP drain water concentration of competing cations (Fe<sup>2+</sup> — 5 mg/dm<sup>3</sup>; Mn<sup>2+</sup> — 10 mg/dm<sup>3</sup>; Ca<sup>2+</sup> — 5 mg/dm<sup>3</sup>) during ozonation of the simulated drain water solution in the presence of natural bentonite of the Cherkasy deposit is as follows: <sup>137</sup>Cs — 78 ± 2 %, Sr<sup>2+</sup> — 97.55 ± 0.5 %, Co<sup>2+</sup> — 96.5 ± 0.5 %, Mn<sup>2+</sup> — 99.7 ± 0.1 %. From the point of view of the efficiency of <sup>137</sup>Cs and Co<sup>2+</sup> removal, the initial concentration of competing cations in the solution can be increased to: Fe<sup>2+</sup> — 50 mg/dm<sup>3</sup>, Mn<sup>2+</sup> — 100 mg/dm<sup>3</sup>, Ca<sup>2+</sup> — 50 mg/dm<sup>3</sup>, and to: Fe<sup>2+</sup> — 500 mg/dm<sup>3</sup>, Mn<sup>2+</sup> — 1,000 mg/dm<sup>3</sup>, Ca<sup>2+</sup> — 500 mg/dm<sup>3</sup> for Sr<sup>2+</sup> and Mn<sup>2+</sup> removal.

4. The increase in the concentrations of competing cations in the simulated solution has insignificant effect on the degree of radionuclide adsorption. At relatively high concentrations, the sorption efficiency decreases. Thus, bentonite is the main adsorbent, while the sorption-reagent compounds — salts of iron (II), manganese (II) and calcium (II) play a minor role in the sorption processes and can block active sorption centres of bentonite at high concentrations.

5. The distribution coefficients of the radionuclides in the system bentonite / simulated NPP drain water solution during the ozonation process were calculated based on the experimentally obtained sorption rates. The highest radionuclide distribution coefficients were found at the initial concentrations of competing cations (Fe<sup>2+</sup> — 5 mg/dm<sup>3</sup>; Mn<sup>2+</sup> — 10 mg/dm<sup>3</sup>; Ca<sup>2+</sup> — 5 mg/dm<sup>3</sup>) and at their increase to: Fe<sup>2+</sup> — 50 mg/dm<sup>3</sup>, Mn<sup>2+</sup> — 100 mg/dm<sup>3</sup>, Ca<sup>2+</sup> — 50 mg/dm<sup>3</sup> in the simulated solution.

## References

1. *Management of radioactive waste during operation of NPP*. Report 2016. Kyiv: NNEGC “Energoatom”, 137 p. (in Ukr.)
2. Klyuchnikov A. A., Pazukhin E. M., Shygera Yu. M. (2005). *Radioaktivnyye otkhody AES i metody obrashcheniya s nimi* [Radioactive waste of NPPs and ways of their management]. Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 487 p. (in Rus.)
3. Batiukhnova O. G., Bergman K., Efremenkov V. M., et al. (2005). *Tekhnologicheskiye i organizatsionnyye aspekty obrashcheniya s radioaktivnymi otkhodami: seriya uchebnykh kursov* [Technological and organizational aspects of radioactive waste management: a series of training courses]. Vienna: IAEA, 230 p. (in Rus.)
4. Savkin A. E. (2011). [Development and testing of technology for the processing of liquid radioactive waste from nuclear power plants]. *Radiochemistry*, vol. 53, no. 5, pp. 470–473. (in Rus.)
5. Andronov O. B. (2015). [On the creation of a modern system for handling liquid radioactive waste at nuclear power plants in Ukraine. Formulation of the problem]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 24, pp. 32–41. (in Rus.)
6. Shabalin B. G., Lavrynenko O. M. (2020). Destruction of organic matter from radioactively contaminated water of nuclear power plants equipped with VVER (analytical review). *Nuclear Power and the Environment*, vol. 18, no. 3, pp. 66–89. (in Ukr.)
7. Tobilko V. Yu., Kornilovich B. K. (2015). [Synthesis and sorption properties of composite materials based on nano-sized FeO]. *East-European Journal for Enterprise Technologies*, vol. 76, no. 4/5, pp. 22–27. (in Ukr.)
8. Nikitina N. V., Komov D. N., Kazarinov I. A. (2016). [Physical and chemical properties of sorbents based on bentonite clays modified with iron (III) and aluminum polyhydroxocations by the “coprecipitation” method]. *Sorption and Chromatographic Processes*, no. 2, pp. 191–199. (in Rus.)
9. Nikiforov A. S., Kulichenko V. V., Zhikharev M. I. (1985). *Obezvrezhivaniye zhidkikh radioaktivnykh otkhodov* [Neutralization of liquid radioactive waste]. Moscow: Energoatomizdat, 184 p. (in Rus.)
10. Shabalin B., Yaroshenko K., Buhera S., Mitsiuk N. (2022). Mineralogical-geochemical properties of bentonite clays of the Cherkasy Deposit to increase the environmental safety of radwaste disposal at the Vektor storage complex. *Systems, Decision and Control in Energy III. Studies in Systems, Decision and Control*, vol. 399, pp. 203–220. doi.org/10.1007/978-3-030-87675-3\_12.

11. Shabalin B. G., Lavrinenko O. M., Yaroshenko K. K., Vember V. V., Buhera S. P. (2021). [Characteristics of products of ozonation of imitations of radioactively fermented trap water of NPP]. Proceedings of the XXIIth International Scientific and Development Conference "Ecology. Man. Society". Kyiv: NTUU "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute", pp. 272–276. (in Ukr.)
12. Powder diffraction file 2003. Resource: PDF-2, Database. Available at: <https://www.icdd.com/pdf-2>.
13. Avramenko V. A., Yegorin A. M., Sokolnitskaya T. A. (2015). [Sorption-reagent systems in the processing of liquid radioactive waste]. Proceedings of the VIII Russian Conference on Radiochemistry "Radiochemistry-2015". Zheleznogorsk, pp. 80–81. (in Rus.)
14. Khodykina M. O. (2017). *Formuvannia heterostruktur v systemi neorhanichnyi nosiy-natyvnyi fermentnyi preparat oksyreduktaz* [Molding of heterostructures in the system of inorganic wear-native enzyme preparation oxireductase] (PhD thesis). Kyiv, 136 p. (in Ukr.)
15. Arkhynenko D. (ed.) (1993). *Problemy opredeleniya real'noy struktury glaukonitov i rodstvennykh tonkodispersnykh fillosilikatov* [Problems of determining the real structure of glauconites and related finely dispersed phyllosilicates]. Kyiv-Novosybirsk: VO "Nauka", 200 p. (in Rus.)
16. Kroukopova H., Stamberg K. (2005). Experimental study and mathematical modeling of Cs (I) and Sr (II) sorption on bentonite as barrier material in deep geological repository. *Acta Geodynamica et Geomaterialia*, vol. 2, no. 138, pp. 79–86.
17. Tobilko V. Yu. (2016) *Rozrobka sorbtsiynykh tekhnolohiy zakhystu vod vid zabrudnennya vazhkymy metalamy ta radionuklidamy* [Development of sorption technologies to protect water from pollution by heavy metals and radionuclides] (PhD thesis). Kyiv, 23 p. (in Ukr.)
18. Walling S. A., Wooyong U., Claire L., Neil C. H. (2021). Fenton and Fenton-like wet oxidation for degradation and destruction of organic radioactive wastes. *NPJ Materials Degradation*, vol. 5, no. 50. doi.org/10.1038/s41529-021-00192-3.
19. Babuponnusami A., Karuppan Muthukumar K. (2014). A review on Fenton and improvements to the Fenton process for wastewater treatment. *Journal of Environmental Chemical Engineering*, vol. 2, pp. 557–572.
20. Kuznetsov V. A., Generalova V. A. (2000). [Study of the sorption properties of iron, manganese, titanium, aluminum and silicon hydroxides with respect to  $^{90}\text{Sr}$  and  $^{137}\text{Cs}$ ]. *Radiochemistry*, vol. 42, no. 2, pp. 154–157. (in Rus.)
21. Valsala T. P. Joseph Annie, Sonar N. L., Sonavane M. S., Shah J. G., Raj Kanwar, Venugopal V. (2010). Separation of strontium from low-level radioactive waste solutions using hydrous manganese dioxide composite materials. *Journal of Nuclear Materials*, vol. 404, p. 138.

**Б. Г. Шабалін<sup>1</sup>, К. К. Ярошенко<sup>1</sup>,  
О. М. Лавриненко<sup>1,2</sup>, О. В. Марініч<sup>3</sup>, Н. Б. Міцюк<sup>1</sup>**

<sup>1</sup> ДУ "Інститут геохімії навколишнього середовища Національної академії наук України", просп. Палладіна, 34а, Київ, 03142, Україна

<sup>2</sup> Інститут проблем матеріалознавства ім. І. М. Францевича Національної академії наук України, вул. Кржижановського, 3, Київ, 03142, Україна

<sup>3</sup> ДУ "Науково-інженерний центр радіогідроекологічних полігонних досліджень Національної академії наук України", вул. О. Гончара, 55б, Київ, 01054, Україна

### **Сорбція основних дозоутворюючих радіонуклідів трапних вод АЕС природним бентонітом у процесі їх сумісного озонування**

У статті розкрито закономірності сукупного процесу озонолітичної деструкції органічних компонентів модельних трапних вод атомних електричних станцій та сорбції імітаторів основних дозоутворюючих радіонуклідів (Cs — ізотопною міткою  $^{137}\text{Cs}$ ; солей стабільних ізотопів Co, Sr, Mn) трапних вод природним бентонітом Черкаського родовища за присутності сорбційно-реагентних сполук — солей феруму (II) і мангану (II). Хімічний склад головних елементів бентоніту після озонування трапних вод із додаванням солей феруму і мангану практично не відрізняється від складу природного. Фазовий склад бентоніту представлений основним породотвірним мінералом монтморилонітом і другорядним мінералом — кварцем. Ферумовмісні фази озонованого бентоніту представлені Fe(II)-Fe(III) шаруватими подвійними гідроксидами (Green Rust), гетитом  $\alpha\text{-FeOOH}$  і магнетитом  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ , а мангановмісні фази — гаусманітом  $\text{Mn}_3\text{O}_4$ , оксидом мангану(II) і оксигідроксидом мангану  $\text{MnO}(\text{OH})_2$ . Ферумо- і мангановмісні фази, осаджені в процесі озонування на поверхню бентоніту являють собою переважно слабо окристалізовані або аморфізовані структури. Величина питомої поверхні бентонітів з шаром гідроксидів, оксигідроксидів і оксидів феруму і мангану збільшується порівняно з природним ( $34,2 \text{ м}^2/\text{г}$ ) і дорівнює, відповідно,  $55$  і  $51 \text{ м}^2/\text{г}$  при концентрації солей феруму  $50 \text{ мг}/\text{дм}^3$

і мангану 100 мг/дм<sup>3</sup> у трапних водах. Ступені вилучення радіонуклідів (<sup>137</sup>Cs) та їхніх хімічних аналогів (стабільних ізотопів Co, Sr, Mn) у процесі озонування модельного розчину із вихідною концентрацією катіонів (Fe<sup>2+</sup> — 5 мг/дм<sup>3</sup>; Mn<sup>2+</sup> — 10 мг/дм<sup>3</sup>; Ca<sup>2+</sup> — 5 мг/дм<sup>3</sup>) за присутності природного бентоніту складає: <sup>137</sup>Cs — 78 ± 2 %; Sr<sup>2+</sup> — 98 ± 1 %; Co<sup>2+</sup> — 97 ± 1 %; Mn<sup>2+</sup> — 99 ± 0.5 % . Для збереження ефективності

вилучення радіонуклідів <sup>137</sup>Cs і Co<sup>2+</sup> припустимим є збільшення вихідної концентрації катіонів розчину до: Fe<sup>2+</sup> — 50 мг/дм<sup>3</sup>; Mn<sup>2+</sup> — 100 мг/дм<sup>3</sup>; Ca<sup>2+</sup> — 50 мг/дм<sup>3</sup>, а при вилученні Sr<sup>2+</sup> і Mn<sup>2+</sup> до: Fe<sup>2+</sup> — 500 мг/дм<sup>3</sup>; Mn<sup>2+</sup> — 1 000 мг/дм<sup>3</sup>; Ca<sup>2+</sup> — 500 мг/дм<sup>3</sup>.

*Ключові слова:* трапні води АЕС, озоноліз, сорбція, дозоутворюючі радіонукліди трапних вод, бентоніт.

Надійшла 18.05.2022

Received 18.05.2022

**Ю. О. Ольховик***Національний авіаційний університет, просп. Любомира Гузара, 1, Київ, 03058, Україна*

## **Сольовий плав як визначальний чинник розвитку системи кондиціонування рідких радіоактивних відходів**

**Ключові слова:**

радіоактивні відходи,  
кубовий залишок,  
сольовий плав,  
кондиціонування,  
питоме утворення

Розглянуто динаміку щорічного утворення рідких і твердих радіоактивних відходів (РАВ) на АЕС України з реакторами типу ВВЕР, нормованого на виробництво електроенергії. Встановлено, що в останні десять років показники питомого утворення РАВ не демонструють значних варіацій. Зроблено висновок щодо вичерпання можливостей впровадження на АЕС організаційно-технічних заходів з метою мінімізації утворення РАВ. Подальша експлуатація енергоблоків із реакторами ВВЕР буде призводити до достатньо стабільного рівня утворення РАВ, що дає підстави для прогнозування об'ємів їхнього накопичення, планування і реалізації відповідних заходів щодо їхнього кондиціонування з подальшим переданням на захоронення. Таким чином, основною метою поводження з РАВ на діючих АЕС України має бути створення ефективних ліній кондиціонування РАВ із використанням референтних технологій. Зазначено, що внесення змін у національні нормативні документи щодо класифікації РАВ і віднесення сольового плаву до твердих РАВ означають відміну вимог щодо додаткового кондиціонування для передачі сольового плаву на захоронення. У свою чергу це дає підстави для створення простої, надійної й економічно прийнятної технології переробки основної маси рідких РАВ АЕС з реакторами ВВЕР у безпечну форму, придатну для захоронення. Зазначена технологія передбачає максимальне застосування обладнання з переробки відходів, яке вже наявне на майданчиках АЕС, шляхом переробки всього вже накопиченого і утвореного в майбутньому кубового залишку до стану сольового плаву. У результаті будуть сформовані упаковки для захоронення РАВ у складі захисного контейнера, чотирьох контейнерів КРО-200 із сольовим плавом із заповненням пустот стійким геополімером, який є цілком прийнятним за радіаційно-захисними властивостями.

**Вступ**

Атомна електростанція (АЕС) — виробничо-технологічний комплекс, спроектований для виробництва енергії з використанням ядерної установки. Виробництво електроенергії на АЕС ґрунтується на перетворенні енергії поділу ядерного палива спочатку в теплову, а потім в електричну енергію. Цей

технологічний процес супроводжується утворенням радіоактивних відходів (РАВ), що є найбільш значущим екологічним фактором діяльності будь-якої АЕС як на етапі нормальної експлуатації, так і під час зняття ядерної установки з експлуатації. Наразі в Україні діють 4 атомні електростанції з 15 енергоблоками типу ВВЕР зі встановленою потужністю 13 тис. 835 МВт.

© Ю. О. Ольховик, 2022

Технічна політика оператора діючих АЕС України — Державного підприємства «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом» (ДП «НАЕК «Енергоатом») — спрямована на створення сучасної інфраструктури у сфері поводження з РАВ [1], яка повинна забезпечити:

виконання робіт із мінімізації обсягів утворення РАВ;

вивільнення об'ємів у сховищах для тимчасового зберігання РАВ на промайданчиках АЕС шляхом їхньої переробки/кондиціонування;

передавання кондиційованих РАВ далі до спеціалізованого підприємства для захоронення.

### Аналіз вихідних даних

Планування та контроль діяльності у сфері поводження з РАВ ґрунтуються на даних щорічної звітності щодо поводження з РАВ АЕС України [2].

За час експлуатації українських АЕС із реакторами типу ВВЕР накопичено значний об'єм твердих (ТРВ) і рідких (РРВ) РАВ різних категорій. Загалом станом на 31.12.2021 р. у сховищах середньоактивних РРВ накопичено 8 783 м<sup>3</sup> кубового залишку (КЗ), 1 642 м<sup>3</sup> відпрацьованих фільтруючих матеріалів (ВФМ) та зневодненого шламу (ЗШ). Накопичені ТРВ включають 39 347 м<sup>3</sup> низькоактивних відходів (НАВ), 2 163 м<sup>3</sup> середньоактивних (САВ), 225 м<sup>3</sup> високоактивних (ВАВ) і 14 498 м<sup>3</sup> сольового плаву (СП) з огляду на зміну його класифікації і віднесення до ТРВ [1].

Розподіл накопичених на АЕС відходів за категоріями наведений на рис. 1.

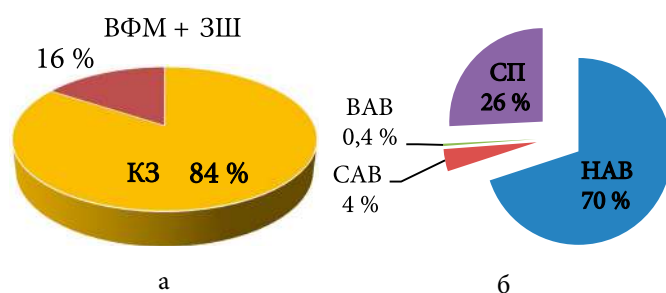


Рис. 1. Розподіл обсягів накопичених РРВ (а) та ТРВ (б) станом на 31.12.2021 р.

Для здійснення єдиної технічної політики, забезпечення безпечного функціонування та удосконалення системи поводження з РАВ на АЕС України введено в дію «Комплексну програму поводження з радіоактивними відходами в ДП «НАЕК «Енергоатом»» ПМ-Д.0.18.174-16 (далі — Комплексна програ-

ма), одним з основних напрямів якої є мінімізація утворення обсягів РАВ під час експлуатації АЕС.

Ключовим елементом для оцінок дієвості заходів, спрямованих на мінімізацію утворення РАВ, є показник питомого утворення кожної категорії РАВ на 1 ГВт · год виробленої електроенергії. Чисельні значення цього показника дозволяють відслідковувати динаміку питомого утворення РАВ на різних станціях і порівнювати показники різних операторів, які експлуатують аналогічні ядерні установки.

Загальна кількість електроенергії, виробленої на АЕС України в період 2005–2020 років, наведена на рис. 2. З огляду на відсутність достовірної інформації щодо обсягів утворення РАВ у більш ранній період на Південноукраїнській АЕС, узагальнені дані щодо показників питомого утворення РАВ для ДП «НАЕК «Енергоатом»» розраховані для КЗ із 2005 року, а для ТРВ з 2010 року.

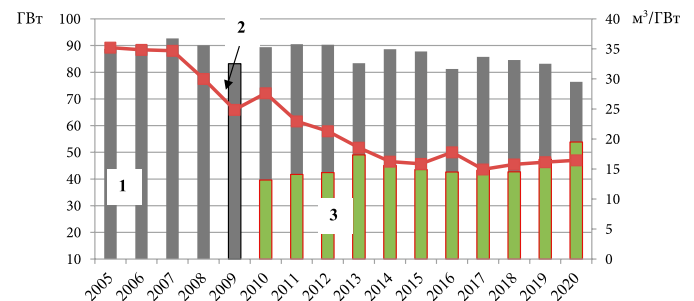


Рис. 2. Щорічне виробництво електроенергії (1) і питомі показники утворення КЗ (2) і ТРВ (3) в цілому для ДП «НАЕК «Енергоатом»». Для даних 2 і 3 використана допоміжна вісь значень

### Мета досліджень

Метою роботи є аналіз тенденцій питомого утворення РАВ на діючих АЕС України з формуванням пропозицій щодо оптимальної, економічно прийнятної схеми кондиціонування РРВ до стану, придатного для передавання на захоронення. Це завдання передбачає максимальне застосування обладнання з переробки відходів, яке вже наявне на майданчиках АЕС.

### Основний матеріал дослідження

Аналіз наведених даних свідчить, що вплив виконаних у відокремлених підрозділах АЕС адміністративних та організаційних заходів, спрямованих на мінімізацію утворення РАВ, практично вичерпався. Питоме утворення низькоактивних ТРВ залишається практично незмінним.

Більш ефективними виявилися заходи щодо зменшення утворення КЗ — з 2005 року цей показник зменшився більш ніж удвічі та з 2014 року є практично сталим.

Детальніший розгляд даних щодо питомого утворення КЗ на АЕС України з реакторами ВВЕР дає підстави стверджувати, що для Запорізької та Хмельницької АЕС зазначений показник є практично незмінним із 2003 року, про що свідчать схожі величини середнього й медіанного значень (табл. 1).

Цікаво порівняти показники питомого утворення РАВ окремих АЕС України і ДП «НАЕК «Енергоатом»» в цілому з аналогічними показниками для ВВЕР Російської Федерації (рис. 3). Помітно, що за питомим утворенням ТРВ реакторні установки мають схожі показники, що підтверджує висновок про низьку ефективність подальших адміністративно-організаційних заходів, спрямованих на мінімізацію утворення цих РАВ. Навпаки, реалізація рішень щодо продовження строку експлуатації енергоблоків, яке супроводжується масштабною заміною обладнання, веде до зростання зазначеного показника. Якщо підвищене утворення ТРВ на Рівненській АЕС у 2003–2004 роках пояснюється добудовою енергоблока № 4, то в 2009 році виконувалися заходи з продовження експлуатації енергоблоків 1 і 2 (рис. 4).

Таким чином, подальші дії щодо поводження з ТРВ мають бути спрямовані на створення ефективних технологічних ліній їхнього кондиціонування з подальшою передачею на захоронення.

На відміну від ТРВ, процес утворення РРВ на АЕС із реакторами типу ВВЕР має індивідуальні особливості, що обумовлено багатьма факторами, серед яких вирізняються водно-хімічний режим експлуатації реакторної установки, хімічний склад і мінералізація води, що застосовується для охолодження, а також герметичність трубопроводів і басейнів витримки ядерного палива. Ці особливості наочно продемонстровано на рис. 5. Кубовий залишок є про-

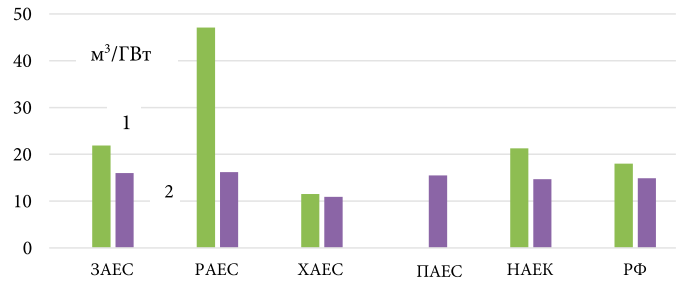


Рис. 3. Порівняння медіани питомого утворення сольового плаву (1) і ТРВ (2) на АЕС України і РФ з реакторами ВВЕР

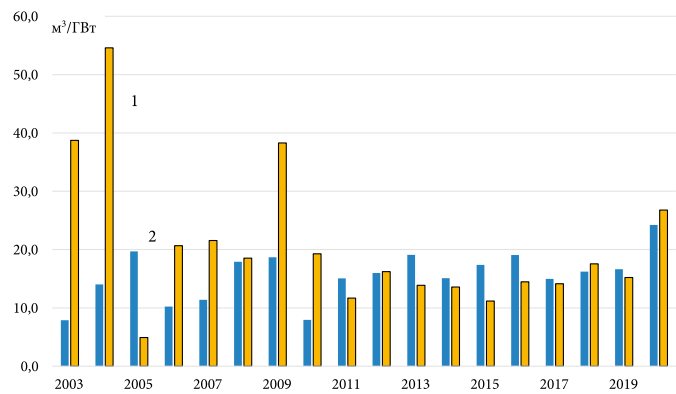


Рис. 4. Порівняння питомого утворення ТРВ на Рівненській (1) і Запорізькій (2) АЕС

дуктом переробки трапних вод на випарних апаратах систем спецводоочищення СВО-3, СВО-7. Звичайно, соленаповнення КЗ на кожній станції може відрізнятися, але багаторічний стабільний режим експлуатації випарних апаратів дає змогу аналізувати відповідні тенденції питомого утворення КЗ. Для Запорізької АЕС чітко прослідковується період стійкого зменшення питомого утворення КЗ з 2003 по 2009 рік, пов'язаний із впровадженням адміністративно-організаційних заходів, після чого процес практично стабілізувався. Для Хмельницької АЕС питоме утворення КЗ практично стабільне, крім періоду

Таблиця 1. Порівняння величин питомого утворення РАВ на діючих АЕС України

АЕС	Питоме утворення, м³/ГВт					
	кубовий залишок			низькоактивні ТРВ		
	середнє	стандартне відхилення	медіана	середнє	стандартне відхилення	медіана
Запорізька	24	5,2	21,9	24,2	4,2	16
Рівненська	52,4	34,9	47,1	20,6	12,1	16,2
Хмельницька	12,5	5,1	11,5	13,1	5,7	10,9
Південноукраїнська	–	–	–	15,5	5,4	15,5

введення в експлуатацію енергоблока Х2. Найбільші зміни помітні для Рівненської АЕС, для якої заходи з реконструкції басейна витримки та заміни стелажів басейна витримки блока № 2 призвели до зниження протікань і, відповідно, до зменшення величини питомого утворення КЗ у 4–5 разів (див. рис. 5).

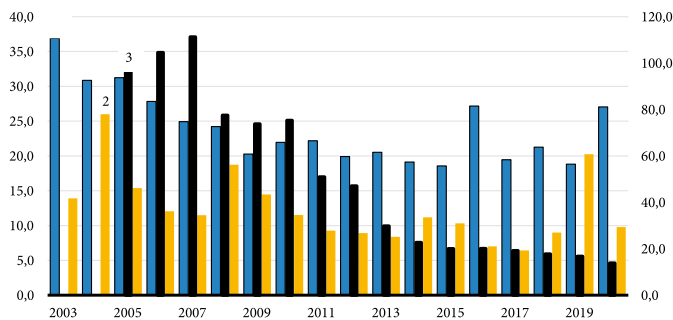


Рис. 5. Порівняння питомого утворення КЗ на Запорізькій (1), Хмельницькій (2) і Рівненській (3) АЕС. Для показників Рівненської АЕС використано додаткову вісь значень

Таким чином, подальша експлуатація енергоблоків із реакторами типу ВВЕР буде призводити до достатньо стабільного рівня утворення РАВ, що дає підстави для прогнозування об'ємів їхнього накопичення і реалізації відповідних заходів щодо їхнього кондиціонування з подальшою передачею на захоронення. Наразі на Запорізькій та Рівненській АЕС уже введені в експлуатацію комплекси з переробки низькоактивних ТРВ, аналогічний комплекс створюється на Хмельницькій АЕС і запроєктований на Південноукраїнській АЕС. Такий підхід обумовлений як значними обсягами накопичених у сховищах АЕС твердих низькоактивних РАВ, так і достатньо простими й апробованими технологіями переробки зазначених відходів (спалювання, пресування, цементування).

Стислий аналіз наявної науково-технічної інформації щодо доступних і економічно доцільних технологій переробки РРВ з урахуванням специфіки їхнього утворення й накопичення, притаманних для діючих українських АЕС, наведений у [3]. Але з моменту зазначеної публікації внесено зміни до «Основних санітарних правил забезпечення радіаційної безпеки України» [4] в частині класифікації сольового плаву і віднесення його до ТРВ.

Зазначені зміни в класифікації РАВ означають відміну вимог щодо додаткового кондиціонування для передавання сольового плаву на захоронення, що, у свою чергу, приводить до висновку щодо недоціль-

ності застосування технології плавлення в індукційному плавнику з формуванням боросилікатного скла.

Рішення про віднесення сольового плаву до ТРВ дає підстави для відмови від застосування для високомінералізованого рідкого середовища зі складним хімічним складом, яким є КЗ, сорбційних технологій очищення. Відомо, що багатокомпонентний склад органічних речовин, присутніх у трапних водах і, відповідно, сконцентрованих у КЗ, негативно впливає на ефективність процесів сорбції, які використовують для очищення РРВ від радіоактивних катіонів. Тому реалізація сорбційних технологій потребує попередньої обробки РРВ, що включає окиснення, фільтрацію осаду, що утворюється під час окиснення, і подальше селективне очищення від радіоактивного цезію ферроціанідними сорбентами і від  $^{90}\text{Sr}$  сорбентами на основі гідроксиду марганцю. Наявний досвід застосування у промислових масштабах (АЕС «Пакш», Угорщина; Кольська АЕС, РФ) сорбційних технологій свідчить, що застосоване технологічне обладнання має доволі низьку продуктивність, високу вартість і, відповідно, потребує значних фінансових витрат. Але водночас недорогі селективні сорбенти є невід'ємним і ефективним засобом мінімізації надходження радіонуклідів у навколишнє середовище в разі аварійних ситуацій з утворенням великих об'ємів радіоактивної води [5].

Вищезазначене дає змогу розглядати як найбільш імовірний і економічно доцільний варіант кондиціонування КЗ шляхом глибокого випарювання з формуванням сольового плаву. У цьому випадку поводження з сольовим плавом вимагатиме виконання особливих умов під час захоронення. Такою умовою, що забезпечить ізоляцію радіонуклідів від довкілля протягом 500–600 років, може стати формування упаковки РАВ у складі універсального захисного залізобетонного контейнера УЗЗК ТУ У 29.2-26444970-005, призначеного для перевезення та захоронення низько- і середньоактивних РАВ у приповерхневих сховищах, із розміщенням у ньому чотирьох контейнерів КРО-200 із сольовим плавом.

Таким чином, віднесення сольового плаву до ТРВ дає підстави для створення простої, надійної й економічно прийнятної технології переробки основної маси РРВ АЕС із реакторами типу ВВЕР у безпечну форму, придатну для захоронення. На думку автора, ця схема має передбачати:

переведення всього накопиченого на сьогодні й утвореного в майбутньому КЗ у сольовий плав із застосуванням наявних на АЕС установок глибокого випарювання;

розфасовування сольового плаву в сертифіковані контейнери КРО-200;

розміщення заповнених контейнерів КРО-200 в універсальні захисні залізобетонні контейнери УЗЗК ТУ У 29.2-26444970-005, призначені для перевезення та захоронення низько- і середньоактивних РАВ у приповерхневих сховищах;

заповнення пустот контейнера шлаколужним компаундом, що виступає додатковим інженерним бар'єром, який забезпечить стабільність упаковки й ізоляцію радіонуклідів від довкілля протягом 500–600 років;

крім того, шлаколужний компаунд може бути застосований як стійка матриця для іммобілізації ВФМ, накопичених у сховищах АЕС. Це дає можливість одночасного захоронення в одній упаковці сольового плаву і ВФМ;

тимчасове зберігання упаковок РАВ на майданчику АЕС до моменту транспортування для захоронення у сховищах Центрального підприємства з переробки РАВ.

Наведена схема не потребує створення на майданчиках АЕС нового обладнання, оскільки установки глибокого випарювання на сьогодні впроваджені на всіх станціях, виробництво контейнерів забезпечено виробничими потужностями ДП «НАЕК «Енергоатом»», установку цементування впроваджено у складі комплексу з переробки ТРВ на Рівненській АЕС. Щоправда, виникає проблема транспортування важкого 15-тонного залізобетонного контейнера УЗЗК у виробничих приміщеннях спецкорпусів АЕС.

Створена упаковка буде цілком прийнятною з погляду радіаційно-захисних властивостей навіть у разі розміщення в контейнерах КРО-200 «свіжого» сольового плаву з помітним вмістом (до 20% сумарної активності) радіонукліду  $^{60}\text{Co}$  [6].

Безумовно, створення системи кондиціонування РРВ буде пов'язане зі значними фінансовими витратами, адже для розміщення більш як 70 000 накопичених на поточний момент контейнерів типу КРО-200 знадобиться 18 000 залізобетонних контейнерів УЗЗК загальною вартістю орієнтовно 18 млн доларів, і впродовж часу експлуатації енергоблоків із реакторами ВВЕР об'єм сольового плаву у сховищах АЕС буде лише зростати. Саме сольовий плав є головним чинником, що визначає подальший вибір розвитку і впровадження технологій кондиціонування РРВ і, відповідно, об'єми витрат оператора реакторних установок як на закупівлю й експлуатацію

обладнання, так і на логістику перевезень упаковок РАВ до сховищ для захоронення. Вищенаведена схема кондиціонування РРВ АЕС України без сумніву має отримати техніко-економічне обґрунтування з урахуванням перспектив розвитку атомної енергетики України, продовження строків експлуатації діючих енергоблоків, створення нових потужностей і впровадження малих модульних реакторів.

## Висновки

1. Вплив виконаних на відокремлених підрозділах АЕС адміністративних та організаційних заходів, спрямованих на мінімізацію утворення РАВ, практично вичерпався. Питоме утворення низькоактивних ТРВ і КЗ з 2009 року залишається практично незмінним.

2. Віднесення сольового плаву до ТРВ дає підстави для створення простої, надійної і економічно прийнятної технології переробки основної маси РРВ АЕС з реакторами ВВЕР у безпечну форму, придатну для захоронення.

3. Накопичений у сховищах АЕС і утворений у майбутньому сольовий плав є головним чинником, що визначає подальший вибір розвитку і впровадження технологій кондиціонування РРВ.

## Список використаної літератури

1. Поводження з радіоактивними відходами при експлуатації АЕС ДП «НАЕК «Енергоатом»» (станом на 31.12.2019 р.) [Електронний ресурс]. — Режим доступу: [https://www.energoatom.com.ua/uploads/2020/%D0%98%D0%BB%D0%BB.%20%D0%BE%D1%82%D1%87%D0%B5%D1%82\\_2019.pdf](https://www.energoatom.com.ua/uploads/2020/%D0%98%D0%BB%D0%BB.%20%D0%BE%D1%82%D1%87%D0%B5%D1%82_2019.pdf).
2. СОУ НАЕК 019:2015. Поводження з радіоактивними відходами атомних електростанцій України. Види, форми та періодичність звітності.
3. Ольховик Ю. О. Перспективні схеми кондиціонування рідких радіоактивних відходів АЕС України / Ю. О. Ольховик // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — Вип. 18 (3). — С. 48–56. — doi: 10.31717/2311-8253.20.3.6.
4. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України: Державні санітарні правила 6.177-2005-09-02 (ОСПУ-2005). — Затверджено наказом МОЗ України № 54 від 02.02.2005.
5. Bondar Yu. V. Synthesis and evaluation of manganese dioxide with layered structure as an adsorbent for selective removal of strontium ions from aqueous solution /

Yu. V. Bondar, S. A. Alekseev // *SN Applied Sciences*. — 2020. — Vol. 2. — Art. 1379.

6. Ольховик Ю. О. Щодо властивостей упаковки для захоронення сольового плаву АЕС України з реакторами ВВЕР у приповерхневих сховищах / Ю. О. Ольховик, Ю. Г. Федоренко, А. М. Розко, Є. В. Рудичев // *Ядерна та радіаційна безпека*. — 2021. — Вип. 90 (2). — С. 65–73.

## Yu. O. Olkhovik

*National Aviation University,  
1, Liubomyra Huzara ave., Kyiv, 03058, Ukraine*

### Salt Melt as a Determining Factor in the Conditioning System Development of Liquid Radioactive Waste of NPPs in Ukraine

The dynamics of annual generation of liquid and solid radioactive waste at Ukrainian nuclear power plants (NPPs) with WWER reactors standardized for electricity production is considered. It is established that in the last ten years the indicators of specific generation of radioactive waste do not show significant variations. The conclusion is made that the possibilities of implementing organizational and technical measures at the NPP in order to minimize the generation of radioactive waste have been exhausted. Further operation of WWER reactors will lead to a fairly stable level of radwaste generation, which provides grounds for forecasting the volume of their accumulation, planning and implementation of appropriate measures for their conditioning with subsequent transfer to landfill. Thus, the main goal of solid radioactive waste management at existing NPPs of Ukraine should be to create efficient solid radiant air conditioning lines using reference technologies. It is noted that the amendments to national regulations on the classification of radioactive waste and the assignment of salt melt to solid radioactive waste mean the abolition of the requirements for additional conditioning for the transfer of salt melt for disposal. In turn, this gives grounds for creating a sim-

ple, reliable and cost-effective technology for processing the bulk of liquid radioactive waste from nuclear power plants with WWER reactors in a safe form suitable for disposal. This technology involves the maximum use of waste processing equipment, which is already available at NPP sites, by processing all already accumulated and formed in the future evaporator bottoms to the state of salt melt. As a result, a package for radwaste disposal will be formed as a part of a protective container, four KRO-200 containers with salt melt with void-filled geopolymer, which is quite acceptable in terms of radiation protection properties.

*Keywords:* radioactive waste, evaporator bottoms, salt melt, conditioning, specific formation.

### References

1. Management of radioactive waste during the operation of NPP of NNEGС “Energoatom” (as of 31.12.2019). Available at: [www.energoatom.com.ua/uploads/2020/%D0%98%D0%BB%D0%BB.%20%D0%BE%D1%82%D1%87%D0%B5%D1%82\\_2019.pdf](http://www.energoatom.com.ua/uploads/2020/%D0%98%D0%BB%D0%BB.%20%D0%BE%D1%82%D1%87%D0%B5%D1%82_2019.pdf). (in Ukr.)
2. SOU NNEGС019 : 2015. Management of radioactive waste from nuclear power plants of Ukraine. Types, forms and frequency of reporting. (in Ukr.)
3. Olkhovik Yu. (2020). Perspective schemes of conditioning of liquid radioactive waste of Ukrainian NPPs. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 18, no. 3, pp. 48–56. doi: 10.31717/2311–8253.20.3.6. (in Ukr.)
4. Basic sanitary rules for ensuring radiation safety of Ukraine: State sanitary rules 6.177-2005-09-02 (OSPU-2005). Approved by the Order of the Ministry of Health of Ukraine dated 02.02.2005. (in Ukr.)
5. Bondar Yu. V., Alekseev S. A. (2020). Synthesis and evaluation of manganese dioxide with layered structure as an adsorbent for selective removal of strontium ions from aqueous solution. *SN Applied Sciences*, vol. 2, art. 1379.
6. Olkhovik Yu. O., Fedorenko Yu. G., Rozko A. M., Rudychev Ye. V. (2021). Regarding the properties of package for disposal of salt melt from Ukrainian NPPs with WWER reactors in near-surface disposal facilities. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 90, no. 2, pp. 65–73. (in Ukr.)

Надійшла 27.06.2022  
Received 27.06.2022

О. В. Михайлов

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

## Результати верифікації радіонуклідного вектора для характеристики твердих радіоактивних відходів ЧАЕС, що спрямовуються на захоронення

### Ключові слова:

тверді радіоактивні відходи, Чорнобильська АЕС, радіонукліди, що важко вимірюються, реперні радіонукліди, питома активність, коефіцієнт кореляції, радіонуклідний вектор

У роботі протестовано алгоритм оновлення (верифікації) коефіцієнтів радіонуклідного вектора (КРВ), встановленого у 2018 році і призначеного для характеристики експлуатаційних твердих радіоактивних відходів Чорнобильської АЕС (ТРВ ЧАЕС) за методологією Міжнародного агентства з атомної енергії. Для  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{94}\text{Nb}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$  та  $^{235,238}\text{U}$  визначені нові значення КРВ з урахуванням введення в дію нового підходу до сортування ТРВ ЧАЕС на потоки. Для ізотопів урану  $^{235,238}\text{U}$  виявлено високий ступінь кореляційного зв'язку між їхнім вмістом, який спостерігається в усіх матеріалах ТРВ незалежно від того, до горючих чи негорючих експлуатаційних відходів ЧАЕС вони належать. За результатами тестування із застосуванням  $t$ -статистики Стьюдента встановлено, що для ТРВ, що тимчасово зберігаються у східному та західному відсіках сховища ТРВ ЧАЕС, можуть бути застосовані однакові значення КРВ. Відходи слід розділяти лише на негорючі чи горючі матеріали.

### Вступ

У 2018 році були розпочаті спільні науково-практичні роботи спеціалістів Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАНУ) і Державного спеціалізованого підприємства «Чорнобильська атомна електростанція» (ДСП ЧАЕС) з метою впровадження в технологічні процеси з характеристики твердих радіоактивних відходів (ТРВ) ЧАЕС у промисловому комплексі з поводження з ТРВ (ПКПТРВ) сучасних методів, побудованих на використанні радіонуклідних векторів за методологією Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) [1, 2]. Це було пов'язано з тим, що встановлене на ПКПТРВ обладнання та програмне забезпечення системи радіаційно-технологічного контролю (СРТК) не дозволяли коректно визначати питому та сумарну

активність радіонуклідів, що підлягають контролю в упаковках з ТРВ відповідно до критеріїв прийняття на захоронення, діючих у Зоні відчуження [3]. Переважна частина радіонуклідів з-поміж тих, що підлягають обов'язковій паспортизації, є альфа- та бета-випромінювачами, питому активність (вміст) яких неможливо виміряти безпосередньо в контейнері за допомогою СРТК ПКПТРВ. Такі нукліди прийнято називати радіонуклідами, що важко вимірюються (РВВ) (англ. difficult-to-measure nuclides) [4]. У світовій практиці проблему з паспортизацією РВВ у складі ТРВ рекомендують вирішувати методом scaling factors (SF) — коефіцієнтів масштабування (КМ), визначаючи для кожного РВВ середнє значення SF ( $SF$ ) як середнє відношення вмісту РВВ до вмісту реперних радіонуклідів (РР), або із застосуванням регресійних залежностей (correlation function — CF) між логарифмами їхнього вмісту [1, 2, 4–8]. Зазвичай

© О. В. Михайлов, 2022

РР обирають із радіонуклідів, вміст яких можна легко виміряти безпосередньо в упаковках за допомогою штатних систем контролю, наприклад спектрометрів гамма-випромінювання. Набір  $SF$  має назву радіонуклідного вектора (РВ) [2, 8]. Певний РВ застосовується до одного потоку ТРВ чи одночасно до кількох, якщо це підтверджується відповідними розрахунками. Далі за текстом відповідно до методики встановлення РВ [2] для  $SF$ , що призначається для паспортизації питомої та сумарної активності РВВ у партії ТРВ, буде застосовуватися назва «коефіцієнт РВ» (КРВ).

Перший РВ для експлуатаційних ТРВ ЧАЕС було встановлено за результатами дослідження 70 проб різних матеріалів, накопичених і законсервованих у сховищі ТРВ ЧАЕС (східному відсіку) ще до аварії 4-го енергоблока ЧАЕС у квітні 1986 року [1]. Методика проведення робіт з пробовідбору зразків ТРВ, перелік та опис вимірювального обладнання, що використовувалося, методи та алгоритми обробки експериментальних даних детально представлені в [1, 9]. Аналогічну роботу було виконано для оцінки поверхневого радіоактивного забруднення металу зі складу обладнання, що демонтується під час виведення ЧАЕС з експлуатації [10]. Одночасно в ІПБ АЕС НАН України були розпочаті роботи з розробки методичних документів щодо порядку встановлення і застосування РВ для характеристики експлуатаційних ТРВ ЧАЕС. Враховуючи міжнародний досвід, методика [2], затверджена у 2020 році, передбачала проведення регулярної або епізодичної перевірки діючих КРВ (верифікації) за даними, отриманими після повторного пробовідбору зразків ТРВ.

Новий масив даних стосовно вмісту радіонуклідів в експлуатаційних ТРВ ЧАЕС було отримано для західного відсіку сховища ТРВ ЧАЕС (СТВ ЧАЕС) за результатами відбору і дослідження 114 проб від матеріалів, віднесених до чотирьох окремих потоків відходів [11]. На етапі аналізу результатів вимірювань було встановлено, що особливості радіонуклідного забруднення ТРВ у досліджених відсіках сховища ТРВ ЧАЕС багато в чому схожі, що може бути характерною рисою експлуатаційних відходів, утворених за період нормальної роботи енергоблоків ЧАЕС. Але для обґрунтування необхідності оновлення РВ за новими даними або у продовженні його використання з урахуванням поправки на значення КРВ унаслідок радіоактивного розпаду РР, необхідно було провести додаткове дослідження, яке планувалося виконати на наступному етапі робіт. У той же час у методиці [2] процедура верифікації РВ не була деталізована,

оскільки цього не передбачали завдання документу. Після 2018 року ніяких уточнень або оновлення значень КРВ не проводилося, хоча в різних країнах світу це здійснюють регулярно. Таким чином, розробка алгоритму верифікації РВ і тестування методичних підходів до визначення нових значень КРВ є актуальним завданням і потребує виконання за умови наявності нових даних щодо вмісту нуклідів у ТРВ ЧАЕС.

Метою роботи є проведення верифікації радіонуклідних векторів, встановлених раніше для паспортизації партій ТРВ ЧАЕС на ПКПТРВ, із залученням відомих методичних підходів.

### Методика досліджень і верифікації коефіцієнтів радіонуклідного вектора

У документах МАГАТЕ та іншій літературі [4, 7, 8, 12] зазначається, що для надійної реалізації методу scaling factors необхідно епізодично або періодично переглядати встановлені раніше РВ і оновлювати значення КРВ (update), якщо це вважається за необхідне. Частота верифікації валідності (to verify the validity), іншими словами — перевірки чинності попередньо встановлених значень КРВ, у різних країнах може становити від одного до п'яти років, найчастіше від півтора до двох років. Відомі дані свідчать, що відношення між вмістом радіонуклідів у спектрі забруднення різних матеріалів можуть залишатися стабільними протягом тривалого періоду експлуатації АЕС, не виключаючи різких змін умов роботи станції та методів її експлуатації [4].

За даними літератури, наприклад у [4, 5, 7, 8, 12], верифікація встановлених раніше РВ для застосування до нової партії відходів у межах відомого або нового потоку ТРВ виконується в процесі спеціального статистичного дослідження (тесту). Аналогічний тест застосовують і для вирішення питання стосовно можливості об'єднання двох або більше потоків ТРВ в один. У вибірці експериментальних даних, отриманих для нової партії ТРВ, визначають відповідні значення КРВ, тобто  $SF$ . Після цього для кожного РВВ за  $t$ -статистику Стьюдента оцінюють значущість різниці між  $SF$ , визначеними за попередніми і новими результатами вимірювань [4, 7, 12].

Якщо значущої різниці між  $SF$ , що порівнювалися (зазвичай у межах 95% довірчого інтервалу), не встановлено, це дає підстави зробити такі висновки. Якщо результати верифікації належать до одного потоку ТРВ, то немає особливої потреби в оновленні КРВ (немає доказів наявності значної зміни відносно

до попередніх даних) і його можна застосовувати й надалі для характеристики ТРВ, від яких були відібрані проби. Об'єднання вибірок і визначення нового значення КРВ за сумою даних (попередні + нові) у межах одного потоку ТРВ має сенс лише в тому випадку, коли це призводить до звуження дисперсії  $\overline{SF}$ . Коли об'єктом порівняння є дані, що належать до різних потоків ТРВ, вищенаведений результат перевірки дає підстави вважати, що досліджені вибірки є частинами однієї генеральної сукупності випадкових даних, окремі потоки можна об'єднати й надалі використовувати для паспортизації РВВ один КРВ. З практичної точки зору це може зменшити навантаження на персонал, який вимушений сортувати матеріал і завантажувати його в окремі контейнери за потоками. Якщо зі статистичної точки зору різниця між  $\overline{SF}$ , що порівнювались, є значною, необхідність проведення вищенаведених дій відпадає, і в такому випадку слід використовувати для різних потоків ТРВ окремі значення КРВ.

Об'єктами нашого дослідження були експлуатаційні ТРВ ЧАЕС, зразки від яких були відібрані і вивчені на вміст радіонуклідів раніше, а результати їх досліджень та аналізу були опубліковані в наших попередніх роботах [1, 9, 11]. Однак на відміну від даних, отриманих для ТРВ східного відсіку СТВ ЧАЕС, для західного відсіку оцінку значень  $\overline{SF}$  з метою визначення КРВ і побудови нового РВ не було зроблено. Це планувалося виконати за результатами наступного етапу досліджень. Крім цього, для сортування зразків за потоками в роботах [1, 9] і [11] були застосовані різні підходи до віднесення матеріалів до потоків ТРВ: для східного відсіку — у проекті методики [2], а для західного — в остаточній її редакції. Враховуючи останнє, для коректного виконання процедури верифікації РВ результати вимірювань для східного відсіку були перегруповані з наповненням потоків матеріалами, як і в західному відсіку: до негорючих і горючих ТРВ. Результати вимірювань у вигляді <МДА (менше значення мінімально детектованої активності) із розрахунків виключалися.

Послідовність дій щодо визначення КРВ за величиною середньгеометричного або середньоарифметичного  $\overline{SF}$  детально викладено в роботі [1]. Застосування критерію Граббса для визначення аномальних результатів у розподілі даних проводилось аналогічно процедурі, наведеній у роботі [9]. Тестування на відсутність/наявність істотної різниці між  $\overline{SF}$  виконували для однакових потоків ТРВ східного та західного відсіків СТВ, і окремо для негорючих і горючих ТРВ східного відсіку для перевірки коректності раніше визначених КРВ для побудови першого РВ.

Регресійний аналіз логарифмів вмісту РВВ та РР із визначенням парних коефіцієнтів кореляції Пірсона (КК), оцінку надійності КК та параметрів функціональної залежності між вмістом радіонуклідів проводили відповідно до [9, 13]. Необхідний обсяг розрахунків виконували із застосуванням персонального комп'ютера з ОС Windows 7 і версією Microsoft Office Excel 2003 SP3.

Процедура порівняння двох  $\overline{SF}$  із метою встановлення наявності чи відсутності істотної різниці між ними була такою. Відповідно до [4, 7] для перевірки статистичної гіпотези про те, що між двома  $\overline{SF}$  немає істотної різниці (нульова гіпотеза), застосовувався двовибірковий  $t$ -тест (two-sample  $t$ -test). При цьому два значення  $\overline{SF}$  могли відноситись як до одного потоку (одне — за попередніми, а інше — за новими результатами вимірювань), так і до різних, що для процедури порівняння не має принципового значення. Параметр  $t$ -статистики (Ст'юдента) розраховували як

$$t = \frac{|\overline{SF}_1 - \overline{SF}_2|}{S} \sqrt{\frac{n_1 \cdot n_2}{n_1 + n_2}}, \quad (1)$$

де  $\overline{SF}_1$  і  $n_1$  — середньгеометричне  $\overline{SF}$  і кількість даних у вибірці 1;  $\overline{SF}_2$  і  $n_2$  — середньгеометричне  $\overline{SF}$  і кількість даних у вибірці 2;  $S$  — корінь квадратний із об'єднаної дисперсії:

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

де  $S_1^2$  і  $S_2^2$  — дисперсії  $\overline{SF}_1$  і  $\overline{SF}_2$  у вибірках 1 і 2 відповідно.

Розрахована за формулою (1) величина  $t$  порівнювалася з його критичними значеннями, взятими з [13] відповідно до обраного рівня значущості ( $\alpha = 0,05$ ) і числа ступенів свободи  $n$  ( $n = n_1 + n_2 - 2$ ). Якщо умови нерівності  $t < t_{\alpha, n}$  виконувались, за результатом перевірки визнавалось, що  $\overline{SF}_1$  і  $\overline{SF}_2$  істотно не відрізняються. Якщо результати перевірки, яку проводили для порівняння двох  $\overline{SF}$ , відповідали попереднім і новим результатам вимірювань у межах одного потоку, такий результат розглядався як основа для висновку про відсутність необхідності оновлення  $\overline{SF}_1$  на  $\overline{SF}_2$ , оскільки в цьому випадку не можна стверджувати, що значення  $\overline{SF}$  змінилося за будь-яких обставин. Якщо перевірка проводилася для порівняння  $\overline{SF}_1$  і  $\overline{SF}_2$ , що відповідали результатам вимірювань ТРВ, віднесених до окремих потоків 1 та 2, такий резуль-

тат розглядався як основа для іншого висновку: дані обох вибірок належать до однієї генеральної сукупності випадкових даних, потоки 1 і 2 можна об'єднати в один і застосовувати інтегральне значення  $SF_{12}$  до ТРВ без їх розділення. У протилежному випадку, якщо умови нерівності  $t < t_{\alpha, n}$  не виконувались (тобто  $t > t_{\alpha, n}$ ), це вважалось підтвердженням того факту, що  $SF_1$  і  $SF_2$  не випадково відрізняються один від одного і розбіжність між ними достовірно значуща. Це розглядалось як основа визнання факту, що до вибірок даних, що порівнювалися, слід застосовувати значення  $SF_1$  і  $SF_2$  окремо.

### Результати та обговорення

На етапі попереднього аналізу результатів вимірювань було встановлено, що радіоактивне забруднення ТРВ у досліджених відсіках СТВ ЧАЕС визначається однаковим спектром із кількох нуклідів ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{94}\text{Nb}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^3\text{H}$  та  $^{14}\text{C}$ ), і це є характерною рисою експлуатаційних відходів, які утворилися в період нормальної роботи енергоблоків ЧАЕС з 1978 до 1986 року [11]. Питома активність (вміст) інших радіонуклідів, що підлягають обов'язковій паспортизації, не перевищує значення МДА [9, 11]. Наведені в табл. 1 дані, що відповідають сортуванню на негорючі і горючі ТРВ, підтверджують, що ТРВ в обох відсіках багато в чому схожі й за діапазонами рівнів радіонуклідного забруднення. Однак середня питома активність (вміст)  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{94}\text{Nb}$  та  $^{241}\text{Am}$  у ТРВ у західному відсіку суттєво вища порівняно зі східним, а ізотопів  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  — навпаки, нижча.

У табл. 2 наведені результати оцінки  $SF$  (КРВ) для РВВ, вміст яких у потоках ТРВ корелює зі вмістом РР, а в табл. 3 — дані щодо значень  $SF$  (КРВ) для РВВ, між вмістом яких і вмістом РР у ТРВ кореляції не було встановлено. Значення  $SF$  для східного відсіку відповідають результатам розрахунків за новим підходом до сортування ТРВ на негорючі (1+2+3) та горючі (4) відходи. Підкресленими є значення  $SF$ , які були використані як КРВ для побудови першого РВ [1].

Величина оціненої дисперсії середньгеометричного  $SF$  ( $D$ ), наведена в табл. 2 і 3 в дужках, була порівняна зі значенням кількісного критерію для оцінки ступеня прийнятності використання цього статистичного параметра розподілу даних. Відповідно до рекомендацій МАГАТЕ, середньгеометричне значення  $SF$  слід використовувати для паспортизації РВВ, якщо значення  $D$  не перевищує 10 (для 95,5 % довірчого інтервалу  $SF$ ). Якщо  $D > 10$ , для оцінки

**Таблиця 1. Характеристика спектру забруднення твердих радіоактивних відходів ЧАЕС експлуатаційного походження у східному (с) і західному (з) відсіках сховища ТРВ ДСП ЧАЕС**

Радіонукліди	Потік ТРВ	Відсік СТВ	Питома активність, Бк/кг		
			мінімальна	максимальна	середня
$^{137}\text{Cs}$	1+2+3	с	10	$4,8 \cdot 10^{+5}$	$2,5 \cdot 10^{+4}$
		з	$2,6 \cdot 10^{+2}$	$5,8 \cdot 10^{+5}$	$3,6 \cdot 10^{+4}$
	4	с	$1,8 \cdot 10^{+2}$	$2,4 \cdot 10^{+5}$	$2,1 \cdot 10^{+4}$
		з	$1,8 \cdot 10^{+2}$	$3,8 \cdot 10^{+6}$	$2,6 \cdot 10^{+5}$
$^{60}\text{Co}$	1+2+3	с	8,6	$5,9 \cdot 10^{+3}$	$6,2 \cdot 10^{+2}$
		з	5,4	$1,3 \cdot 10^{+5}$	$7,8 \cdot 10^{+3}$
	4	с	36	$5,4 \cdot 10^{+3}$	$1,0 \cdot 10^{+3}$
		з	62	$1,6 \cdot 10^{+5}$	$1,5 \cdot 10^{+4}$
$^{94}\text{Nb}$	1+2+3	с	1,5	$8,2 \cdot 10^{+2}$	$1,5 \cdot 10^{+2}$
		з	5,8	$1,5 \cdot 10^{+5}$	$6,8 \cdot 10^{+3}$
	4	с	15	$9,5 \cdot 10^{+2}$	$2,4 \cdot 10^{+2}$
		з	17	$3,9 \cdot 10^{+4}$	$4,0 \cdot 10^{+3}$
$^{241}\text{Am}$	1+2+3	с	16	$3,9 \cdot 10^{+3}$	$1,1 \cdot 10^{+3}$
		з	14	$1,1 \cdot 10^{+4}$	$1,1 \cdot 10^{+3}$
	4	с	97	$5,1 \cdot 10^{+3}$	$7,9 \cdot 10^{+2}$
		з	45	$2,0 \cdot 10^{+4}$	$3,0 \cdot 10^{+3}$
$^{90}\text{Sr}$	1+2+3	с	67	$9,4 \cdot 10^{+4}$	$1,1 \cdot 10^{+4}$
		з	77	$1,1 \cdot 10^{+5}$	$1,2 \cdot 10^{+4}$
	4	с	$1,5 \cdot 10^{+2}$	$1,3 \cdot 10^{+5}$	$9,5 \cdot 10^{+3}$
		з	62	$4,3 \cdot 10^{+5}$	$3,2 \cdot 10^{+4}$
$^{14}\text{C}$	1+2+3	с	99	$1,8 \cdot 10^{+2}$	$1,4 \cdot 10^{+2}$
		з	98	$1,3 \cdot 10^{+2}$	$1,1 \cdot 10^{+2}$
	4	с	$1,1 \cdot 10^{+2}$	$1,7 \cdot 10^{+2}$	$1,4 \cdot 10^{+2}$
		з	$1,1 \cdot 10^{+2}$	$1,6 \cdot 10^{+2}$	$1,4 \cdot 10^{+2}$
$^3\text{H}$	1+2+3	с	$2,1 \cdot 10^{+2}$	$3,6 \cdot 10^{+3}$	$1,7 \cdot 10^{+3}$
		з	$4,7 \cdot 10^{+2}$	$3,5 \cdot 10^{+3}$	$1,3 \cdot 10^{+3}$
	4	с	98	$3,4 \cdot 10^{+3}$	$1,7 \cdot 10^{+3}$
		з	$5,1 \cdot 10^{+2}$	$3,7 \cdot 10^{+3}$	$1,6 \cdot 10^{+3}$
$^{235}\text{U}$	1+2+3	с	0,12	0,67	0,35
		з	0,02	0,28	0,12
	4	с	0,07	0,63	0,28
		з	0,01	0,51	0,12
$^{238}\text{U}$	1+2+3	с	1,6	13,6	6,8
		з	0,25	4,8	2,2
	4	с	1,3	9,2	4,9
		з	0,07	8,0	2,7

вмісту РВВ слід застосувати встановлені регресійні залежності логарифмів вмісту нуклідів за умови, що значення КК буде вище 0,6 [4, 5].

Як показали результати порівняння даних, наведених у табл. 2, спираючись на критерій неперевищення граничного значення дисперсії, навіть за достат-

**Таблиця 2. Значення  $\overline{SF}$  і параметри регресійної залежності між вмістом РВВ в експлуатаційних ТРВ ЧАЕС і вмістом РР, встановлені за попередніми та новими даними вимірювань**

Радіонукліди		Потік	Відсік СТВ	Значення $\overline{SF}$			Параметри регресійної залежності		
PBB	PP			<i>n</i>	$A \pm s$	Ag (D)	Ln ( <i>a</i> )	<i>b</i>	КК
<sup>90</sup> Sr	<sup>137</sup> Cs	1+2+3+4	с	32	$2,9 \cdot 10^{-1} \pm 3,1 \cdot 10^{-1}$	$1,4 \cdot 10^{-1}$ (15)	-0,45	0,84	0,68
		1+2+3	с	16	$3,7 \cdot 10^{-1} \pm 3,2 \cdot 10^{-1}$	$2,2 \cdot 10^{-1}$ (14)	-	-	-
			з	34	$4,4 \cdot 10^{-1} \pm 5,7 \cdot 10^{-1}$	$2,6 \cdot 10^{-1}$ (8)	1,47	0,72	0,75
			с + з	50	$4,2 \cdot 10^{-1} \pm 5,0 \cdot 10^{-1}$	$2,5 \cdot 10^{-1}$ (9,6)	0,07	0,84	0,79
		4	с	16	$2,0 \cdot 10^{-1} \pm 2,8 \cdot 10^{-1}$	$9,5 \cdot 10^{-2}$ (13)	-	-	-
			з	53	$6,6 \cdot 10^{-1} \pm 1,5$	$2,4 \cdot 10^{-1}$ (21)	2,54	0,62	0,68
с + з	69		$5,5 \cdot 10^{-1} \pm 1,3$	$2,0 \cdot 10^{-1}$ (21)	1,46	0,70	0,69		
<sup>94</sup> Nb	<sup>60</sup> Co	1+2+3+4	с	15	$1,6 \cdot 10^{-1} \pm 1,2 \cdot 10^{-1}$	$1,1 \cdot 10^{-1}$ (8)	-1,35	0,89	0,80
		1+2+3	с	10	$4,2 \cdot 10^{-1} \pm 9,1 \cdot 10^{-1}$	$1,1 \cdot 10^{-1}$ (22)	-	-	-
			з	36	$6,5 \cdot 10^{-1} \pm 5,5 \cdot 10^{-1}$	$4,3 \cdot 10^{-1}$ (7,7)	-0,62	0,96	0,92
			с + з	46	$5,9 \cdot 10^{-1} \pm 6,4 \cdot 10^{-1}$	$3,2 \cdot 10^{-1}$ (13)	-1,06	0,99	0,88
		4	с	7	$2,1 \cdot 10^{-1} \pm 0,9 \cdot 10^{-1}$	$1,9 \cdot 10^{-1}$ (3)	-	-	-
			з	34	$4,3 \cdot 10^{-1} \pm 3,9 \cdot 10^{-1}$	$2,6 \cdot 10^{-1}$ (9,7)	0,46	0,78	0,85
с + з	41		$3,9 \cdot 10^{-1} \pm 3,6 \cdot 10^{-1}$	$2,4 \cdot 10^{-1}$ (8)	0,02	0,82	0,87		
<sup>241</sup> Am	<sup>137</sup> Cs	1+2+3+4	с	14	$1,8 \cdot 10^{-2} \pm 0,9 \cdot 10^{-2}$	$1,5 \cdot 10^{-2}$ (4)	-4,42	1,02	0,90
		1+2+3	с	6	$2,4 \cdot 10^{-2} \pm 0,8 \cdot 10^{-2}$	$2,3 \cdot 10^{-2}$ (2)	-	-	-
			з	30	$3,1 \cdot 10^{-2} \pm 2,6 \cdot 10^{-2}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$ (12)	-1,26	0,72	0,64
			с + з	36	$2,9 \cdot 10^{-2} \pm 2,4 \cdot 10^{-2}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$ (10)	-2,13	0,81	0,70
		4	с	8	$1,6 \cdot 10^{-2} \pm 0,6 \cdot 10^{-2}$	$1,5 \cdot 10^{-2}$ (3)	-	-	-
			з	23	$2,6 \cdot 10^{-2} \pm 2,5 \cdot 10^{-2}$	$1,7 \cdot 10^{-2}$ (7)	0,31	0,61	0,76
с + з	31		$2,3 \cdot 10^{-2} \pm 2,2 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-2}$ (6)	-1,80	0,78	0,87		

Примітка: *n* — кількість результатів вимірювань (вміст >МДА);  $A \pm s$  — середньоарифметичне  $\pm$  стандартне відхилення; Ag (D) — середньгеометричне, а в дужках його дисперсія; Ln (*a*), *b* і КК — параметри лінійної регресії логарифмів  $\text{Ln}(Y) = \text{Ln}(a) + b \cdot \text{Ln}(X)$ , де *Y* та *X* — вміст РВВ і РР у ТРВ відповідно, а КК — коефіцієнт кореляції.

ньої кількості результатів (>15) не для всіх РВВ КРВ можна визначити на підставі середньгеометричного значення  $\overline{SF}$ , тому слід застосувати встановлені кореляційні функції. Як видно з табл. 2, такий вибір необхідно зробити для <sup>90</sup>Sr у горючих відходах (потік 4) і <sup>94</sup>Nb в негорючих відходах (потік 1+2+3), вміст яких має тісний зв'язок з вмістом РР. Але не завжди значення  $\overline{SF}$  з дисперсією, яка вище 10, ігноруються. Наприклад, у роботі [5] такі дані не виключались із подальшого аналізу і розглядалися серед інших результатів для оцінки доцільності об'єднання різних потоків ТРВ в один, незважаючи на величину дисперсії. В іншій роботі [12] для випадків, коли дисперсія  $\overline{SF}$  була вище 10, було застосовано додатковий кількісний критерій для верифікації попередніх результатів, але при цьому значення  $\overline{SF}$  з такою дисперсією із розрахунків також не виключались.

Результати перевірки даних, наведених у табл. 2, за нульовою гіпотезою дозволили зробити такі висновки. У східному відсіку немає істотної різниці між

середньгеометричними значеннями  $\overline{SF}$  для <sup>90</sup>Sr, <sup>94</sup>Nb і <sup>241</sup>Am у горючих і негорючих ТРВ. Це підтвердило коректність об'єднання всіх потоків в один, як було зроблено раніше в роботі [1]. Значних відмінностей між  $\overline{SF}$  для однакових потоків у східному і західному відсіках теж не було виявлено. Це підтвердило припущення, що дані обох відсіків належать до однієї генеральної сукупності випадкових даних, і їх можна об'єднати для визначення лише двох КРВ — для негорючих і горючих матеріалів.

Розподіл даних щодо вмісту РВВ і РР, поданий на рис. 1–3 у логарифмічному масштабі, наочно підтверджує належність результатів вимірювань для обох типів відходів до однієї генеральної сукупності випадкових даних, але з деякими особливостями. Як видно з рис. 2, для вмісту <sup>94</sup>Nb на фоні того, що дані обох відсіків можуть бути охарактеризовані однією функціональною залежністю (див. табл. 2), діапазон його розподілу у східному відсіку має чітку тенденцію до зсуву в бік нижчих значень. У той же час для

Таблиця 3. Значення  $\overline{SF}$  для РВВ в експлуатаційних ТРВ ЧАЕС, вміст яких не корелює з вмістом РР за попередніми та новими даними вимірювань

Радіонукліди		Потік	Відсік СТВ	Значення $\overline{SF}$				
РВВ	РР			n	A ± s	Ag (D)		
<sup>14</sup> C	<sup>60</sup> Co	1+2+3+4	с	15	$2,8 \cdot 10^{-1} \pm 2,6 \cdot 10^{-1}$	$1,6 \cdot 10^{-1}$ (13)		
		1+2+3	с	7	$3,7 \cdot 10^{-1} \pm 4,4 \cdot 10^{-1}$	$1,8 \cdot 10^{-1}$ (17)		
			з	13	$1,0 \pm 2,1$	$1,9 \cdot 10^{-1}$ (58)		
			с + з	20	$7,8 \cdot 10^{-1} \pm 1,7$	$1,9 \cdot 10^{-1}$ (36)		
		4	с	10	$4,7 \cdot 10^{-1} \pm 5,5 \cdot 10^{-1}$	$2,2 \cdot 10^{-1}$ (21)		
			з	27	$3,2 \cdot 10^{-1} \pm 5,8 \cdot 10^{-1}$	$5,9 \cdot 10^{-2}$ (78)		
			с + з	37	$3,6 \cdot 10^{-1} \pm 5,7 \cdot 10^{-1}$	$8,4 \cdot 10^{-2}$ (64)		
		<sup>14</sup> C	<sup>137</sup> Cs	1+2+3+4	с	25	$8,3 \cdot 10^{-3} \pm 7,4 \cdot 10^{-3}$	$5,2 \cdot 10^{-3}$ (9,8)
				1+2+3	с	15	$3,0 \cdot 10^{-2} \pm 7,4 \cdot 10^{-2}$	$7,1 \cdot 10^{-3}$ (30)
з	14				$3,2 \cdot 10^{-3} \pm 1,9 \cdot 10^{-3}$	$2,7 \cdot 10^{-3}$ (4)		
с + з	29				$7,9 \cdot 10^{-3} \pm 1,2 \cdot 10^{-2}$	$3,9 \cdot 10^{-3}$ (10,2)		
4	с			13	$1,7 \cdot 10^{-2} \pm 2,5 \cdot 10^{-2}$	$8,4 \cdot 10^{-3}$ (12)		
	з			30	$6,3 \cdot 10^{-3} \pm 7,9 \cdot 10^{-3}$	$2,3 \cdot 10^{-3}$ (36)		
	с + з			43	$9,4 \cdot 10^{-3} \pm 1,6 \cdot 10^{-2}$	$3,4 \cdot 10^{-3}$ (33)		
<sup>3</sup> H	<sup>60</sup> Co			1+2+3+4	с	16	$2,8 \pm 3,0$	1,2 (26)
				1+2+3	с	7	$3,9 \pm 3,8$	1,6 (38)
		з	20		$15 \pm 53$	$8,4 \cdot 10^{-1}$ (159)		
		с + з	27		$12 \pm 46$	$9,9 \cdot 10^{-1}$ (111)		
		4	с	10	$3,3 \pm 4,9$	1,2 (30)		
			з	17	$3,2 \pm 7,8$	$2,6 \cdot 10^{-1}$ (165)		
			с + з	27	$3,2 \pm 6,8$	$4,5 \cdot 10^{-1}$ (113)		
		<sup>3</sup> H	<sup>137</sup> Cs	1+2+3+4	с	22	$8,0 \cdot 10^{-2} \pm 8,9 \cdot 10^{-2}$	$3,6 \cdot 10^{-2}$ (23)
				1+2+3	с	16	$2,9 \cdot 10^{-1} \pm 4,6 \cdot 10^{-1}$	$7,7 \cdot 10^{-2}$ (59)
з	26				$7,0 \cdot 10^{-2} \pm 8,5 \cdot 10^{-2}$	$3,6 \cdot 10^{-2}$ (13)		
с + з	42				$1,6 \cdot 10^{-1} \pm 3,1 \cdot 10^{-1}$	$4,8 \cdot 10^{-2}$ (26)		
4	с			13	$2,4 \cdot 10^{-1} \pm 3,9 \cdot 10^{-1}$	$6,2 \cdot 10^{-2}$ (43)		
	з			18	$1,1 \cdot 10^{-1} \pm 1,8 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10^{-2}$ (132)		
	с + з			31	$1,6 \cdot 10^{-1} \pm 2,9 \cdot 10^{-1}$	$3,2 \cdot 10^{-2}$ (92)		
<sup>235</sup> U	<sup>60</sup> Co			1+2+3+4	с	15	$5,9 \cdot 10^{-4} \pm 6,4 \cdot 10^{-4}$	$2,8 \cdot 10^{-4}$ (17)
				1+2+3	с	7	$9,7 \cdot 10^{-4} \pm 1,1 \cdot 10^{-3}$	$4,2 \cdot 10^{-4}$ (26)
		з	10		$1,2 \cdot 10^{-4} \pm 1,8 \cdot 10^{-4}$	$1,9 \cdot 10^{-5}$ (194)		
		с + з	17		$4,7 \cdot 10^{-4} \pm 8,3 \cdot 10^{-4}$	$6,9 \cdot 10^{-5}$ (224)		
		4	с	10	$2,9 \cdot 10^{-4} \pm 2,7 \cdot 10^{-4}$	$3,7 \cdot 10^{-4}$ (28)		
			з	20	$1,9 \cdot 10^{-4} \pm 4,0 \cdot 10^{-4}$	$2,6 \cdot 10^{-5}$ (87)		
			с + з	30	$4,8 \cdot 10^{-4} \pm 1,1 \cdot 10^{-3}$	$6,3 \cdot 10^{-5}$ (120)		
		<sup>235</sup> U	<sup>137</sup> Cs	1+2+3+4	с	21	$2,0 \cdot 10^{-5} \pm 2,2 \cdot 10^{-5}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$ (14)
				1+2+3	с	16	$8,6 \cdot 10^{-5} \pm 1,8 \cdot 10^{-4}$	$1,8 \cdot 10^{-5}$ (45)
з	11				$2,3 \cdot 10^{-6} \pm 2,0 \cdot 10^{-6}$	$1,4 \cdot 10^{-6}$ (13)		
с + з	27				$5,2 \cdot 10^{-5} \pm 1,4 \cdot 10^{-4}$	$6,2 \cdot 10^{-6}$ (65)		
4	с			11	$2,1 \cdot 10^{-5} \pm 1,8 \cdot 10^{-5}$	$1,5 \cdot 10^{-5}$ (5)		
	з			23	$3,0 \cdot 10^{-6} \pm 3,6 \cdot 10^{-6}$	$1,2 \cdot 10^{-6}$ (28)		
	с + з			34	$1,4 \cdot 10^{-5} \pm 3,6 \cdot 10^{-5}$	$2,9 \cdot 10^{-6}$ (54)		
<sup>238</sup> U	<sup>137</sup> Cs			1+2+3+4	с	21	$1,9 \cdot 10^{-4} \pm 1,4 \cdot 10^{-4}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$ (8)
				1+2+3	с	16	$1,7 \cdot 10^{-3} \pm 3,7 \cdot 10^{-3}$	$3,4 \cdot 10^{-4}$ (45)
		з	9		$2,8 \cdot 10^{-5} \pm 2,2 \cdot 10^{-5}$	$1,9 \cdot 10^{-5}$ (8)		
		с + з	25		$1,1 \cdot 10^{-3} \pm 3,0 \cdot 10^{-3}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$ (74)		
		4	с	11	$3,3 \cdot 10^{-4} \pm 2,3 \cdot 10^{-4}$	$2,6 \cdot 10^{-4}$ (4)		
			з	25	$4,8 \cdot 10^{-5} \pm 6,0 \cdot 10^{-5}$	$1,7 \cdot 10^{-5}$ (35)		
			с + з	36	$2,4 \cdot 10^{-4} \pm 7,1 \cdot 10^{-4}$	$4,2 \cdot 10^{-5}$ (66)		

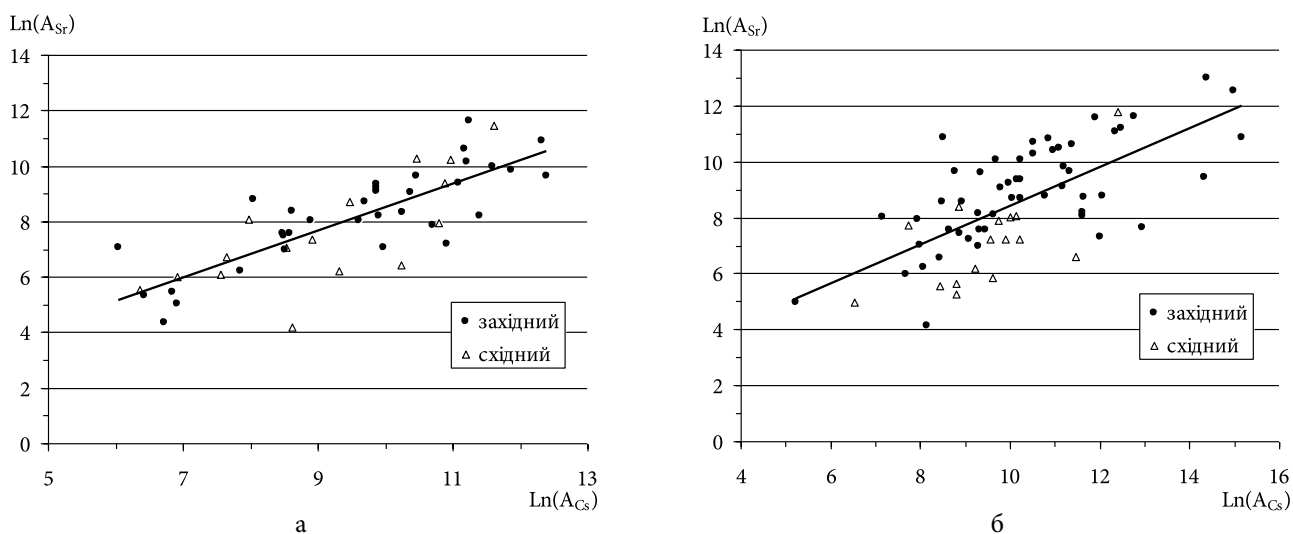


Рис. 1. Розподіл питомої активності  $^{90}\text{Sr}$  і  $^{137}\text{Cs}$  в твердих негорючих (а) та горючих (б) експлуатаційних відходах ЧАЕС

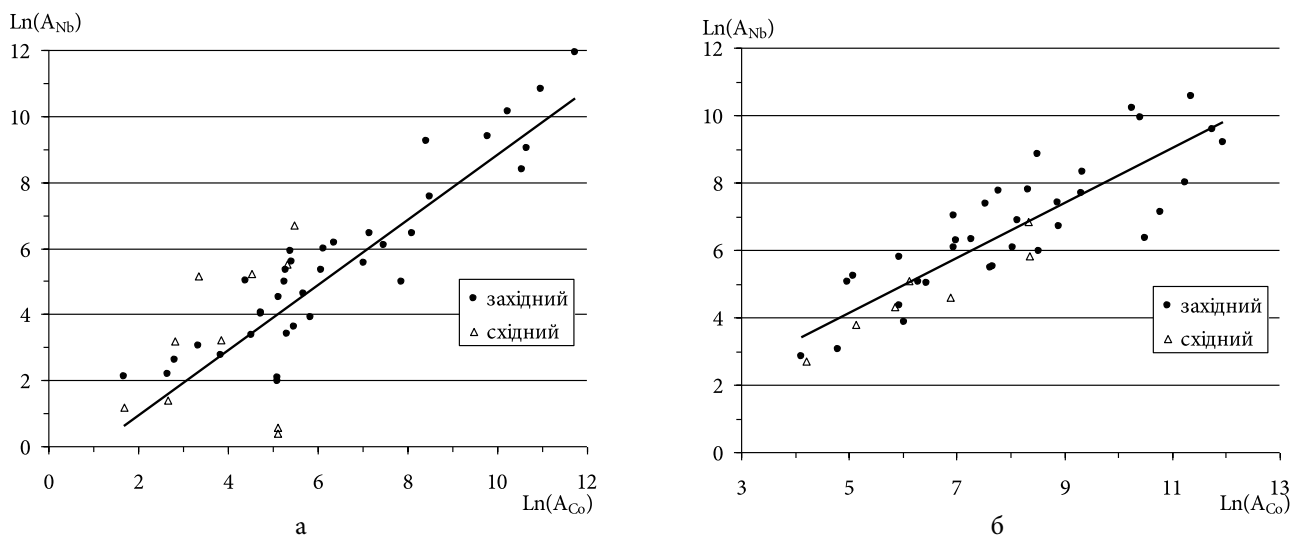


Рис. 2. Розподіл питомої активності  $^{94}\text{Nb}$  і  $^{60}\text{Co}$  в твердих негорючих (а) та горючих (б) експлуатаційних відходах ЧАЕС

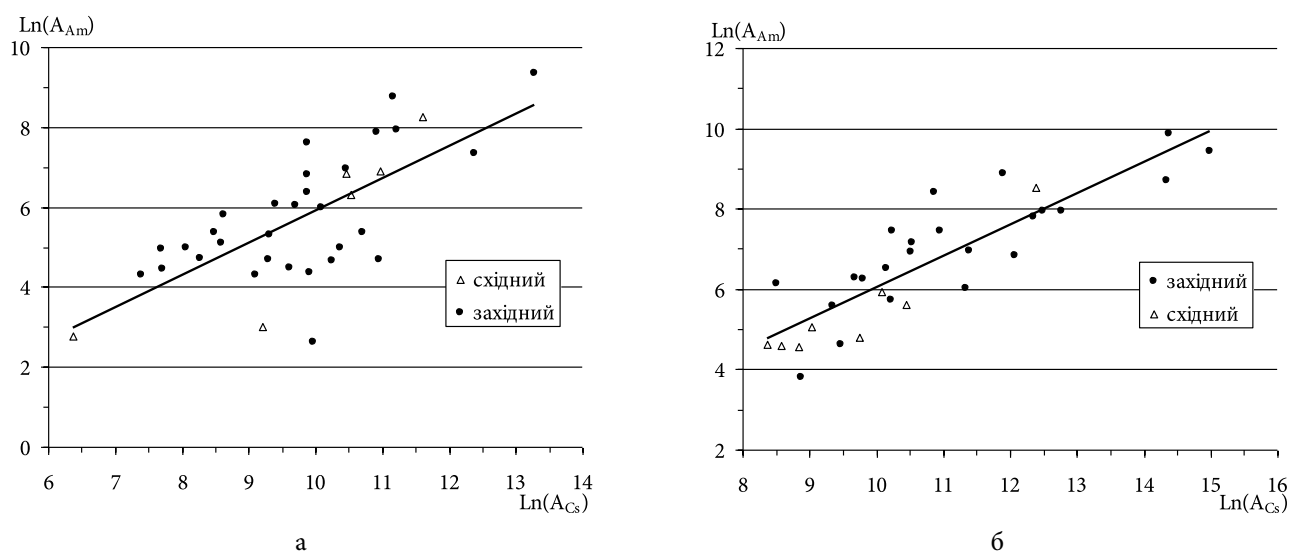


Рис. 3. Розподіл питомої активності  $^{241}\text{Am}$  і  $^{137}\text{Cs}$  в твердих негорючих (а) та горючих (б) експлуатаційних відходах ЧАЕС

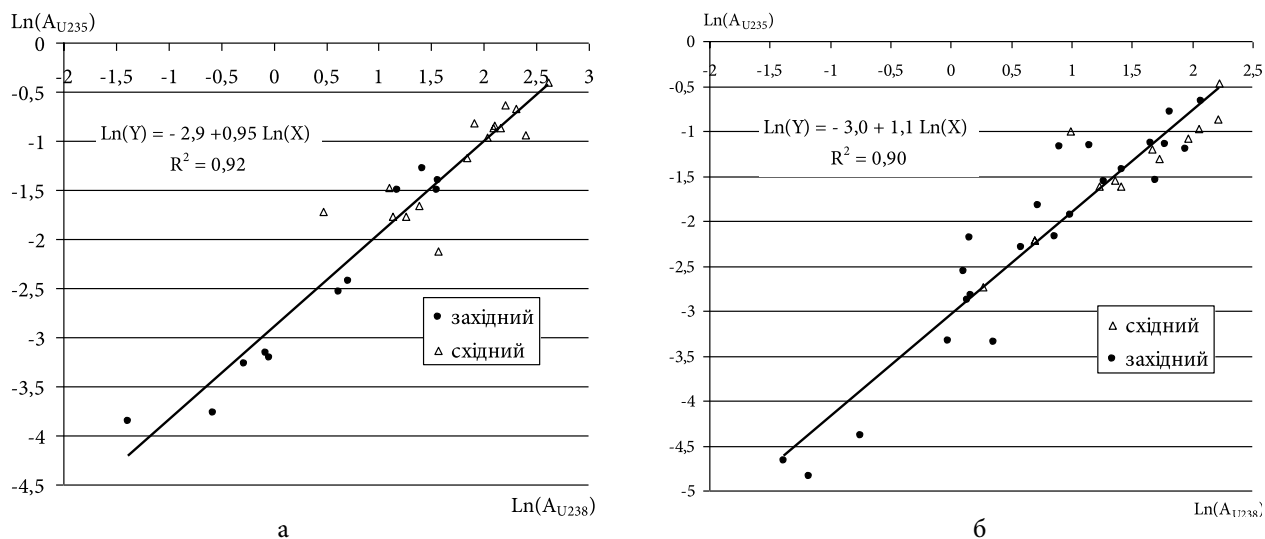


Рис. 4. Розподіл питомої активності  $^{235}\text{U}$  і  $^{238}\text{U}$  в твердих негорючих (а) та горючих (б) експлуатаційних відходах ЧАЕС

ізоотопів урану, між вмістом яких є високий ступінь кореляційного зв'язку (рис. 4), навпаки — для східного відсіку спостерігається чітка тенденція до зсуву діапазону їхнього вмісту в бік найвищих значень. При цьому функціональні залежності для горючих і негорючих відходів практично ідентичні. Це, ймовірно, є відображенням особливості спектра радіонуклідного забруднення експлуатаційних відходів ЧАЕС, складованих у сховищі ТРВ.

На відміну від радіонуклідів  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{94}\text{Nb}$ ,  $^{241}\text{Am}$  та ізоотопів  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ , для РВВ, наведених у табл. 3, тісного зв'язку між їхнім вмістом і вмістом РР у складі ТРВ не було встановлено. Результати проведеної перевірки нульової гіпотези для  $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$  і  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  не виявили істотної різниці між середньгеометричними  $SF$  як для однакових потоків східного і західного відсіків СТВ, так і для різних потоків східного відсіку. На підставі цього попередні і нові результати вимірювань були об'єднані з метою визначення КРВ для застосування до ТРВ обох відсіків без розділення. Однак, як це можна оцінити з даних у табл. 3, лише в 15 % випадків із досліджених потоків ТРВ дисперсія середньгеометричного  $SF$  не перевищила 10. Для об'єднаних даних (обох відсіків разом) це характерно для 100 % випадків. Значне розсіювання випадкових даних, про що свідчить занадто висока дисперсія середньгеометричного  $SF$ , а також відсутність кореляції між вмістом радіонуклідів вимагає як КРВ для  $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$  і  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  обрати середньоарифметичне значення  $SF$ . А це шлях до систематичного завищення паспортних даних щодо їхньої питомої та сумарної активності в упаковках, що направляються на захоронення. Наприклад, якщо звернутися до даних

табл. 2, можна дійти висновку: якщо як КРВ замість середньгеометричного  $SF$  використовувати його середньоарифметичне значення, значення паспортної активності  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{94}\text{Nb}$  і  $^{241}\text{Am}$  в середньому може бути завищене в 1,8 раза. Цей висновок підтверджують і результати детального аналізу світового досвіду, висвітлені в роботі [7]:

діапазон вмісту РВВ, прогнозований з використанням середньоарифметичного значення  $SF$ , завжди зміщується в бік більших значень, на відміну від використання його середньгеометричного  $SF$ , коли він залишається практично незмінним;

вміст РВВ, оцінений за середньгеометричним значенням  $SF$ , зазвичай призводить до заниження в діапазоні низьких значень, тоді як за середньоарифметичним  $SF$  — до завищення в діапазоні високих значень;

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

З урахуванням вищенаведених тверджень впливає, що вибір як КРВ середньгеометричного  $SF$  з високою дисперсією може бути більш виправданим з економічної точки зору, ніж більш прагматичне прагнення до виконання вимог методичних документів, включно з рекомендаціями МАГАТЕ. Однак це завжди супроводжується ризиком припуститися значної помилки під час оцінки паспортної активності того чи іншого РВВ в упаковці, для якого не було встановлено кореляції між його вмістом і вмістом РР. Тому в країнах з розвинутим ядерним паливним циклом немає

єдності щодо алгоритму вирішення цього питання. В Японії, Словенії та Великобританії віддають перевагу середньоарифметичному значенню  $SF$ , а в Бразилії, Канаді, Франції, Республіці Корея, Італії, Іспанії, Швеції та США — середньогометричному  $SF$  [3]. У той же час у таких країнах, як Німеччина, Угорщина, Литва, Мексика та Словаччина, для паспортизації активності РВВ використовують результати регресійного аналізу логарифмів вмісту РВВ і РР.

Слід зазначити, що раніше в роботах [9, 11] було встановлено, що для вмісту  $^{94}\text{Nb}$  у ТРВ характерною є кореляція не тільки з  $^{60}\text{Co}$ , але і з  $^{137}\text{Cs}$ , хоча вона й не така тісна. З практичної точки зору це відкриває можливість використовувати для прогнозу активності  $^{94}\text{Nb}$  у відходах результати гамма-спектрометрії обох РР. Але використання в якості РР  $^{60}\text{Co}$  потребує вносити поправку в значення КРВ частіше порівняно з використанням  $^{137}\text{Cs}$ , період напіврозпаду якого значно більший. У цій роботі для  $^{94}\text{Nb}$  як РР було залишено  $^{60}\text{Co}$ , враховуючи однаковість найбільш вірогідних шляхів спільного переміщення нуклідів у складі теплоносія та інших транспортних потоків їхнього перенесення і забруднення поверхні різних матеріалів всередині активної зони реактора й поза її межами. У табл. 3 для  $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$  і  $^{235}\text{U}$  наведені дані щодо значень  $SF$ , визначених на підставі аналізу розподілу вміст РВВ / вміст РР для двох РР, які можуть бути використані замість попередніх значень КРВ, встановлених для східного відсіку. У цьому випадку, як зазначено у [4], не завжди співвідношення активності радіонуклідів та їхній спектр збігаються з теоретично можливими за результатами моделювання процесів генерації радіонуклідів в активній зоні реактора. Тільки результати вимірювань тих чи інших матеріалів, що складають відходи, можуть дати відповіді на це питання.

Таким чином, спираючись на отримані в роботі результати, можна стверджувати, що застосована процедура верифікації РВ дозволяє визначити набір нових значень КРВ, які можуть бути використані для побудови оновленого РВ, призначеного для характеристики експлуатаційних ТРВ ЧАЕС. При цьому для східного і західного відсіків СТВ є необхідність сортувати відходи лише на негорючі та горючі матеріали, виходячи з того, що горючі ТРВ планувалось після спалювання повторно паспортизувати у вигляді золи з використанням іншого значення КРВ, за іншою методикою. Але, поки це не зроблено, отримані значення КРВ дозволяють оцінити очікувані рівні питомої та сумарної активності радіонуклідів у складі ТРВ.

Щодо РВВ, вміст яких у ТРВ за результатами вимірювань не перевищував значення МДА, слід зазначити наступне. Оскільки вміст  $^{60}\text{Co}$  і  $^{137}\text{Cs}$  за новими даними є суттєво вищим у ТРВ західного відсіку, застосування алгоритму розрахунку КРВ за методикою [2] може призвести до отримання дещо нижчих значень КРВ порівняно з даними роботи [1]. Але до отримання експериментальних даних стосовно реальних рівнів радіоактивного забруднення експлуатаційних ТРВ ЧАЕС такими РВВ це не є підставою для оновлення раніше отриманих значень КРВ.

## Висновки

У роботі протестовано методичні підходи щодо проведення верифікації РВ, призначеного для характеристики ТРВ ЧАЕС за методологією МАГАТЕ. Реалізація алгоритму перевірки валідності (чинності) коефіцієнтів РВ потребувала перегляду попередніх даних із застосуванням нового підходу до сортування зразків ТРВ на потоки.

За результатами проведених розрахунків визначені значення КРВ, які можуть бути використані для побудови нового РВ, який можна застосувати до обох відсіків сховища ЧАЕС, розділяючи ТРВ лише на горючі та негорючі відходи. Це може забезпечити зменшення витрат часу та навантаження на персонал, який має сортувати негорючі відходи на окремі потоки матеріалів, і спростити процедуру їхньої радіологічної характеристики.

Для  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{94}\text{Nb}$  та  $^{241}\text{Am}$  були встановлені значення КРВ або функціональні залежності, які можуть забезпечити прогноз їхньої паспортної активності в упаковках з найкращою точністю. Значення КРВ, визначені для  $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$  та  $^{235,238}\text{U}$ , для яких немає кореляції їхнього вмісту з вмістом  $^{137}\text{Cs}$  або  $^{60}\text{Co}$ , дозволяють провести консервативну оцінку їхньої паспортної активності в упаковках. На прикладі таких нуклідів, як  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{94}\text{Nb}$  та  $^{241}\text{Am}$  ступінь завищення даних може скласти не менш ніж 1,8 раза.

Для ізотопів урану  $^{235,238}\text{U}$  виявлено високий ступінь кореляційного зв'язку між їхнім вмістом, що характерно для всіх матеріалів ТРВ незалежно від того, до горючих чи негорючих експлуатаційних відходів ЧАЕС вони відносяться.

## Список використаної літератури

1. Результаты определения радионуклидного вектора для характеристики твердых радиоактивных отхо-

- дов ГСП ЧАЭС / А. В. Михайлов, Н. И. Павлюченко, А. В. Мясников, А. К. Терзи // Проблемы Чернобыльской зоны відчуження. — 2019. — Вип. 20. — С. 24–37.
2. Система управления производственными процессами. Методика установления радионуклидных векторов для характеристики партий твердых радиоактивных отходов. СТП 2.035–2018. — Славутич : ГСП ЧАЭС, 2018. — 24 с. (редакция 2020 года)
  3. Критерії приймання радіоактивних відходів на захоплення в спеціально обладнаному приповерхневому сховищі твердих радіоактивних відходів (СОПСТРВ). Перший етап експлуатації СОПСТРВ. Приймання РАВ від ЗПРРВ та ЗПТРВ ДСП «ЧАЕС» для захоронення в два симетричних відсіки СОПСТРВ. Редакція 5. Затверджено т. в. о генерального директора Державної корпорації «УкрДО «Радон»» — директора ДСП «Техноцентр» А. Д. Новіковим. — Чорнобиль, 2009. — 38 с.
  4. Determination and use of scaling factors for waste characterization in NPP. IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.18. — Vienna : IAEA, 2009. — 142 p.
  5. Determination of scaling factors to estimate the radionuclide inventory of wastes from the IEA-R1 research reactor / M. H. T. Taddei, J. F. Macacini, R. Vicente [et al.] // J Radioanal. Nucl. Chem. — 2015. — Vol. 303 (3). — P. 2467–2481. — doi.org/10.1007/s10967-014-3789-3.
  6. Михайлов А. В. Методология применения радионуклидных векторов для характеристики РАО АЭС / А. В. Михайлов, В. А. Краснов, В. Н. Безмылов // Ядерна енергетика та довкілля. — 2018. — Вип. 12 (2). — С. 51–58.
  7. Kim T. H. Statistical methodologies for scaling factor implementation: Part 1. Overview of current scaling factor method for radioactive waste characterization / T. H. Kim, J. Park, J. Lee, J. Kim, J. Y. Kim, S. H. Lim // Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology. — 2020. — Vol. 18, No. 4. — P. 517–536. — doi.org/10.7733/jnfcwt.2020.18.4.517.
  8. Kim A. M. Nuclide vector for decommissioning and release measurements in Germany / A. M. Kim, F. Lietzmann // Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting (Goyang, Korea, October 24–25, 2019). — Available at: [https://www.kns.org/files/pre\\_paper/42/19A-032-AndreaMaria.pdf](https://www.kns.org/files/pre_paper/42/19A-032-AndreaMaria.pdf).
  9. Mykhailov O. V. Analysis of radionuclide contamination features in solid radwaste of “light” eastern compartment of solid waste repository of Chornobyl NPP / O. V. Mykhailov, V. M. Bezmylov, A. K. Terzi // Nuclear Power and the Environment — 2020. — Vol. 16 (1). — P. 40–48.
  10. Результаты исследований трудноизмеряемых радионуклидов в металле демонтируемого оборудования Чернобыльской АЭС и оценка коэффициентов масштабирования / А. В. Максименко, М. Д. Бондарьков, Б. Я. Осколков [и др.] // Ядерна енергетика та довкілля. — 2019. — № 1 (13). — С. 67–75
  11. Mykhailov O. V. Investigation of radionuclide contamination of materials stored in solid radwaste repository of Chornobyl NPP / O. V. Mykhailov, A. K. Terzi // Nuclear Power and the Environment — 2021. — Vol. 22 (3). — P. 28–36.
  12. Kim T. Determination and verification of the scaling factor for the radionuclide inventory of the radioactive waste from nuclear power plants / T. Kim, K. Kang, J. Ha // Journal of Nuclear Science and Technology. — 2008. — Vol. 45, Sup. 5. — P. 756–757. — doi.org/10.1080/00223131.2008.10875965.
  13. Ross S. M. Introduction to probability and statistics for engineers and scientists. Third Edition / S. M. Ross. — USA : Elsevier Academic Press, 2004. — 641 p.

---

### O. V. Mykhailov

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

### Results of Radionuclide Vector Verification to Characterize Solid Radwaste of Chornobyl Nuclear Power Plant Sent for Burial

The first radionuclide vector (RV) for characterization of operational solid radioactive wastes (SRW) of Chornobyl Nuclear Power Plant (ChNPP) according to the IAEA methodology was established in 2018 and consisted of a set of scaling factors (SF), which have never been refined and updated, as it is recommended to be done from time to time. In this work, verification algorithm of previously established SF values, provided for by RV setting technique, was tested, and their values were updated with taking into account the implementation of a new approach for sorting ChNPP SRW into the streams. It was established that for such nuclides as  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{94}\text{Nb}$  and  $^{241}\text{Am}$ , geometric mean values of SF or correlation function (CF) established on the basis of regression analysis of logarithms of nuclide content, can be used. For the other radionuclides ( $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$  and  $^{235,238}\text{U}$ ), whose activity levels were higher than the minimum detectable activity (MDA), arithmetic mean values of SF only can be used. For uranium isotopes  $^{235,238}\text{U}$ , a high degree of correlation between their content is observed in all SRW materials, regardless of whether they belong to combustible or non-combustible operational waste of the ChNPP.

According to the test results (testing for significance of difference under the null hypothesis) using the Student's  $t$ -statistics, it was established that the same SF values can be applied to the waste temporarily stored in the eastern and western compartments of the ChNPP SRW repository. The waste should be separated into non-combustible and combustible materials only. This follows from the fact that combustible solid waste, if they are to be burned as it is planned, must be re-characterized using the SF value already determined for ash and by a different technique. However, until these wastes are burned, the obtained data allow estimating the expected levels of nuclide content in their ash residue.

**Keywords:** solid radioactive waste, Chornobyl NPP, difficult-to-measure nuclides, key nuclides, specific activity, correlation factor, radionuclide vector.

## References

- Mikhailov A. V., Pavliuchenko N. I., Miasnikov A. V., Terzi A. K. (2019). [Results of radionuclide vectors determination to be used in characterization of SSE NPP's solid radwaste]. *Problems of Chornobyl Exclusion Zone*, vol. 20, pp. 13–26. (in Rus.)
- Production process control system. Methodology for the determination of radionuclide vectors for the characterization of batches of solid radioactive waste*. STP 2.035–2018. SSE ChNPP, Slavutych, 2018, 24 p. (revised 2020) (in Rus.)
- Criteria for acceptance of waste for burial in specially equipped near-surface repository for solid radwaste (SESRSRW). First stage of SESRSRW operation. Acceptance of RAW from SSE "ChNPP" PTLRW and PTSRW for burial in two symmetrical compartments of SESRSRW*. Revision 5. Endorsed by acting Director General of State Corporation "UkrSE 'Radon'". Chornobyl, 2009. 38 p. (in Ukr.)
- IAEA (2009). *Determination and use of scaling factors for waste characterization in NPP*. IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.18. Vienna: IAEA, 142 p.
- Taddei M. H. T., Macacini J. F., Vicente R., Marumo J. T., Terremoto L. A. A. (2015). Determination of scaling factors to estimate the radionuclide inventory of wastes from the IEA-R1 research reactor. *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, vol. 303, no. 3, pp. 2467–2481. doi.org/10.1007/s10967-014-3789-3.
- Mikhailov A. V., Krasnov V. A., Bezmylov V. N. (2018). [Methodology for using radionuclide vectors to characterize NPP RAW]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 12, no. 2, pp. 52–58. (in Rus.)
- Kim T. H., Park J., Lee J., Kim J., Kim J. Y., Lim S. H. (2020). Statistical methodologies for scaling factor implementation: Part 1. Overview of current scaling factor method for radioactive waste characterization. *Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology*, vol. 18, no. 4, pp. 517–536. doi.org/10.7733/jnfcwt.2020.18.4.517.
- Kim A. M., Lietzmann F. (2019). Nuclide vector for decommissioning and release measurements in Germany. Proceedings of the *Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting (Goyang, Korea, October 24–25, 2019)*. Available at: [https://www.kns.org/files/pre\\_paper/42/19A-032-AndreaMaria.pdf](https://www.kns.org/files/pre_paper/42/19A-032-AndreaMaria.pdf).
- Mykhailov O. V., Bezmylov V. M., Terzi A. K. (2020). Analysis of radionuclide contamination features in solid radwaste of "light" eastern compartment of solid waste repository of Chornobyl NPP. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 16, no. 1, pp. 40–48.
- Maksymenko A. M., Bondarkov M. D., Oskolkov B. Ya., Seida V. A., Dubas V. N. (2019). [Results for studies of hard-to-measure radionuclides in the metal of Chornobyl Nuclear Power Plant equipment being dismantled, and estimation of scaling factor]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 13, no. 1, pp. 67–75. (in Rus.)
- Mykhailov O. V., Terzi A. K. (2021). Investigation of radionuclide contamination of materials stored in solid radwaste repository of Chornobyl NPP. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 22, no. 3, pp. 28–36.
- Kim T., Kang K., Ha J. (2008). Determination and verification of the scaling factor for the radionuclide inventory of the radioactive waste from nuclear power plants. *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 45, sup. 5, pp. 756–757. doi.org/10.1080/00223131.2008.10875965.
- Ross S. M. (2004). *Introduction to probability and statistics for engineers and scientists*. Third Edition. USA: Elsevier Academic Press, 641 p.

Надійшла 26.07.2022

Received 26.07.2022

Л. І. Павловський, Д. В. Городецький, В. В. Деренговський, Є. А. Меньшенін

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

## Актуальність прогнозування забруднення повітря робочої зони під час виконання демонтажних робіт об'єкта «Укриття»

### Ключові слова:

ЧАЕС,  
НБК-ОУ,  
південна покрівля,  
ДКРМ,  
радіоактивні аерозолі,  
прогнозна оцінка

Надано характеристику сучасних радіаційних умов у зонах виконання робіт за проектом «Реконструкція об'єкта «Укриття» ДСП ЧАЕС у частині демонтажу металеві ферми підсилення південної покрівлі». Показано, що за період дослідно-промислової експлуатації комплексу «Новий безпечний конфайнмент — об'єкт «Укриття» (НБК-ОУ) внаслідок герметизації його огорожувального контуру відбулося погіршення радіаційних умов за рахунок збільшення величин загального і нефіксованого поверхневого забруднення. Надано прогнозу оцінку радіоактивного забруднення повітря робочих зон у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ під час виконання робіт за проектом, що дозволило оптимізувати заходи щодо радіаційної безпеки робочого персоналу, зокрема, у виборі відповідних видів засобів індивідуального захисту органів дихання. Запропонований підхід може бути використаним під час планування подальших радіаційно небезпечних робіт у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ, а саме під час виконання демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» і діяльності з часткового вилучення ядерних матеріалів і високоактивних відходів з об'єкта «Укриття».

### Вступ

Демонтаж конструкцій об'єкта «Укриття» (ОУ), який буде виконуватися в умовах експлуатації Нового безпечного конфайнмента (НБК), є черговим етапом здійснення проекту перетворення ОУ на екологічно безпечну систему. За останні десятиріччя накопичено достатній досвід виконання аналогічних радіаційно небезпечних робіт на ОУ. Проте вплив герметичної конструкції НБК на мікроклімат його внутрішнього простору у поєднанні з необхідністю поводження з найбільш радіоактивно забрудненими конструкціями ОУ та аварійного енергоблоку додає своєї специфіки в організацію виконання робіт та

забезпечення протирадіаційного захисту робочого персоналу.

Специфіка зазначених вище робіт, зокрема, полягає у високому забрудненні повітря робочої зони радіоактивними аерозолями (РА) внаслідок їхнього незначного розсіювання за умов відсутності у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ інтенсивних повітряних потоків, середня швидкість яких на легкій покрівлі ОУ становить від 0,03 до 0,06 м/с [1]. Такі вкрай несприятливі радіаційні умови спонукають до якомога ширшого використання безлюдних технологій із застосуванням дистанційно керованих роботів-маніпуляторів (ДКРМ). У випадку неможливості застосування ДКРМ для радіаційно небезпечних тех-

© Л. І. Павловський, Д. В. Городецький,  
В. В. Деренговський, Є. А. Меньшенін, 2022

нологічних операцій і їхньої заміни на операції, що виконуються вручну, кінце необхідне прогнозування динаміки забруднення повітря робочої зони під час виконання таких робіт з метою гарантованого ефективного застосування відповідних заходів з радіаційної безпеки персоналу.

Ця робота спрямована на вирішення актуальної проблеми зменшення впливу РА на опромінення персоналу під час виконання радіаційно небезпечних робіт у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ за рахунок оптимізації використання засобів індивідуального захисту (ЗІЗ) та часу виконання робіт у цих умовах на прикладі пілотного проекту «Реконструкція об'єкта «Укриття» ДСП ЧАЕС у частині демонтажу металеві ферми підсилення південної покрівлі». Основні положення роботи викладено в документі «Звіт з аналізу безпеки» вказаного Проекту [2]. Після перевірки отриманих прогнозних результатів на практиці такий підхід у вирішенні проблем радіаційної безпеки персоналу може бути використаний під час проектування подальших радіаційно небезпечних робіт у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ.

#### **Стисла характеристика проекту «Реконструкція об'єкта «Укриття» ДСП ЧАЕС у частині демонтажу металеві ферми підсилення південної покрівлі»**

Демонтаж металеві ферми підсилення на південній покрівлі ОУ є першочерговим завданням комплексу робіт із «раннього» демонтажу та підсилення нестабільних конструкцій ОУ. Роботи за проектом повинні завершитися наприкінці 2023 р., що пов'язано із закінченням проектної 15-річної терміну експлуатації комплексу стабілізуючих конструкцій ОУ, які було встановлено протягом 2004–2009 рр.

Основні радіаційно небезпечні роботи з демонтажу ферми підсилення передбачають як ручні, так і окремі автоматизовані технологічні операції, а саме: фрагментацію (за допомогою ДКРМ) металеві ферми підсилення на покрівлі ОУ на три великі частини;

відокремлення (за допомогою ручного інструменту) фрагментів ферми підсилення від щитів-ключок покрівлі ОУ;

транспортування та подальшу фрагментацію (за допомогою ДКРМ) частин ферми підсилення на майданчику тимчасового складування (МТС) комплексу НБК-ОУ.

При цьому найбільш небезпечною технологічною операцією з погляду протирадіаційного захисту персоналу є відрізання зв'язівок між фрагментами металеві ферми підсилення та щитами південної покрівлі ОУ, що виконується вручну за допомогою апарата повітряно-плазмового різання.

Таким чином, основними зонами виконання робіт (ЗВР) за проектом є південна частина покрівлі ОУ в осях 50–51, Б–В і ділянка МТС між осями 60–61, Т–У, які за своїми умовами класифікуються як робочі місця групи 1 зони суворого режиму (ЗСР) комплексу НБК-ОУ [3]. При цьому ЗВР на ділянці МТС характеризується як робочі місця групи 1 тільки під час знаходження на ньому демонтованих радіоактивно забруднених металокопункцій (РЗМК), призначених для подальшої фрагментації.

#### **Радіаційні умови в зонах виконання робіт**

**Забруднення повітря.** На етапі дослідно-промислової експлуатації комплексу НБК-ОУ забруднення повітря в його внутрішньому об'ємі обумовлено в основному неорганізованими викидами РА з отворів легкої покрівлі та стін ОУ. З плином часу, у міру реалізації запланованих обсягів робіт із демонтажу конструкцій ОУ, у процесі забруднення повітря буде зростати роль вторинної міграції РА, що осіли на поверхні конструкцій у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ.

Аналіз даних моніторингу об'ємної активності і радіонуклідного складу РА в повітрі за період 2018–2020 рр. показує, що їхня максимальна активність спостерігається в періоди інтенсивної технічної діяльності у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ [4]. Так, максимальні поточні значення цього показника було зареєстровано в жовтні 2019 р. При цьому активність радіонуклідів  $^{137}\text{Cs}$  і  $^{241}\text{Am}$  становила відповідно 5,0 і 0,1 Бк/м<sup>3</sup>. Використовуючи співвідношення  $^{137}\text{Cs}$  у складі  $\Sigma\beta$  РА та  $^{241}\text{Am}$  у складі  $\Sigma\alpha$  РА [5], ми отримуємо такі значення: сумарна бета-активність буде становити 15 Бк/м<sup>3</sup> та сумарна альфа-активність — 0,19 Бк/м<sup>3</sup>. Ці значення не перевищують величини проектних контрольних рівнів (КР) для поточних вимірювань бета- і альфа-активних довгоіснуючих нуклідів у повітрі для приміщень 2-ї підзони (обмеженого обслуговування) ЗСР, які становлять відповідно 80 і 0,4 Бк/м<sup>3</sup> для етапу дослідно-промислової експлуатації ПК-1 НБК [6].

Аналіз результатів поточних досліджень об'ємної активності РА в повітрі, на ділянках основних ЗВР за проектом, що були виконані співробітниками Цеху

Таблиця 1. Поточна об'ємна активність РА в повітрі ділянок основних ЗВР за проектом (період спостережень 03–31.03.2021 р.)

Зона виконання робіт	Об'ємна активність РА в повітрі, Бк/м <sup>3</sup>			
	сума бета-активних нуклідів		сума альфа-активних нуклідів	
	діапазон значень	середнє	діапазон значень	середнє
Майданчик тимчасового складування	від $8,3 \cdot 10^{-3}$ до $1,7 \cdot 10^{-1}$	$6,7 \cdot 10^{-2}$	від $7,9 \cdot 10^{-4}$ до $9,7 \cdot 10^{-3}$	$4,2 \cdot 10^{-3}$
Покрівля машинного залу	від $2,7 \cdot 10^{-2}$ до $8,5 \cdot 10^{-2}$	$5,9 \cdot 10^{-2}$	від $3,0 \cdot 10^{-3}$ до $6,8 \cdot 10^{-3}$	$4,8 \cdot 10^{-3}$

радіаційної безпеки ДСП ЧАЕС у 2021 р. [7], показує, що середні величини цього показника практично однакові (табл. 1).

Вентиляційна система НБК (введена в експлуатацію з серпня 2018 р.) працює в режимі дослідно-промислової експлуатації, що характеризується витратою повітря від 80 000 до 90 000 м<sup>3</sup>/год. Відпрацьоване повітря викидається в навколишнє середовище через вентиляційну трубу НБК. При цьому режим фільтрації відпрацьованого повітря з НБК вмикається автоматично за умов перевищення величини активності РА у викиді понад 40 Бк/м<sup>3</sup>.

**Поверхнєве забруднення.** Зведення захисної споруди НБК над ОУ та герметизація його огорожувального контуру (січень 2018 р.) сприяло процесам накопичення як інертного (нерадіоактивного), так і радіоактивного пилу на поверхнях його внутрішнього об'єму, зокрема, на покрівлях ОУ, що є наслідком осідання аерозолів з повітря. За час, що минув із моменту герметизації конструкції НБК, накопичення пилу на окремих ділянках внутрішніх поверхонь НБК досягло таких масштабів, що наразі вже спостерігається візуально.

Накопичення пилу відбувається внаслідок його генерування (з різних джерел) та за відсутності умов для його ефективної вторинної міграції у просторі, а саме — змиву рідкими атмосферними опадами та розсіюванням аерозолів у навколишньому середовищі, як це зазвичай відбувалося до зведення НБК.

Основним джерелом надходження РА у внутрішній об'єм повітря під аркою НБК виступають неорганізовані викиди крізь отвори огорожувальних конструкцій ОУ. Так, за даними моніторингових спостережень Інституту проблем безпеки АЕС Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України), за допомогою змінних накопичувальних планшетів [4] за період з 2019 по 2021 р. щільність випадання РА в просторі ОУ на горизонтальних поверхнях (будівельна відмітка 43,00 м) становила 39 Бк/(м<sup>2</sup> · добу).

Аналіз даних досліджень щільності поверхневого радіоактивного забруднення (ПЗ) до зведення НБК та після герметизації його огорожувального контуру показує, що середня величина загальної щільності ПЗ бета-активними нуклідами поверхні металевих конструкцій у ЗВР збільшились у 9,3 рази, а величина нефіксованого ПЗ — у 5,7 разів (табл. 2).

Слід зауважити, що внесок альфа-активних нуклідів у загальне поверхнєве забруднення РЗМК не визначався з технічних причин (високий гамма-фон у ЗВР), а їхньою активністю у складі нефіксованого ПЗ у цьому випадку можна знехтувати з причини занадто низьких величин (у межах похибки вимірювання) (див. табл. 2).

На етапі передпроектних досліджень необхідним є більш детальне вивчення властивостей накопиченого пилу на зовнішніх поверхнях ОУ з метою визначення радіонуклідного складу пилу, його дисперс-

Таблиця 2. Величини поверхневого забруднення в зоні виконання робіт з демонтажу ферми підсилення до встановлення аркової конструкції в проектне положення і періоду дослідно-промислової експлуатації НБК

Дата	Загальне ПЗ, бета-част./ (см <sup>2</sup> · хв)		Нефіксоване ПЗ, част./ (см <sup>2</sup> · хв)			
			бета-частки		альфа-частки	
	діапазон значень	середнє	діапазон значень	середнє	діапазон значень	середнє
05.2013*	від 4 000 до 16 000	9 500	від 15 до 310	190	від 0 до 3	2
04.2021**	від 25 000 до 160 000	88 000	від 330 до 2 700	1 080	від 0 до 5	2

Примітки: \* — за даними досліджень ІПБ АЕС НАН України [8]; \*\* — за даними досліджень ДСП «Чорнобильська АЕС» [7].

ності, характеристик пилу, що здійснюється, а також можливості підйому пилу з поверхні.

**Радіаційний фон.** За даними [2], потужність дози (ПД) гамма-опромінення (на висоті 1 м від поверхні) на ділянці ЗВР на південній покрівлі ОУ коливається в межах 1,4–12,2 мЗв/год (середнє — 5,9 мЗв/год).

Поле гамма-випромінювання в межах ЗВР характеризується неоднорідністю, з максимальними значеннями величини ПД (від 10,0 до 12,2 мЗв/год) у центральній частині (уздовж осі В), що обумовлено значними скупченнями радіоактивних матеріалів у завалах між опорами балки «Мамонт», які знаходяться в проекції південної покрівлі ОУ. Ближче до осі 42 значення величини ПД мінімальні та перебувають у діапазоні від 1,4 до 2,8 мЗв/год.

Зважаючи на тяжкі радіаційні умови на шляхах доступу, транспортування персоналу до ЗВР здійснюється в захисному екранованому боксі, який переміщується у внутрішньому об'ємі НБК за допомогою системи основних кранів.

Ділянка МТС характеризується відносно низькими значеннями величин ПД. Висхідна потужність дози гамма-опромінення (на висоті 1 м від поверхні) коливається в межах від 0,0014 до 0,0090 (середнє — 0,0055) мЗв/год. Проте після складування і поводження з фрагментами РЗМК ферми підсилення радіаційні умови на ділянці МТС зазнають суттєвих змін.

### Методика виконання прогнозних розрахунків

Унаслідок механічного впливу на поверхні РЗМК під час виконання робіт за проектом прогнозується утворення високих концентрацій РА в повітрі ЗВР, що призведе до значного радіаційного впливу на персонал і повітряне середовище у внутрішньому об'ємі НБК, а також до забруднення задіяного в роботі технологічного обладнання та інструментів. Зважаючи на особливу небезпеку робіт із різання РЗМК, є нагальна потреба у прогнозуванні концентрацій РА в повітрі робочої зони під час виконання робіт для планування відповідних протирадіаційних заходів.

Для випадку виконання різання забруднених металокопункцій способом холодної плазмової різки, концентрація РА ( $C$ ) у повітрі ЗВР обчислювалася за формулою

$$C = \frac{S \cdot K \cdot d \cdot L}{V + q \cdot t}, \quad (1)$$

де  $S$  — щільність поверхневого забруднення в місці виконання робіт із різання, Бк/м<sup>2</sup>;  $K$  — коефіцієнт дезактивації 0,1;  $d$  — ширина зони інтенсивного нагріву під час виконання різання, м;  $L$  — довжина зони різання, м;  $V$  — об'єм повітря зони, у якій виконуються роботи, м<sup>3</sup>;  $q$  — швидкість видалення повітря за допомогою вентиляційної системи НБК, м<sup>3</sup>/год;  $t$  — час виконання роботи, год.

Передбачається, що в аерозольну форму перейде все поверхневе забруднення з площі інтенсивного впливу під час виконання різання, а аерозоль рівномірно розподілиться між об'ємом робочої зони і об'ємом повітря, яке видаляється за допомогою системи вентиляції НБК.

Виконання операцій із різання РЗМК ручним інструментом потребує такої організації робіт, яка б забезпечила мінімальне, наскільки це дозволяють наявні ресурси, опромінення робочого персоналу (принцип ALARA). Так, прогнозні розрахунки за представленою формулою показують, що основним фактором, який визначає рівень концентрації РА в повітрі ЗВР, є швидкість виконання операції (різання). Чим вона менша, тим меншою є інтенсивність надходження РА в повітря, що дозволяє уникнути перевищення величини КР та застосовувати більш комфортні для персоналу типи засобів індивідуального захисту органів дихання (ЗІЗОД). З іншого боку, зменшення швидкості різання призводить до збільшення дози опромінення персоналу за рахунок більш тривалого перебування у ЗВР. І навпаки, чим швидше виконується операція, тим більша концентрація РА в повітрі, що призведе до перевищення КР і необхідності застосування ізолюючих ЗІЗОД при одночасному зменшенні дози зовнішнього опромінення.

З цього випливає необхідність певної оптимізації швидкості виконання операції, яка визначається, зокрема, властивостями матеріалу конструкції, технічною характеристикою інструменту для виконання різання та кваліфікацією персоналу.

### Прогнозування забруднення повітря під час виконання робіт

Прогнозні розрахунки викиду РА будуть виконуватись для таких технологічних операцій:

різання металокопункцій ферми підсилення на південній покрівлі ОУ (рисунок);

різання зв'язків (опорних кронштейнів) по нижньому та верхньому поясах конструкції ферми підсилення на південній покрівлі ОУ (рисунок);

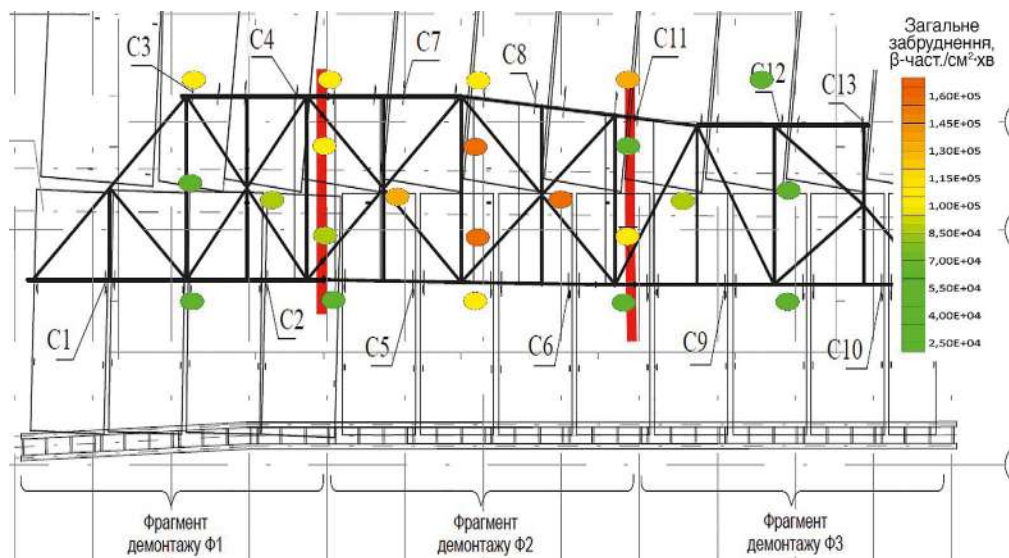


Схема розміщення точок різання металоконструкцій ферми й дані щодо їхньої величини загального поверхневого забруднення [6]

різання демонтованих фрагментів ферми підсилення на ділянці МТС.

Для прогнозних розрахунків, які виконуються за представленою формулою, використовуючи консервативний підхід, припускається:

поверхнєве забруднення (з огляду на його вторинне походження внаслідок осідання РА з повітря), наявне тільки на горизонтальних поверхнях РЗМК;

вплив вентиляційної системи НБК на видалення повітря з об'єму ЗВР відсутній;

РА, що утворилися внаслідок фрагментації РЗМК, рівномірно розподіляються в об'ємі повітря ЗВР, який має геометричну форму напівсфери з радіусом 5 м і об'ємом 262 м<sup>3</sup>;

місце розрізу РЗМК буде дезактивовано з ефективністю 90 % (цей показник прийнятий на основі досвіду виконання дезактивації аналогічних конструкцій ОУ [2]).

**Різнання РЗМК ферми підсилення на південній покрівлі ОУ.** Роботи будуть виконуватись за допомогою ДКРМ з дисковою пилкою, який встановлено на мобільній інструментальній платформі (МІП) підйомного крану НБК. Швидкість різання дискової пилки становить 3,5 м/хв.

На рисунку показано найближчі до місць виконання різання точки РЗМК ферми з відомим поверхневим забрудненням. З огляду на те, що в конструкції поясів ферми використовуються двотаврові балки різних розмірів, застосовуючи консервативний підхід, для розрахунків обрано двотаврову балку, яка має найширшу полицю — 251×180 мм, тип 26Ш1.

Таким чином, приймається, що для двотаврової балки типу 26Ш1 зі щільністю поверхневого забруднення 130 000 бета-част./см<sup>2</sup>·хв довжина різку становить 0,36 м, а час різання 0,18 хв. При цьому ширина різку становить 10 мм, а зона температурного впливу — 5 мм (з кожного боку).

Припускається, що об'ємна активність повітря робочої зони за відсутності впливу системи вентиляції НБК (консервативний підхід) не перевищить значення у 630 і  $4,9 \cdot 10^{-3}$  Бк/м<sup>3</sup> бета- і альфа-активних нуклідів відповідно (табл. 3).

**Різнання зв'язків (опорних кронштейнів) по нижньому та верхньому поясах конструкції ферми підсилення на південній покрівлі ОУ.** Роботи виконуються вручну за допомогою переносного обладнання для повітряно-плазмового різання, яке характеризується такими параметрами: швидкість різання — 2,6 м/хв, ширина різку — 3 мм, ширина зони температурного впливу — 2 мм (з кожного боку).

У місцях різання ручним інструментом (верхній і нижній пояси кріплення металевої ферми) діапазон величини загального ПЗ суми альфа- і бета-активних нуклідів становить від 25 000 до 120 000 част./см<sup>2</sup>·хв.

Тоді для швелера 250×125×8 мм довжина радіоактивно забрудненого шва дорівнює 0,25 м, щільність ПЗ альфа- і бета-активними нуклідами становить 113 000 част./см<sup>2</sup>·хв, а час різання — 0,19 хв.

Припускається, що активність повітря робочої зони за відсутності впливу системи вентиляції НБК (консервативний підхід) не перевищить значення

Таблиця 3. Максимальні прогнозовані концентрації РА в повітрі ЗВР під час виконання робіт із фрагментації РЗМК

ЗВР і спосіб виконання різання РЗМК	Місце виконання різання РЗМК*	Викид активності повітря ЗВР, Бк		Максимальна об'ємна активність РА в повітрі ЗВР, Бк/м <sup>3</sup>	
		β-активних	α-активних	β-активних	α-активних
Фрагментація ферми підсилення на південній покрівлі ОУ за допомогою ДКРМ на МПП	Верхня частина ферми підсилення, фрагменти Ф2-Ф3	165 000	1,3	630	$4,9 \cdot 10^{-3}$
Відрізання опорних кронштейнів ферми підсилення на південній покрівлі ОУ вручну (повітряно-плазмове різання)	СЗ	34 100	0,6	130	$2,3 \cdot 10^{-3}$
Фрагментація елементів ферми підсилення на ділянці МТС за допомогою ДКРМ на власному ходу або на МПП	Центральна частина ферми, фрагмент Ф2	15 700	0,3	60	$1,2 \cdot 10^{-3}$

Примітка: \* — відповідно до позначень на рисунку.

у 130 і  $2,3 \cdot 10^{-3}$  Бк/м<sup>3</sup> бета- і альфа-активних нуклідів (див. табл. 3).

**Різання демонтованих фрагментів РЗМК ферми підсилення на ділянці МТС.** Роботи виконуються ДКРМ на власному ходу за допомогою дискової пилки.

Розрахунок прогнозу об'ємної активності повітря під час робіт із подальшої фрагментації фрагмента Ф2 металевої ферми підсилення виконувався за представленою формулою з урахуванням типу металоконструкцій і поверхневого забруднення в місцях різання.

Швидкість різання приймається 3,5 м/хв, ширина шва — 10 мм, ширина зони температурного впливу — 5 мм. Швидкість роботи витяжної вентиляції НБК — 80 000 м<sup>3</sup>/год.

Металоконструкція, що буде розрізана, — парний кутник 140×140×9 мм, довжина шва становить 0,280 м. Максимальне загальне ПЗ альфа- і бета-активними нуклідами становить близько 160 000 част./см<sup>2</sup> · хв). Час виконання різання парного кутника — 0,0027 год.

З урахуванням ефективності дезактивації загальне ПЗ альфа- і бета-активними нуклідами становить близько 16 000 част./см<sup>2</sup> · хв).

Унаслідок виконання вказаних робіт об'ємна активність РА в повітрі робочої зони не перевищить значення у 60 і  $1,2 \cdot 10^{-3}$  Бк/м<sup>3</sup> бета- і альфа-активних нуклідів відповідно (табл. 3).

## Висновки

1. Герметичність споруди НБК сприяє осіданню РА з повітря його внутрішнього об'єму, що з плином

часу призводить до поступового збільшення щільності поверхневого забруднення конструкцій, які підлягають демонтажу за проектом перетворення ОУ на екологічно безпечну систему.

2. З моменту герметизації конструкції НБК (2018 р.) і по теперішній час щільність загального поверхневого забруднення сумою альфа- і бета-активних нуклідів металевої ферми підсилення південної покрівлі ОУ збільшилася в 9,3 рази і становить від 25 000 до 160 000 част./см<sup>2</sup> · хв) із середнім значенням 88 000 част./см<sup>2</sup> · хв). Відповідно нефіксоване поверхневе забруднення збільшилось у 5,7 разів і становить від 330 до 2 700 част./см<sup>2</sup> · хв), із середнім значенням 1080 част./см<sup>2</sup> · хв).

3. У зв'язку з відсутністю суттєвих потоків повітря фрагментація РЗМК у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ за допомогою ручного інструменту може спричинити значне забруднення повітря робочої зони. Ці обставини потребують обов'язкового попереднього визначення поверхневого забруднення РЗМК і на основі запропонованого підходу прогнозування забруднення повітря у ЗВР під час виконання ручних робіт для застосування адекватних заходів із протирадіаційного захисту робочого персоналу.

4. Запропонований підхід дозволить зменшити вплив РА на опромінення персоналу внаслідок виконання робіт у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ за рахунок оптимізації використання ЗІЗ та визначення часу виконання робіт у конкретних умовах.

5. Після перевірки отриманих прогнозних результатів на практиці такий підхід у вирішенні про-

блем радіаційної безпеки персоналу може бути використано під час планування подальших радіаційно небезпечних робіт у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ під час його експлуатації.

#### Список використаної літератури

1. Отчет о НИР: Оценка изменения динамики испарения-конденсации влаги в ОУ под НБК, поведения ТСМ в изменившихся условиях и оценка изменения пылеобразования. Договор № 374/17. — Чернобыль : ИПБ АЭС, 2017. — 108 с.
2. Реконструкція об'єкту «Укриття» ДСП ЧАЕС в частині демонтажу металеві ферми підсилення південної покрівлі. Проект. Звіт з аналізу безпеки. Коригування. — Т. 6. — 301503.201.008-ЗАБ. — ДСП ЧАЕС, 2021. — 164 с.
3. Перелік зонуваних приміщень, будівель, споруд і території промайданчика НБК-ОУД. 24ПН-С (НБК). — ДСП ЧАЕС, 2020. — 24 с.
4. Звіт про НДР: Комплексна оцінка сукупних впливів на навколишнє середовище радіаційно-небезпечних об'єктів чорнобильської зони відчуження. — Чернобыль : ИПБ АЭС, 2020. — 888 с.
5. Kalynovskyi O. K. Radioactive aerosols monitoring of the surface air near the Shelter object within 1998–2019 / O. K. Kalynovskyi, V. O. Krasnov, O. V. Filippov // Nuclear Power and the Environment. — 2021. — Vol. 22 (3). — pp. 78–83.
6. Проектні контрольні рівні радіаційної безпеки НБК. — ДСП ЧАЕС, 2020. — 15 с.
7. Лист ДСП «Чернобильська АЕС» № 1780/23030300-2021 від 30.04.2021.
8. Реконструкція об'єкта «Укриття» ДСП ЧАЕС в частині демонтажу металеві ферми підсилення південної покрівлі. Проект. — Т. 6. — Звіт з аналізу безпеки. — 301503.201.006-ЗАБ/ІПБ АЕС НАНУ. — ДСП ЧАЕС, 2016. — 145 с.

The characteristics of the modern radiation situation in the areas of work under the project “Reconstruction of the Shelter object of the SSE ChNPP in the part of the dismantling of the metal truss of the southern roof reinforcement” are provided. It is shown that during the period of research and industrial operation of the “New Safe Confinement — Shelter object” (NSC-SO) complex, as a result of the sealing of its containment circuit, there was a deterioration of the radiation situation due to an increase in the amount of general and non-fixed surface pollution. The reason for this is the deposition of radioactive aerosols, which are generated both in the Shelter object and during construction work in the internal volume of the NSC-SO complex. According to research data, the average value of the total density of surface pollution by beta-active nuclides of metal structures in the areas of work under the project, for the period from 2018 to 2021, increased by 9.3 times, and the value of unfixed surface pollution by 5.7 times.

Such extremely unfavorable radiation conditions encourage the widest possible use of unmanned technologies with the use of remotely controlled robot manipulators (RCRM). In the case of the impossibility of using RCRM for radiation-hazardous technological operations and their replacement by operations performed manually, it is absolutely necessary to forecast the dynamics of air pollution in the working area during the performance of such works in order to guarantee the effective application of appropriate measures for personnel radiation safety.

A predictive assessment of radioactive air pollution of work zones in the internal volume of the NSC-SO complex during the execution of project work was provided, which made it possible to optimize measures for the radiation safety of working personnel, in particular, in the selection of appropriate types of means of individual protection of respiratory organs. The proposed approach can be used during the planning of further radiation-hazardous works in the internal volume of the NSC-SO complex, namely, during the dismantling of unstable structures of the Shelter object and the partial removal of nuclear materials and high-level waste from the Shelter object.

*Keywords:* Chornobyl NPP, southern roof, RCRM, radioactive aerosols, predictive assessment.

**L. I. Pavlovskiy, D. V. Gorodetskiy,  
V. V. Derenhovskiy, Ye. A. Menshenin**

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

**Relevance of Forecasting Air Pollution of the Working Area during Performance of Works on Fragmentation of Structural Elements of the NSC-SO**

#### References

1. Research report “Evaluation of changes in the dynamics of evaporation-condensation of moisture in the Shelter object under the NSC, the behavior of FCM under changed conditions and the assessment of changes in dust forma-

- tion". Agreement no. 374/17. Chornobyl: ISP NPP, 2017, 108 p. (in Rus.)
2. Reconstruction of the Shelter object of the SSE "ChNPP" in the part of the dismantling of the metal truss of the southern roof reinforcement. Project. Security analysis report. Adjustment. Vol. 6. Chornobyl: SSE "ChNPP", 2021, 164 p. (in Ukr.)
3. List of zoned premises, buildings, structures and territory of the NSC-SO industrial site. 24PN-S (NBK)]. Chornobyl: SSE "ChNPP", 2020. (in Ukr.)
4. Research report "Comprehensive assessment of cumulative environmental impacts of radiation-hazardous facilities in the Chornobyl Exclusion Zone". Chornobyl: SSE "ChNPP", 2020, 888 p. (in Ukr.)
5. Kalynovskyi O. K., Krasnov V. O., Filippov O. V. (2021). [Radioactive aerosols monitoring of the surface air near the Shelter object within 1998–2019]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 22, no. 3, pp. 78–83.
6. Project control levels of radiation safety of NSC. Chornobyl: SSE "ChNPP", 2020. (in Ukr.)
7. Letter from the SSE "ChNPP" no. 1780/23030300–2021 (dated 30.04.2021). (in Ukr.)
8. Reconstruction of the Shelter object of the SSE "ChNPP" in the part of the dismantling of the metal truss of the southern roof reinforcement. Project. Security analysis report 301503.201.006-3AB//ISP NPP NASU. Vol. 6. Chornobyl: SSE "ChNPP", 2016, 145 p. (in Ukr.)

Надійшла 20.07.2022

Received 20.07.2022

Д. О. Хоменко<sup>1,2,3</sup>, В. В. Єгоров<sup>1</sup>, Л. І. Павловський<sup>1</sup>

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

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

<sup>3</sup> Інститут Вольфганга Паулі, Оскар-Моргенштерн-Плац, 1, Відень, 1090, Австрія

## Застосування методу досліджень кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання

### Ключові слова:

кутовий розподіл,  
гамма-випромінювання,  
біологічний захист,  
об'єкт «Укриття»,  
ЧАЕС

Представлено результати практичного застосування та перевірки ефективності методу дослідження кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання за допомогою пристрою «Радіометр-дозиметр МКС-07 «Пошук» із виносним детектором у коліматорі» (ДК-В). Метою роботи є перевірка ефективності цього методу за допомогою пристрою ДК-В на заздалегідь відомих джерелах і отримання масиву даних в одній зоні з різних точок. Перед початком проведення дослідження був виконаний аналіз наявних даних щодо радіаційного стану. Це дозволило визначити кількість проведення вимірювань кутових розподілів гамма-випромінювання для перевірки ефективності методу та місця розташування точок вимірювань. У результаті аналізу вихідних даних з радіаційного стану було прийнято рішення дослідити зону об'єкта «Укриття» (ОУ) у напрямку Захід → Схід. У цій зоні знаходяться відомі джерела в завалах центрального залу 4-го енергоблока Чорнобильської атомної електростанції. Отримані результати вимірювань кількісної характеристики кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання представлені у графічному вигляді. За результатами проведених досліджень сформульовано низку висновків, які доводять високу ефективність цього методу як у низьких, так і у високих полях іонізуючого випромінювання.

### Вступ

З метою визначення кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання в завалах центрального залу 4-го енергоблока Чорнобильської атомної електростанції (ЧАЕС) об'єкта «Укриття» (ОУ), фахівцями Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України) був застосований метод дослідження за допомогою пристрою «Радіометр-дозиметр МКС-07 «Пошук» з виносним детектором у коліма-

торі» (ДК-В). Цей метод дозволяє визначити місця розташування джерел іонізуючого випромінювання (ДІВ) та напрямки гамма-випромінювання [1], що в майбутньому дасть змогу зменшити дозовитрати на персонал під час поводження з ними.

Метою роботи є перевірка ефективності зазначеного методу за допомогою пристрою ДК-В на заздалегідь відомих джерелах і отримання даних у межах однієї зони з різних точок.

Дослідження було заплановано виконувати в місцях із відносно невисоким рівнем гамма-фону

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

(до 1 мЗв/год) для мінімізації дозовитрат на персонал. Під час виконання вимірювань у одній із точок було знайдено невідоме раніше джерело з високою інтенсивністю гамма-випромінювання. Тому під час робіт було прийнято рішення дослідити його, незважаючи на значний (10,69 мЗв/год) рівень потужності дози (ПД).

### Обладнання та зона дослідження

**Методика проведення досліджень за допомогою пристрою ДК-В.** У пристрої ДК-В для вимірювань застосовано стандартний дозиметр-радіометр МКС-07 «Пошук» та спеціально сконструйований виносний детектор, який був поміщений у свинцевий коліматор товщиною 30 мм та має юстирувальний пристрій для проведення кутових вимірювань кроком  $15^\circ$  [2].

Кут розгортання конусоподібного отвору основного коліматора становить  $22,5^\circ$ . Для проведення більш точних вимірювань виготовлено спеціальні вставки зі свинцю товщиною 30 мм із кутом розгортання конусоподібного отвору, що колімує,  $10^\circ$ . На рис. 1 наведено загальний вигляд пристрою ДК-В.



Рис. 1. Радіометр-дозиметр МКС-07 «Пошук» із виносним колімованим детектором: 1 — свинцевий корпус коліматора з детектором гамма-випромінювання БДБГ-10; 2 — лімба для встановлення коліматора з детектором у вертикальній площині; 3 — лімба для встановлення коліматора з детектором у горизонтальній площині; 4 — радіометр-дозиметр МКС-07 «Пошук»; 5 — тринога

Перед початком робіт були виконані калібрувальні вимірювання з гамма-джерелами.

Вимірювання виконували дві особи. Експозиція одного вимірювання у процесі сканування становить від 1,5 до 2 хв. Дослідження проводилося в такій послідовності:

вимірювання фонові величини ПД;

здійснення сканування, тобто почергове орієнтування установки на ймовірні напрямки розташування найбільш інтенсивних джерел випромінювання відповідно до даних картограм розподілу ПД;

проведення 5–6 вимірювань за кожним напрямком; побудова картограм кутових розподілів інтенсивності гамма-випромінювання.

**Зона досліджень кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання.** Перед початком проведення дослідження, після проведення аналізу наявних даних щодо радіаційного стану, визначалася кількість та місця розташування точок вимірювань кутових розподілів [3].

За результатами аналізу вихідних даних було прийнято рішення дослідити зону ОУ по осі Л у напрямку Захід → Схід. Рішення ґрунтувалося на можливості проведення порівняльного аналізу отриманих даних із даними досліджень, які виконувалися раніше. У цій зоні в завалах центрального залу 4-го енергоблока ЧАЕС знаходяться відомі ДІВ.

Для досліджень кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання були обрані три точки (рис. 2):

К1 — розташована на контрфорсній стіні з координатами 53, Л на відмітці 51,440;

К2 — розташована на головці стіни з координатами 50, Л на відмітці 68,000;

К3 — розташована на металоконструкції посилення з координатами в осях 54, Л на відмітці 62,700.



Рис. 2. Розміщення точок дослідження по осі Л

### Обробка отриманих результатів та їх візуалізація

Наявність великої кількості невизначених ДІВ в ОУ вимагає додаткових досліджень для визначення місця їхнього розташування та інтенсивності гамма-випромінювання під час поводження з ними в майбутньому. Результати досліджень будуть використані для розробки проектних технологічних рішень, зокрема для вибору місць та характеристик біологічного захисту під час демонтажу нестабільних конструкцій ОУ, а також оцінки дозових навантажень персоналу, вибору заходів з радіаційної безпеки тощо.

Отримані результати кутового розподілення представлені у вигляді картограм на рис. 3–5.

Під час проведення вимірювань у точці K1 величина ПД становила 1,35 мЗв/год. У результаті дослідження кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання спостерігається найвагоміший вплив від завалів центрального залу. Також було виконано вимірювання в усіх інших напрямках. Інтенсивність гамма-випромінювання в них перебуває у фонових значеннях, тому вони не відображені на картограмі.

У результаті проведення дослідження кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання в точці K2 (величина ПД у точці становила 10,69 мЗв/год), спостерігається найбільший вплив від вертикального напрямку донизу (під кутом  $90^\circ$ ). Це свідчить про наявність ДІВ на верхній частині зруйнованої стіни по осі 50. Також зафіксована значна інтенсивність гамма-випромінювання на завалах центрального залу. В інших напрямках інтенсивність гамма-випромінювання становить фонові значення, тому вона не відображена на картограмі. ДІВ, які знаходяться на верхній частині зруйнованої стіни по осі 50, не були визначені до проведення цього дослідження. Тому, незважаючи на велике значення ПД у цій точці, було прийнято рішення виконати дослідження. Отримані результати підтвердили можливість використання цього методу в полях гамма-випромінювання з незначною та великою інтенсивністю.

Під час проведення вимірювань у точці K1 величина ПД становила 0,77 мЗв/год. За результатами аналізу дослідження кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання спостерігається найвагоміший вплив від завалів центрального залу. Також були виконані вимірювання в усіх інших напрямках, інтенсивності гамма-випромінювання в них становлять фонові значення.

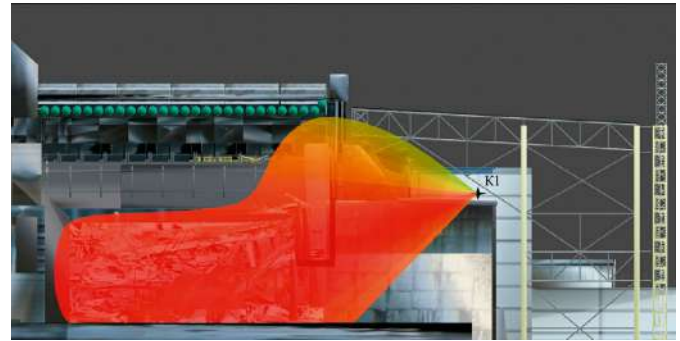


Рис. 3. Кутовий розподіл інтенсивності гамма-випромінювання в точці K1



Рис. 4. Кутовий розподіл інтенсивності гамма-випромінювання в точці K2



Рис. 5. Кутовий розподіл інтенсивності гамма-випромінювання в точці K3

Отримані результати в зазначеній точці співвідносні з кутами вимірювань з урахуванням відстані, відповідають точці K1 та не перевищують похибку проведення радіаційних досліджень. Екранування від металеві конструкції підсилення було практично відсутнім, тому воно не враховувалося. В усіх інших напрямках відслідковуються фонові значення, тому вони не відображені на картограмах.

Результати зафіксованих відносних величин гамма-випромінювання виносним детектором у коліматорі в точках K1 та K3 наведено в табл. 1. У табл. 2 наведено результати в точці K2.

**Таблиця 1. Результати реєстрації кутового розподілу гамма-випромінювання за допомогою ДК-В у точках К1 та К3**

Кут вимірювання	Відносна зафіксована детектором величина гамма-випромінювання, мкЗв/год	
	К1	К3
90	12	11
60	25	13
30	47	21
0	65	34
-30	149	81
-60	258	154
-90	157	127

**Таблиця 2. Результати реєстрації кутового розподілу гамма-випромінювання за допомогою ДК-В у точці К2**

Кут вимірювання	Відносна зафіксована детектором величина гамма-випромінювання, мкЗв/год
90	23
60	31
30	46
0	65
-30	279
-60	493
-90	917

## Висновки

У результаті досліджень кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання за допомогою пристрою ДК-В було доведено високу ефективність розпізнавання джерел навіть в умовах високих гамма-полів.

Після обробки отриманих результатів та їхнього аналізу було сформульовано такі висновки:

1. Підтверджено ефективність зазначеного методу для дослідження кутового розподілу інтенсивності гамма-випромінювання. Це яскраво спостерігається під час порівняння точок К1 та К3.

2. Знайдено досі не зафіксовані ДІВ, які формують радіаційний стан у місці проведення дослідження, а саме в точці К2.

3. Підтверджено, що в умовах високих полів іонізуючого випромінювання цей метод є недоречним у зв'язку з отриманням персоналом великих дозових навантажень під час проведення досліджень.

4. У напрямках із відсутніми джерелами випромінювання були зафіксовані фонові значення,

тому вони не відображені на картограмах. Це обумовлено фіксацією детектором гамма-квантів, які проходять через свинцеві стінки коліматора. Це доводить ефективність екранування детектора від потужних ДІВ і дозволяє використання пристрою у високих гамма-полях.

## Список використаної літератури

1. Хоменко Д. О. Аналіз впливу нових споруд на радіаційні умови майданчика, який межує з комплексом НБК ОУ / Д. О. Хоменко, Л. І. Павловський, В. В. Єгоров // Матеріали Міжнародної науково-практичної конференції «Чорнобильська катастрофа. Актуальні проблеми, напрямки та шляхи їх вирішення» (22–23 квітня 2021 року). — Житомир : Поліський університет, 2021. — С. 163–166 с.
2. Батий В. Г. Разработка методов исследования радиационной обстановки в зонах производства работ на объекте «Укрытие» / В. Г. Батий, В. В. Егоров, А. А. Правдивый [и др.] // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля. — 2008. — Вип. 10. — С. 155–165.
3. Новий безпечний конфайнмент (НБК). Пусковий комплекс 2 (ПК-2). Демонтаж нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» ДСП ЧАЕС в частині «раннього» демонтажу. Етап 2. Радіаційне обстеження на шляхах доступу та у зонах виконання робіт. / В. М. Рудько, Л. І. Павловський, О. В. Балан та ін. — Чорнобиль 2021.

**D. O. Khomenko<sup>1,2,3</sup>, V. V. Yehorov<sup>1</sup>, L. I. Pavlovskiy<sup>1</sup>**

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

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

<sup>3</sup> Wolfgang Pauli Institute, 1, Oskar-Morgenstern-Platz, Vienna, 1090, Austria

## Application of the Research Method of the Angular Distribution of Gamma Radiation Intensity Using the DC-R Device

The paper presents the results of the application and verification results of the effectiveness of the method of studying the angular distribution of gamma radiation

intensity using a dosimeter MKS-07 “Poshuk” with a remote detector in the collimator (DC-R). The purpose of this work is to verify the effectiveness of the method using the DC-R device on pre-known sources and to obtain an array of data in one area from different points. Before the start of the study, an analysis of available data on the radiation situation was performed. This allowed determining a sufficient number of measurements of angular distributions to verify the effectiveness of the method and the location of measurement points. As a result of the analysis of the initial data from the radiation state, it was decided to investigate the area of the Shelter object from the west to the east. Known source in the blockages of the central hall of of the Chernobyl Nuclear Power Plant Unit 4 of the Shelter object are located in this zone. The obtained measurements results of the quantitative characteristics of the angular distribution of gamma radiation intensity are presented graphically. As a result of the study of the angular distribution of gamma radiation intensity using the DC-R device, the high efficiency of source recognition was proved even in conditions of high gamma fields.

After processing the obtained results and their analysis, the following conclusions were formulated:

1. The effectiveness of this method in the study of the angular distribution of gamma radiation intensity has been confirmed. This is seen when comparing points K1 and K3.

2. A hitherto unrecorded source of ionizing radiation was found, which forms a radiation state at the study site, which corresponds to point K2.

3. It is confirmed that in high fields of ionizing radiation this method is inappropriate in connection with the receipt of personnel of high dose loads during research.

4. Background values were recorded in the directions with no radiation sources, so they are not reflected on the cartograms. This is due to the fixation of gamma rays by the detector passing through the lead walls of the collimator. This proves the effectiveness of shielding the detector from powerful sources and allows it to be used in high fields.

*Keywords:* angular distribution, gamma radiation, biological protection, Shelter object, ChNPP.

## References

1. Khomenko D. O., Yehorov V. V., Pavlovskiy L. I. (2021). [Analysis of the impact of new structures on the radiation conditions of the site adjacent to the NSC SO complex]. Proceedings of the *International Scientific-Practical Conference “Chernobyl Disaster. Current Problems, Trends and Solutions” (Zhytomyr, April 22–23, 2021)*. Zhytomyr: Polissia University, pp. 163–166. (in Ukr.)
2. Batiy V. G., Yegorov V. V., Pravdiviy A. A., Kochnev N. A., Selukova V. V., Khazhmuradov M. A. (2008). [Development of methods of research of radiation situation at working zones of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chernobyl*, vol. 10, pp. 155–165. (in Rus.)
3. Rudko V. M., Pavlovskiy L. I., Balan O. V., Khomenko D. O., et al. (2021). [New Safe Confinement (NSC). Start-up complex 2 (PC-2). Dismantling of unstable structures of the Shelter object of the Chernobyl nuclear power plant as part of the “early” dismantling. Stage 2. Radiation survey on access roads and work areas]. Chernobyl, 2021. (in Ukr.)

Надійшла 10.06.2022

Received 10.06.2022

Т. Д. Лев, М. М. Талерко

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

## **Аналіз і моделювання метеорологічних умов поширення радіонуклідів у періоди лісових пожеж та пилової бурі в Чорнобильській зоні відчуження**

### *Ключові слова:*

моделі чисельного прогнозу погоди, екстремальна метеорологічна ситуація, бази метеорологічних даних, моделювання атмосферного перенесення, радіонукліди

Проведено моделювання метеорологічних умов поширення радіоактивних аерозолів в атмосфері в періоди лісових пожеж (2015, 2018, 2020 та 2022 рр.) та пилової бурі (16–17 квітня 2020 р.) у Чорнобильській зоні відчуження з використанням архіву даних реаналізу Європейського центру середньострокових прогнозів погоди (ECMWF). Моделювання метеоумов і підготовка аеросиноптичної інформації для моделі атмосферного перенесення та осадження забруднюючих речовин LEDI в періоди інтенсивної емісії радіонуклідів в атмосферу проводилося з використанням двох джерел інформації: результатів чисельної моделі прогнозу погоди США WRF-ARW з використанням баз даних Проєкту реаналізу та прогностичних даних, отриманих за глобальною моделлю GFS та оперативною моделлю ECMWF, які зберігаються в базі даних сховища кліматичних даних CDS (ERA5 Copernicus). Чисельна модель WRF-ARW, що використовується, адаптована для території України шляхом вибору моделей параметризації головних фізичних процесів в атмосфері відповідно до синоптичних ситуацій та сезону року. Дано опис типових та екстремальних синоптичних ситуацій у аналізовані періоди лісових пожеж із використанням архіву синоптичних карт приземного тиску та топографії AT500 для Європейської території та сучасних технологій геоінформаційних систем.

### **Вступ**

Погодні умови відіграють істотну роль у процесі перенесення забруднюючих речовин у повітрі на різні відстані від джерела забруднення та при осадженні їх на підстильну поверхню. Погодні умови можуть бути:

типovими, пов'язаними з основними баричними утвореннями для визначеної території у визначену пору року, що впливають на затримання та винесення забруднюючих речовин із території лісової пожежі або пилової бурі,

екстремальними, що збільшують інтенсивність емісії радіонуклідів в атмосферу та, відповідно, вторинне радіоактивне забруднення об'єктів довкілля в зоні впливу джерела емісії.

Завдання використання результатів чисельного моделювання та прогнозування атмосферних процесів у приземному шарі атмосфери для моделей повітряного перенесення та осадження забруднюючих речовин у період лісових пожеж та пилових бур є актуальною, особливо у випадку радіоактивного забруднення території. Використання чисельних моделей прогнозу погоди є обов'язковою умовою сучасного

© Т. Д. Лев, М. М. Талерко, 2022

оперативного прогнозування перенесення забруднюючих речовин у повітрі [1–8]. Проте майже для всіх чисельних схем прогнозу погоди характерна невизначеність (неточність) у прогнозуванні метеорологічних елементів, що пояснюється надзвичайною складністю фізико-математичного опису процесів взаємодій у системі «атмосфера — земля — океан» [2, 7]. Тому багато дослідників у своїх розробках використовують архівні дані реаналізу метеоінформації, отримані провідними метеорологічними центрами світу з використанням повних комплектів доступних на момент розрахунків даних спостережень з різних платформ, у тому числі даних, що надходять у затриманому режимі. Проект реаналізу (Reanalysis Project) включає відновлення метеорологічних характеристик атмосфери з використанням поверхневих контактних спостережень на суші та в океані, радіозондових спостережень, літакових, супутникових та інших даних, методів використання та управління якістю цієї інформації, що зберігається за період з 1957 р. по теперішній час [8]. Пізніше період було збільшено з 1950 р. до поточного року. Повторний аналіз виконується в NCEP (Національний центр США прогнозу навколишнього середовища) з використанням глобальної спектральної моделі T62 (горизонтальна роздільна здатність чисельної сітки — 209 км) на 28 вертикальних рівнях. Ця ж модель використовується в NCEP в оперативній практиці, починаючи з грудня 1994 р. Модель має 5 рівнів у межах примежевого шару атмосфери та до 7 рівнів на висотах над ізобарою 100 гПа [9]. Модель включає параметризацію всіх головних фізичних процесів, у тому числі великомасштабну конвекцію, великомасштабні опади, дрібномасштабну конвекцію, розповсюдження гравітаційних хвиль, радіацію з добовим циклом при врахуванні хмарності, фізику примежевого шару атмосфери, гідрологію поверхневих вод суші, вертикальні та горизонтальні процеси дифузії.

Протягом багатьох років досліджень безперервно продовжується вдосконалення моделі нового Реаналізу даних клімату Європейського центру середньострокових прогнозів погоди (ECMWF), що оновлює дані, зібрані та проаналізовані в попередніх базах даних (БД). База метеорологічних даних ERA5 — це п'яте покоління атмосферних моделей Реаналізів глобального клімату ECMWF, яке почалося з повторних аналізів, проведених у 1980-х роках, після яких були створені БД ERA-15, ERA-40 та ERA-Inter з різною структурою організації та зберігання даних [10]. ERA5 створена з використанням прогнозів високої роздільної здатності (HRES) з горизонтальною роздільною здатністю

31 км і охоплює період із січня 1950 р. майже до поточної дати. Об'єктивно проаналізовані метеорологічні та аеросиноптичні дані інтерполюються у вузли регулярної сітки по горизонталі та на 38 ізобаричних / 138 модельних рівні по вертикалі до ізобари 1 гПа. Окремо представлені двомірні дані на поверхні землі та на рівнях 2, 10 та 100 м, як характеристики примежевого шару атмосфери.

Нині таку інформацію можна отримати, використовуючи результати проекту повторного аналізу даних міжнародної метеорологічної мережі ERA-Interim/land або ERA-40 (глобальний атмосферний реаналіз з 1979 р. до сьогодні), який постійно оновлюється в реальному часі. Система асиміляції даних, що використовується для створення ERA-Interim, заснована на інтегрованій системі прогнозування (Integrated Forecasting System, IFS) версії Cy31r2 2006 [11]. Система використовує чотиривимірний варіаційний аналіз (4D-Var), що виконується на кількох часових кроках між початковим часом та часом майбутнього прогнозу. Спостереження враховуються як у їх просторовому, так і в часовому розподілі. Просторова роздільна здатність набору даних становить приблизно 80 км по горизонталі на 60 вертикальних рівнях від земної поверхні до 0,1 гПа [12]. Кожен новий варіант реаналізу заснований на інформації, що надається системою асиміляції даних (модель та аналіз), а також на зовнішній інформації зі спостережень та граничних умов. Для цього було використано різноманітні джерела метеорологічних спостережень, зокрема радіозонди, повітряні кулі, літаки, буї, супутники. Ці дані були використані під час розрахунків з використанням моделі чисельного прогнозу погоди ECMWF, яка є однією з найбільш визнаних у світі. Дані розрахунків зберігаються у форматі GRIB. Повторний аналіз було зроблено з метою підвищення точності історичних карт погоди та надання допомоги в більш детальному аналізі різноманітних метеорологічних даних за період, для якого спочатку були відсутні результати чисельного моделювання погоди.

Оскільки в контексті повторного аналізу асиміляція даних застосовується з мінімальними змінами за цей період, продукти повторного аналізу найбільше підходять для досліджень архівних даних. Дані реаналізу є вхідною інформацією для чисельної моделі прогнозу погоди США WRF-ARW (актуальна версія моделі V3.9.1). Модель на сьогодні підготовлена для проведення серії розрахунків із використанням різних схем параметризації фізичних процесів, включаючи моделювання примежевого атмосферно-

го шару з характеристиками вертикального профілю вітру, температури й турбулентності. З використанням програмного засобу WRF-portal для модельних розрахунків обрано територію України з описом розрахункової сітки у відповідній системі координат (крок сітки — 10 км, кількість точок по горизонталі —  $247 \times 211$ , використовуються інтерпольовані наземні дані, такі як рельєф місцевості, типи землекористування та ґрунтів із роздільною здатністю 30 с).

Починаючи з січня 2016 р., ECMWF впровадив значне оновлення роздільної здатності з номінальним кроком сітки 9 кілометрів (0,08 градуса) та методологію для прогнозів із високою роздільною здатністю (HRES) та ансамблевих прогнозів (ENS) при суттєвому підвищенні ефективності розрахунків.

### **Аналіз метеорологічних умов у періоди лісових пожеж 2015, 2018, 2020 та 2022 рр. та пилової бурі 2020 р.**

Для вибраних періодів з екстремальними явищами — пожежами та пиловими бурями — проведено опис синоптичних умов із використанням карт аналізу та прогнозу погоди [13–16], представлених на сайті ([http://www1.wetter3.de/archiv\\_gfs\\_dt.html](http://www1.wetter3.de/archiv_gfs_dt.html)). Додатково використовувалися дані архіву метеорологічних спостережень [16] та радіозондування Вайомінгського університету [15]. Дані були статистично опрацьовані та представлені у вигляді комплексного опису синоптичних ситуацій.

**Пилова буря 16–17 квітня 2020 р. у Чорнобильській зоні відчуження (ЧЗВ).** Пилові бурі в Київській, Чернігівській та Житомирській областях, які спостерігалися 16–17 квітня 2020 р., були зафіксовані метеорологічними службами України та Білорусі. Екстремальні погодні явища сформувалися синоптичною ситуацією, що склалася на півночі території Європи за 12-годинний період і представлена на рис. 1 відповідно до архівних даних Метеорологічної служби Німеччини (DWD) [13, 14].

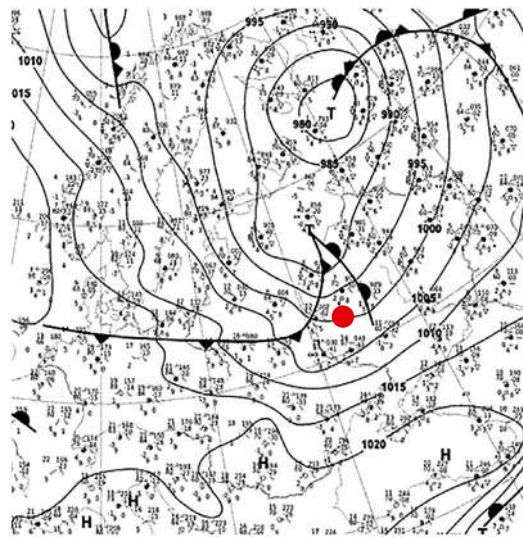
Погодні умови визначалися двома сполученими циклонами (Zn) приблизно однакової інтенсивності із загальними замкнутими ізобарами (985 гПа). Унаслідок адвекції холодного повітря, що розповсюджувалося з північного заходу, і холодного фронту, що утворився, два циклони, здійснюючи рух один щодо одного проти годинникової стрілки в східному напрямку, утворили більш глибокий центр циклону з ізобарою в 980 гПа та улоговину із замкнутою ізобарою в 990 гПа (див. рис. 1). Лінія холодного фронту

простяглася через усю східну Європу і переміщалася з північного заходу на південний схід. На території України холодний фронт 16 квітня о 12:00 проходив лінією через Овруч, Чорнобиль і далі до Брагіна (Білорусь), а 16 квітня о 15:00 фронт перемістився і проходив через Коростень, Київ, Чернігів, Ніжин та Семенівку. Проходження фронту супроводжувалося системою хмар середнього ярусу (шаруваті, шарувато-купчасті), характерною для холодних фронтів II роду [18]. Згідно з даними радіозондування атмосфери в пунктах Києва та Гомеля [15], швидкість вітру була до 15–22 м/с у приземному шарі атмосфери та з висотою зростала, досягаючи 30–40 м/с. Особливістю холодних фронтів другого роду є передфронтальні шквали. Оскільки в передній частині холодного клина завдяки тертю створюється крутий нахил фронтальної поверхні, частина холодного повітря опиняється над теплим. Далі відбувається «обвалення» вниз холодних повітряних мас у передній частині холодного валу, що рухається. Обвалення холодного повітря призводить до витіснення вгору теплого повітря і виникнення уздовж фронту вихору з горизонтальною віссю. У цих умовах проходження холодного фронту супроводжується руйнівними швидкостями вітру [18, 19]. Швидкість вітру часто перевищує 15–20 м/с. За умов великої сухості та відносної стійкості передфронтального повітря холодний фронт 16–17 квітня проходив переважно без опадів та в умовах погано вираженої системи фронтальних хмар, за винятком Чернігівської області (Семенівка), де спостерігалися зливові опади 16 квітня протягом двох термінів спостережень (15 та 18 год).

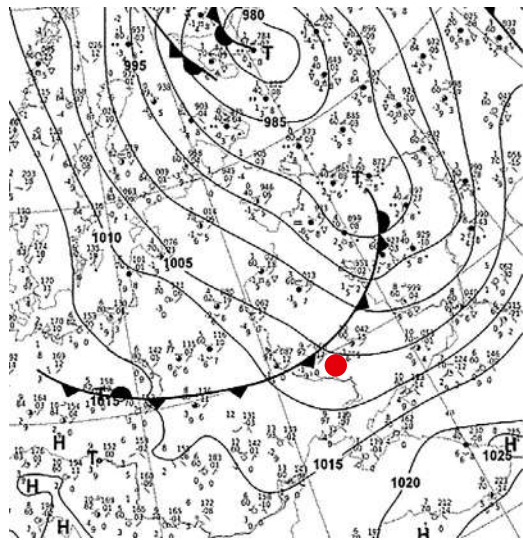
Циклон, що сформувався, простягався вгору до висоти 6 км і в своїй тилової частині по всій товщині характеризувався північно-західним напрямком вітру за період з 16 по 17 квітня 2020 р. Висота примежевого шару атмосфери, що змінювалася від 1 000 м у нічний час до 1 800–2 400 м вдень, характеризує інтенсивні процеси турбулентного перемішування в термобаричному полі холодного фронту, який проходив у вказаний період на півночі України.

Комплексно опрацьована інформація із залученням даних наземних спостережень, даних чисельного аналізу елементів погоди та даних проекту AERONET (AErosol RObotic NETwork, <https://aeronet.gsfc.nasa.gov>) представлена на рис. 2.

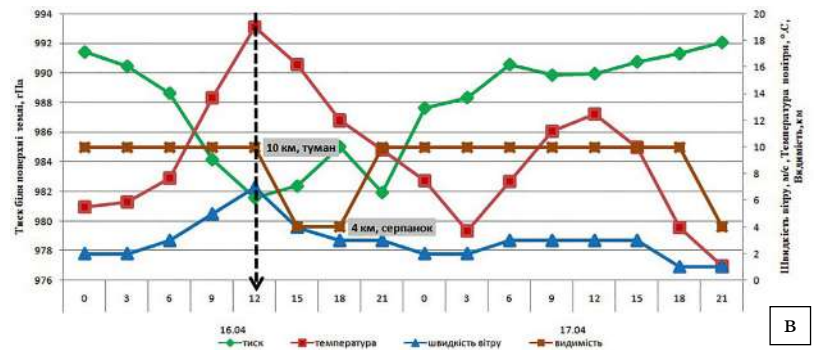
Проходження фронту супроводжувалося сильними вітрами з поривами до 20–22 м/с (Чернігів, Семенівка, Брагін, Гомель) та атмосферними явищами, зафіксованими з 12:00 16 квітня на метеорологічних станціях у пунктах спостережень [16] (табл. 1).



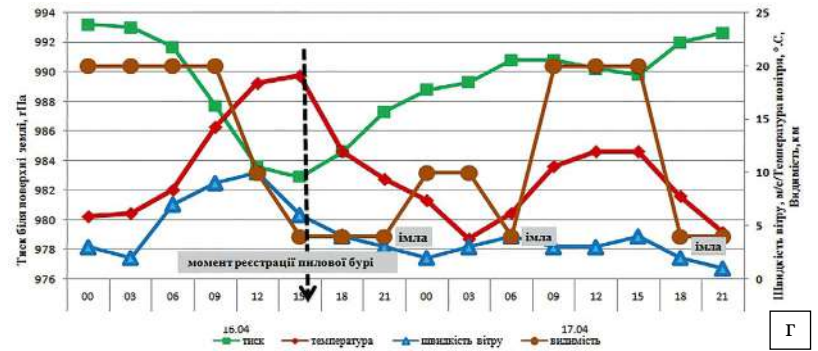
а



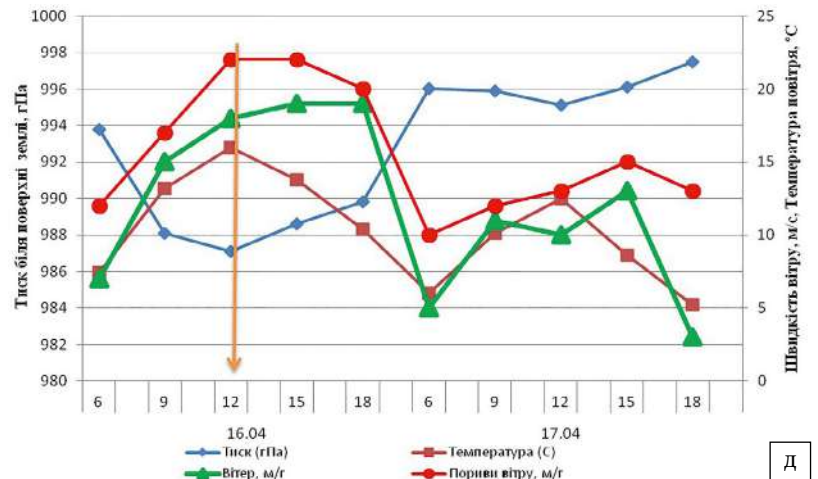
б



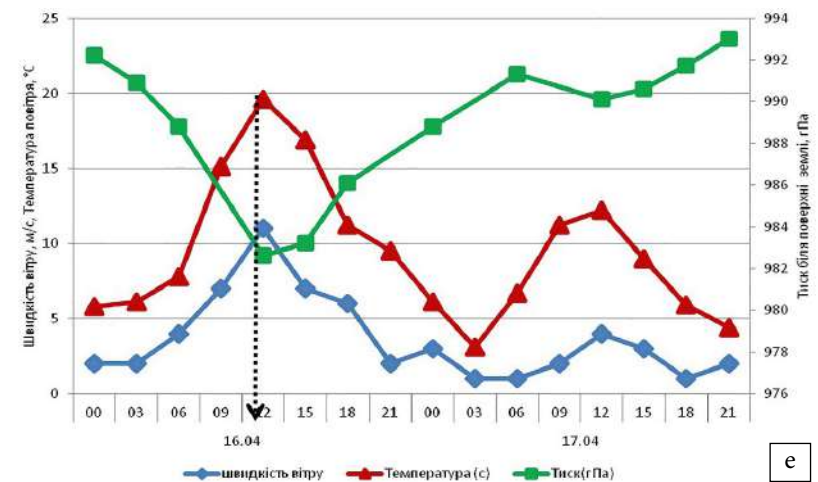
в



г



д



е

Рис. 1. Карты приземного тиску (гПа) та положення ліній фронтів за архівними даними [13–16]: 16.04.2020 р. о 12:00 (а); 17.04.2020 р. о 00:00 (б); динаміка швидкості вітру, температури повітря біля землі, приземного тиску та дальності видимості в період пилової бурі 16–17 квітня 2020 р. в Чорнобилі (в), Києві (г), Брагині (д) та Овручі (е).

Позначення: — холодний фронт, — ЧАЕС

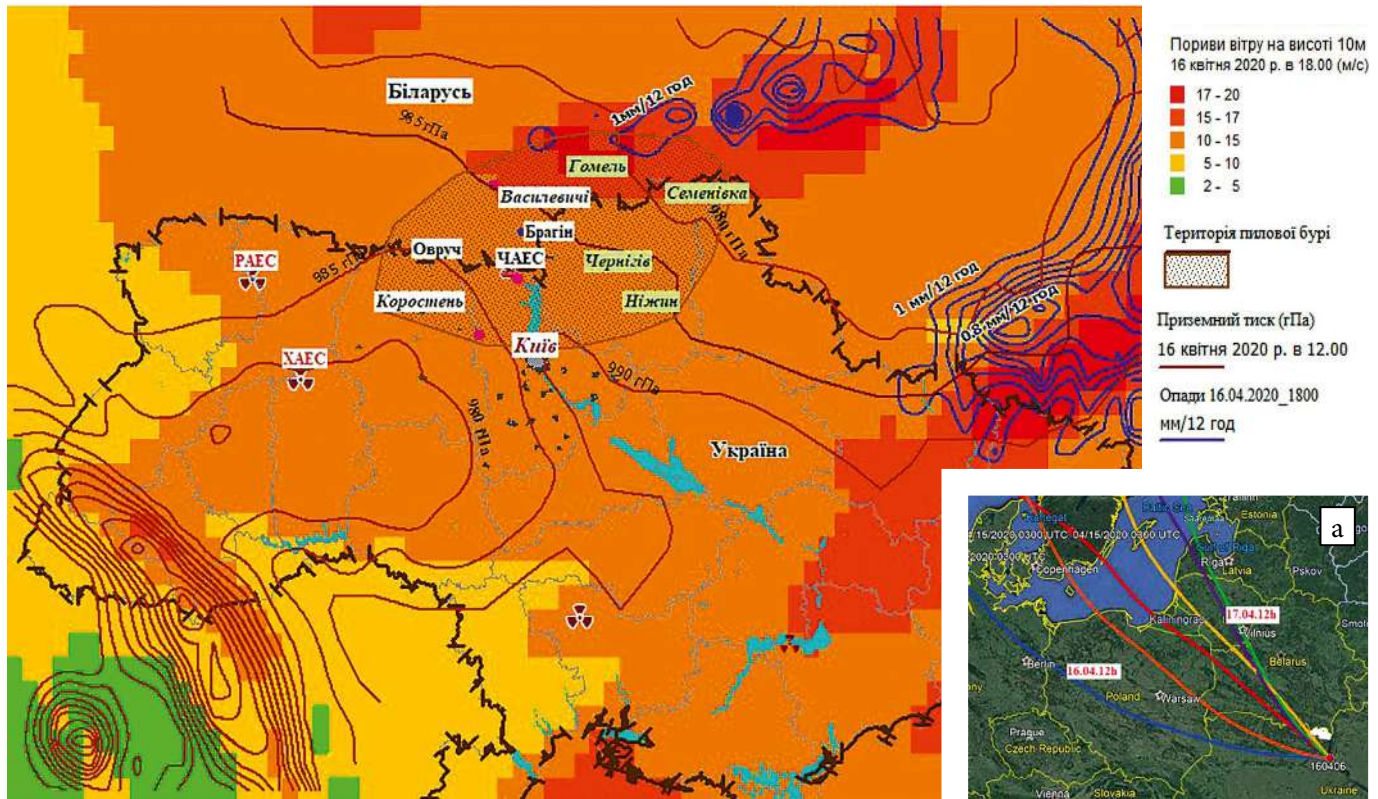


Рис. 2. Приземна карта окремих елементів погоди (приземний тиск, опади та пориви вітру) з територією пилової бурі; а — траєкторії циклону на висоті 1 000 гПа за 16–17 березня 2020 р. (дані AERONET через 6 год)

**Таблиця 1. Видимість та атмосферні явища під час проходження холодного фронту II роду 16–17 квітня 2020 р. згідно з даними метеостанцій на півночі України**

Час спостережень		Чорнобиль		Київ		Вишгород		Овруч	
Дата	UTC	Вид	Яв	Вид	Яв	Вид	Яв	Вид	Яв
16.04.2020 р.	12	10	—	10	імли	2	імли (туман)	10	—
	15	4	серпанок (туман)	4	пилова буря	4	імли (туман)	4	дим
	18	4	серпанок (туман)	4	імли	10	туман	4	дим
	21	10	туман	4	імли	10	—	10	—
17.04.2020 р.	0	10	туман	10	пиловий поземок	10	—	10	—
	3	10	—	10	—	10	—	10	—
	6	10	—	4	імли	4	дим	10	—
	9	10	—	20	—	4	дим	10	—
	12	10	—	20	—	10	—	10	—
	15	10	—	20	—	10	—	4	ДИМ
	18	10	—	4	імли	10	дим	1	ДИМ
	21	4	серпанок (туман)	4	імли	10	дим	2	дим

Примітка: UTC — Coordinated Universal Time (універсальний координований час), год; Вид — дальність видимості в км; Яв — атмосферне явище.

Як очевидно з табл. 1, починаючи з 12:00 16 квітня метеорологічними станціями фіксувалися екстремальні погодні ситуації (туман, серпанок, пилова буря, перенесення диму), які супроводжувалися погіршенням видимості та сильним вітром зі швидкістю до 22 м/с.

Слід зазначити, що проходження холодного фронту II роду з високими швидкостями вітру над великою урбанізованою територією (м. Київ) та розораною в цей час сільськогосподарською територією Житомирської області (м. Овруч) узгоджується в часі з погіршенням видимості. В Овручі це пов'язано з перенесенням диму від лісових пожеж, що відновилися в цей час у радіусі 10–25 км, а в Києві — з перенесенням пилу від розораних до посіву територій і продуктів горіння лісових пожеж, що пройшли з 3 по 14 квітня в ЧЗВ та за її межами. Протягом 36 год метеостанції населених пунктів Овруч, Чорнобиль, Київ, Вишгород, Чернігів, Сновськ, Ніжин, Семенівка фіксували атмосферні явища, пов'язані з перенесенням диму, пилу, дрібного піску та погіршенням видимості до 1–2 км (імла, пиловий поземок, пилова буря).

Результати наземних спостережень підтверджуються даними вимірювань автоматизованих глобальних незалежних служб: SaveEcoBot [20], AERONET [21], представлених на рис. 3 і 4. Дані SaveEcoBot (див. рис. 3) за PM10 (показує вміст пилових частинок у повітрі від 10 мкм і менше) демонструють, що вміст пилових частинок у період пилової бурі 16–17 квітня 2020 р. в Києві в 5 разів перевищив гранично допустиму концентрацію (ГДК = 300 мкг/м<sup>3</sup>) для максимально допустимої разової концентрації і в 250 разів середньодобові значення (ГДК = 60 мкг/м<sup>3</sup>).

Дані мережі AERONET використовуються для оцінки пилового аерозолю за допомогою параметра AOD (Aerosol Optical Depth — аерозольної оптичної товщини) у спектральній ділянці яскравості Сонця 870 нм. Високі значення AOD (від 0,5 до 2,0 і вище) ідентифікуються з грубодисперсним пиловим аерозолем [22–25], що показано на рис. 4 (за даними [26]). Згідно з цими даними, у період пилової бурі в Українському Поліссі інтенсивність прямої сонячної радіації за рахунок присутності пилу в атмосфері короткочасно знижувалась більш ніж у 8 разів.

Таким чином, комплексний аналіз даних спостережень наземних метеостанцій та глобальних мереж дослідження стану атмосферного повітря підтверджують існування інтенсивної короткострокової пилової бурі на радіоактивно забрудненій території ЧЗВ у квітні 2020 р.

Метеорологічні умови протягом часу існування пожеж 2015, 2018, 2020 та 2022 рр. Дослідження та прогноз поширення радіоактивних речовин від лісових та торф'яних пожеж на радіоактивно забрудненій території ЧЗВ можуть бути виконані завдяки використанню моделей атмосферного перенесення радіонуклідів. Просторово-часова мінливість концентрацій речовин в атмосфері залежить від синоптичної ситуації, яка визначається цілою низкою метеорологічних факторів — швидкістю та напрямком повітряного потоку на різних висотах, температурою навколишнього повітря біля землі та в приземному шарі атмосфери, вологістю атмосфери [18–19].

Розглянемо синоптичні ситуації, що визначали перерозподіл забруднюючих речовин в атмосфері та по

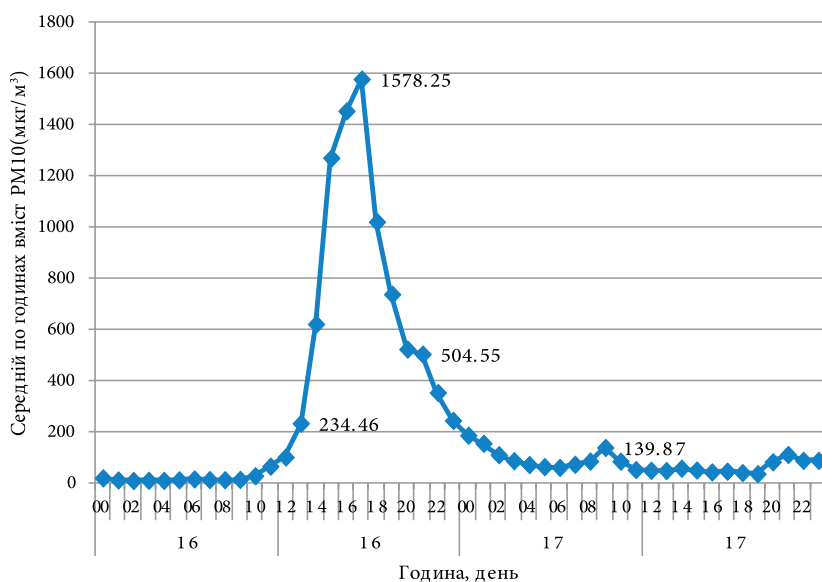


Рис. 3. Вміст PM10 (середній по годинах) у приземному повітрі в Києві 16–17 квітня 2020 р. (мкг/м<sup>3</sup>)

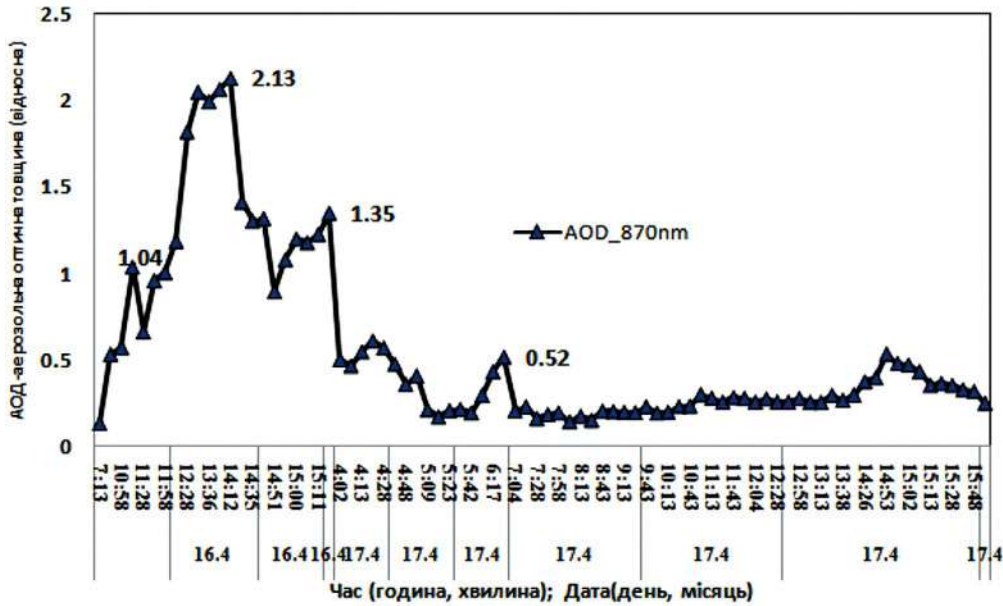


Рис. 4. Значення AOD у спектральній ділянці яскравості Сонця 870 нм (відносна величина)

території ЧЗВ за періоди пожеж 2015, 2018, 2020 та 2022 рр. Опис синоптичних ситуацій та використання аеросиноптичних даних для чисельних розрахунків атмосферного перенесення продуктів горіння за періоди пожеж проводилося з використанням таких наборів:

- даних наземних спостережень метеорологічної мережі України — пункт спостережень — м. Чорнобиль [16];
- даних радіозондування м. Київ (University of Wyoming Sounding Map [15]);

- даних Проекту реаналізу, представлених у вигляді Бази даних ERA5, результатів чисельного прогнозу погоди, виконаних за моделлю США WRF [17, 27] для двох наборів даних: погодинні дані на стандартних ізобаричних рівнях з 1979 р. по теперішній час та погодинних даних для прибережного шару атмосфери з 1979 р. донині;

- архіву синоптичних карт приземного тиску та топографії AT500 для Європейської території для періоду пожеж 5–8 червня 2018 р. [13, 14].

Період пожеж 2015 р. За 2015 р. розглянуто 3 періоди пожеж: 1) з 26 квітня по 3 травня; 2) з 29 червня по 2 липня; 3) з 8 по 11 серпня. Опишемо коротко метеорологічні умови в зазначені періоди пожеж.

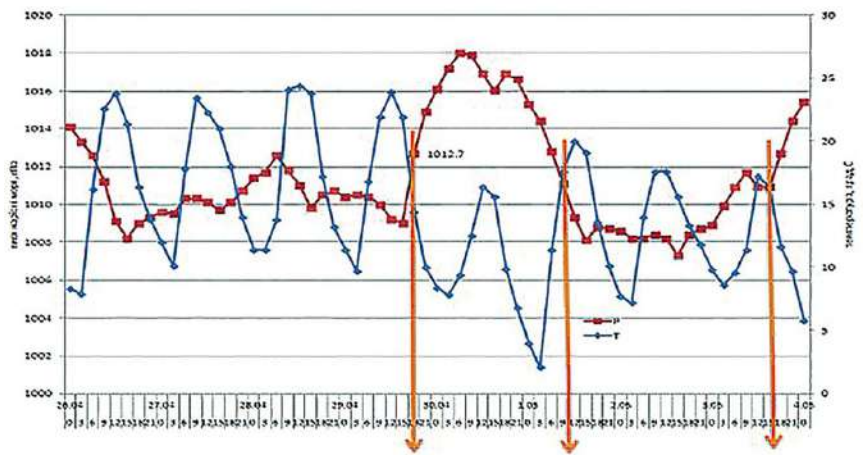
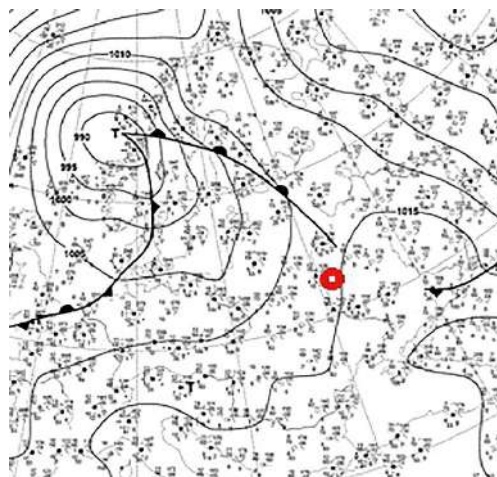
Періоди пожеж 2015 р. характеризувалися трьома типовими синоптичними ситуаціями: теплим сектором циклону (рис. 5, а), малоградієнтним баричним полем за типом високого тиску (рис. 5, б) та периферією антициклону (рис. 5, в) відповідно.

Динаміка змін метеоелементів (температури та тиску повітря) за основні терміни спостережень у період із 26.04 по 03.05.2015 р., представлена на

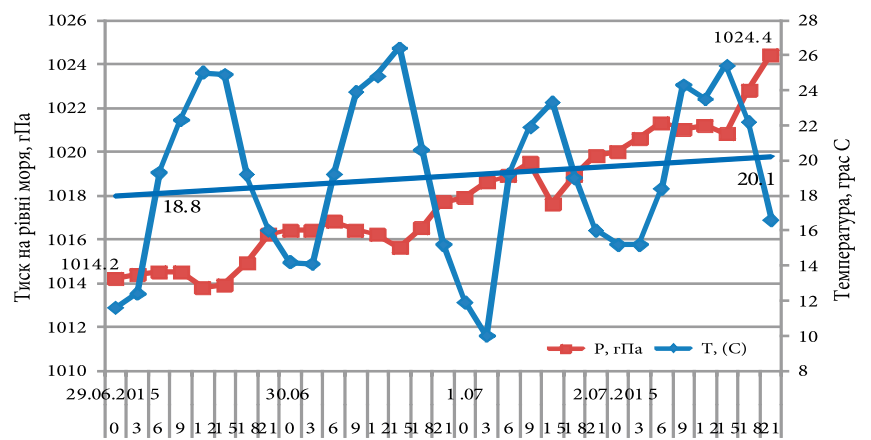
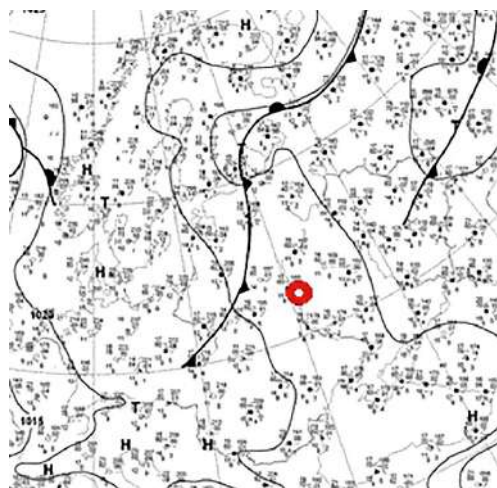
рис. 5, а, показує, що з 18:00 29 квітня відбулася різка короточасна зміна погодних умов — перебудова баричного поля з циклонального на антициклональне, що супроводжувалося адвекцією холоду, а напрямок перенесення повітряних мас змінився з південного на північний. Але вже починаючи з 9:00 1 травня, територія ЧЗВ потрапила під вплив новоствореного циклону на тлі розмитого баричного поля.

Періоди пожеж у липні та серпні 2015 р. характеризувалися типовим ходом зміни тиску (зниження або підвищення тиску) та температури, що відповідає добовому для цього сезону з амплітудою температури у середньому від 10° до 13° (рис. 5, б, в). Швидкість вітру змінювалася від значень 1–2 м/с на висоті 10 м над землею до 10–15 м/с на верхній границі прибережного шару атмосфери (до 500–1 000 м у нічний час). У цей час року вночі спостерігалася приземна інверсія температури до висоти 500 м. Добовий перебіг зміни відносної вологості був стандартним.

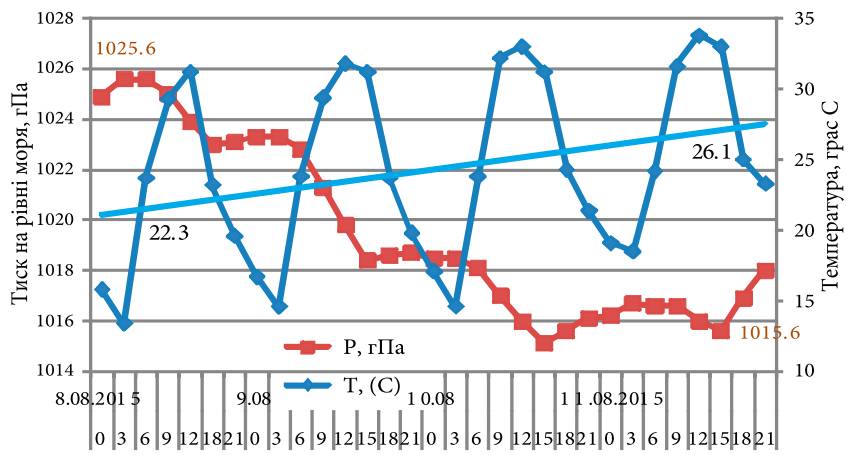
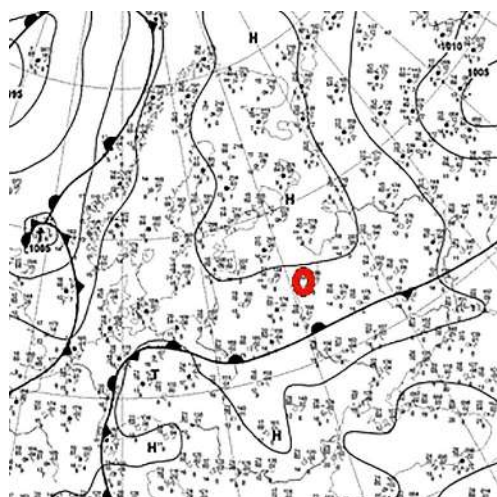
**Період пожеж 5–8 червня 2018 р.** Результати аналізу синоптичної ситуації під час пожеж на території ЧЗВ 5–8 червня 2018 р. представлені на рис. 6 та 7. Використовувалися дані метеорологічних та аерологічних спостережень за зазначений період на ст. Чорнобиль та ст. Київ. Для характеристики синоптичної ситуації використовувалися карти приземного тиску, що представлені на рис. 6. Протягом чотирьох діб, що розглядалися, над територією України спостерігалася типова синоптична ситуація, при якій територія ЧЗВ знаходилася в області південно-західного сектора тилової частини циклону, розташованого на північному сході Європей-



а



б



в

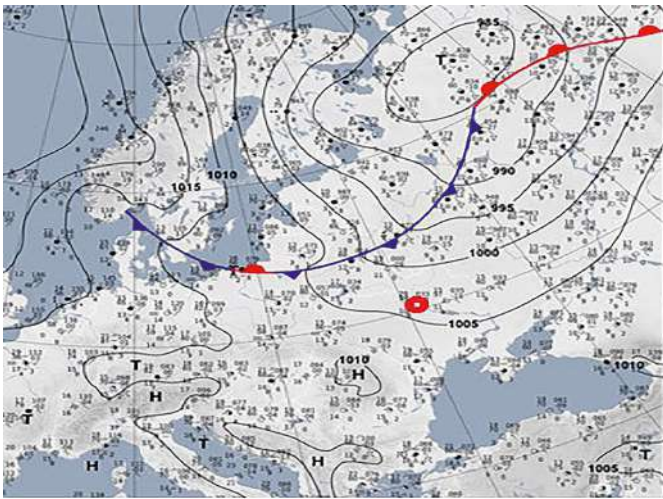
Рис. 5. Типові синоптичні ситуації та динаміка метеоелементів (температури та тиску) у періоди лісових пожеж у ЧЗВ у 2015 р.: а — типова ситуація з теплим сектором циклону (26.04–03.05); б — розмите баричне поле високого тиску (29.06–02.07); в — південна периферія антициклону (08.08–11.08)

ської території (рис. 6, а). Після проходження холодного фронту 6 червня зі зростанням атмосферного тиску сформувався нефронтальний антициклон 8 червня із центром над територією України та Білорусі (рис. 6, б). Переважна північна та північно-західна атмосферна циркуляція, слабкий вітер і штиль із приземною температурною інверсією в нічний час зумовлювали забруднення атмосферного повітря біля землі [19, 22, 23].

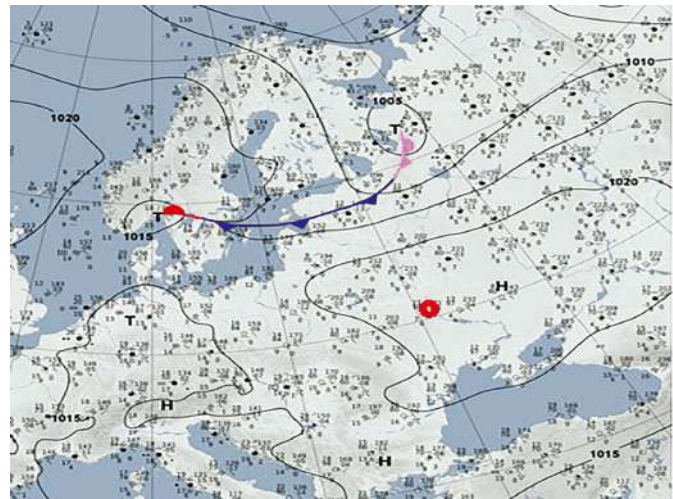
Додатково до наявних метеорологічних даних для повноцінного аналізу синоптичної ситуації використовувалися дані радіозондування (аерологічні дані) атмосфери, які дозволили визначити особливості по-

годних умов: наявність або відсутність температурних інверсій, поворот вітру на висотах тощо. В аналізованій період 5–8 червня 2018 р. у нічний час фіксувалася приземна інверсія температури до 500 м, що супроводжувалося збільшенням забруднення приземного повітря.

**Період пожеж 4–22 квітня 2020 р.** За результатами аналізу приземних синоптичних карт, характеристик динаміки приземного тиску та температури, а також напрямків перенесення повітряних мас метеорологічні умови пожеж у ЧЗВ для періоду з 4 по 22 квітня 2020 р. були систематизовані у 6 типових синоптичних ситуацій, представлених на рис. 8.



а



б

Рис. 6. Синоптична ситуація в період пожежі 5–8 червня 2018 р.: а — 5 червня 00:00, б — 8 червня 00:00

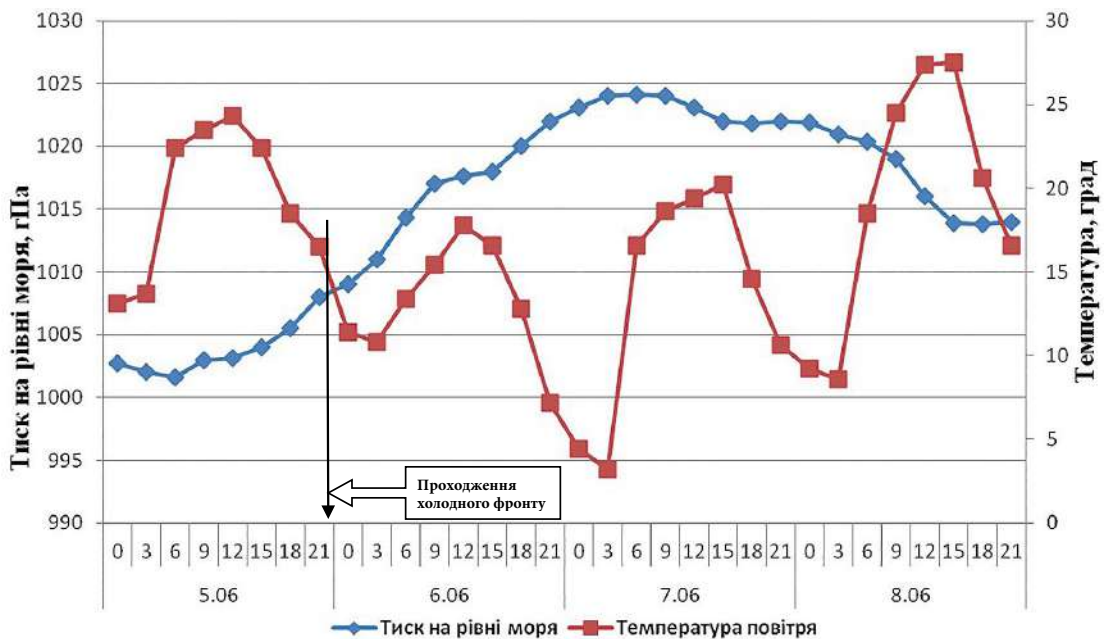
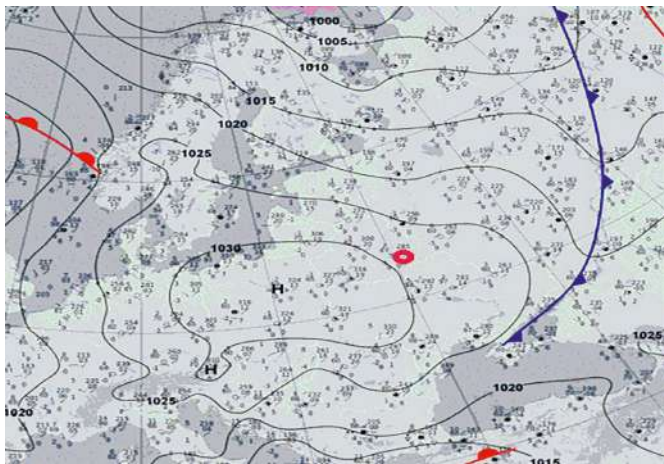
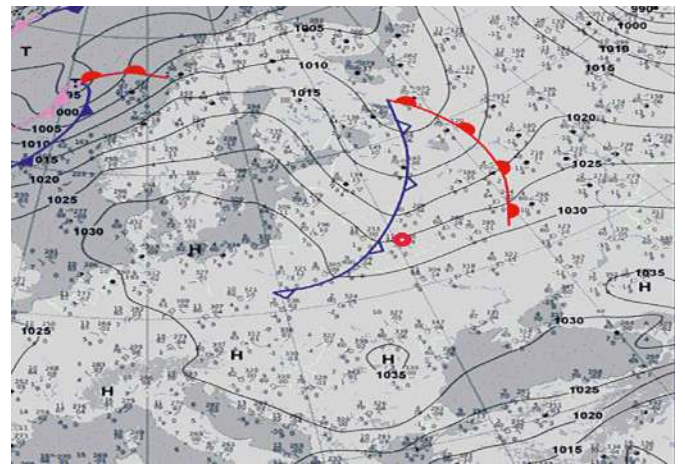


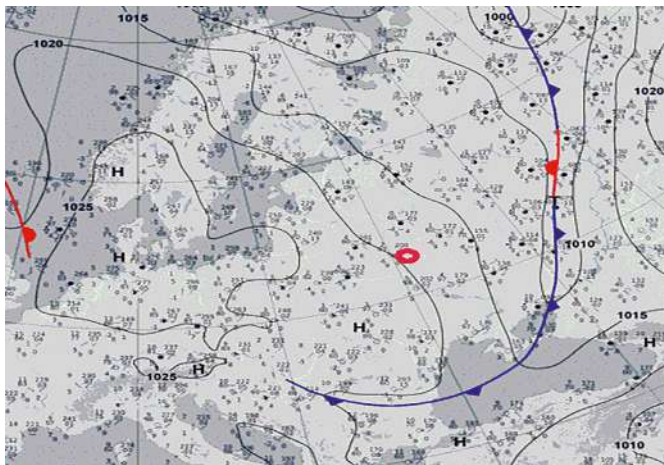
Рис. 7. Динаміка температури та тиску за наземними даними ст. Чорнобиль



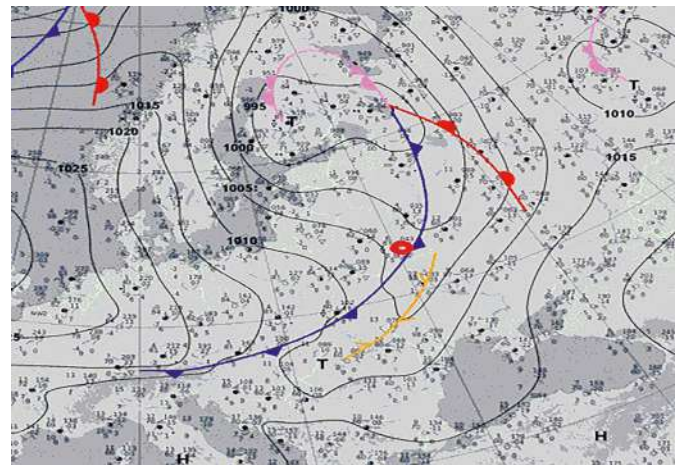
I — Північно-східна та східна периферія антициклону (4–7 квітня 2020 р.)



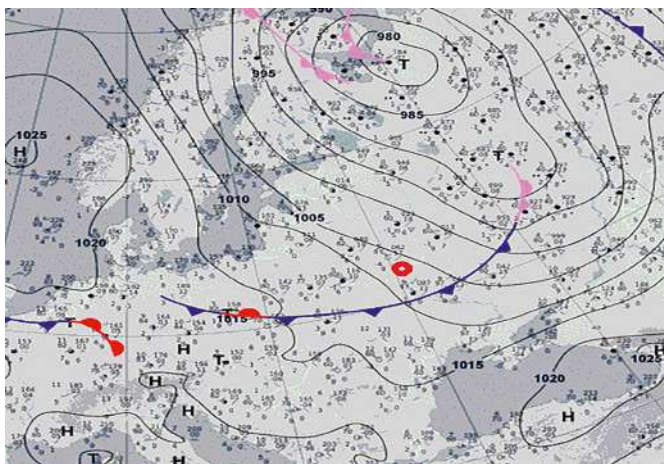
II — Тилова частина циклону, на холодному фронті (8–10 квітня 2020 р.)



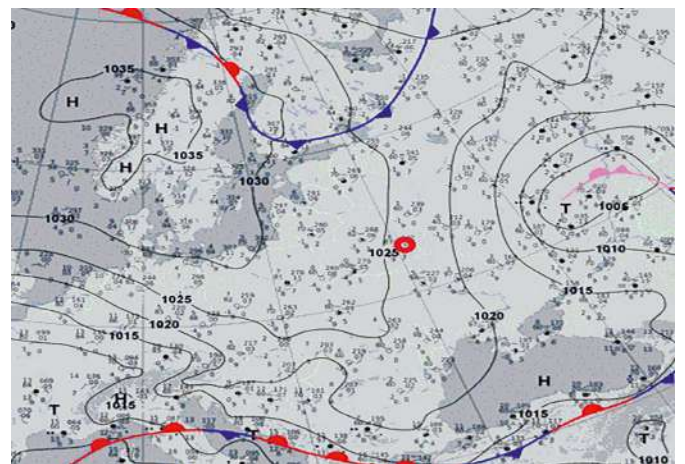
III — Розмите поле високого тиску із північно-західним переносом (10–12 квітня 2020 р.)



IV — Периферія теплового сектора за холодним фронті із північно-західним переносом (12–14 квітня 2020 р.)



V — Периферія тилової частини циклону (14–16 квітня 2020 р.)



VI — Східна та південно-східна периферія антициклону (16–22 квітня 2020 р.)

Рис. 8. Виділені типові синоптичні ситуації (I–VI) для періоду пожеж у ЧЗВ з 4 до 22 квітня 2020 р. Динаміка температури та тиску по ст. Чорнобиль із поділом на періоди типових синоптичних ситуацій

Усі виділені типові синоптичні ситуації, що представлені на рис. 8, визначили динаміку змін тиску та температури повітря біля поверхні землі (рис. 9) та вертикальний розподіл градієнта температури та швидкості вітру в приземному шарі атмосфери. Вертикальний розподіл температури повітря в приземному шарі атмосфери за період із 4 до 22 квітня переважно характеризується нічною приземною інверсією товщиною 200–300 м, пов'язаною з охолодженням приземного шару повітря від підстильної поверхні. Вдень такі інверсії руйнуються. У разі сильних швидкостей вітру спостерігався стандартний вертикальний хід температури — монотонне зменшення температури повітря з висотою з невеликою ізотермією за товщиною в приземному шарі атмосфери.

**Період пожеж 16–29 березня 2022 р.** Лісові пожежі в період з 16 по 29 березня 2022 р. по території ЧЗВ супроводжувалися метеорологічними умовами, які можна представити у вигляді двох типових синоптичних ситуацій:

1) з 11 по 23 березня *антициклональної*, за якої погодні умови визначалися антициклональним баричним полем високого тиску з малими швидкостями вітру переважно західного, північно-західного та північного напрямків вітру (80 %) з ясною та сухою погодою та з поступовим сезонним підви-

щенням температури повітря (рис. 10). Представлені синоптичні карти відображають положення ЧЗВ відносно центру поля високого тиску (Н), при якому зона перебувала у його центральній або східній частинах. 21 березня 2022 р. на східній околиці антициклон примикав до області низького тиску, а погодні умови супроводжувалися підвищеними горизонтальними градієнтами тиску та швидкостями вітру.

2) з 24 по 29 березня *циклональної*, коли різка зміна погодних умов відбувалася за рахунок адвекції холодних мас повітря у всьому шарі атмосфери, що приходили на територію України з північного заходу та утворили холодний фронт. Швидкість вітру західного та північно-західного напрямків (повторюваність 70 %) у приземному шарі атмосфери досягала 15–22 м/с і зростала з висотою до 30–40 м/с (рис. 11). За даними метеостанцій м. Києва та м. Брагіна, 24 та 26 березня спостерігалися короткочасні зливи з інтенсивністю до 2 мм/12 год.

Детальна характеристика погодних умов у зоні лісових пожеж у зазначений період проводилася із залученням інформаційних ресурсів [13–16]. Було оцінено такі характеристики:

динаміка змін основних метеоеlementів (температури повітря, тиску, швидкості вітру) за основні метеорологічні терміни спостережень (рис. 12) на те-

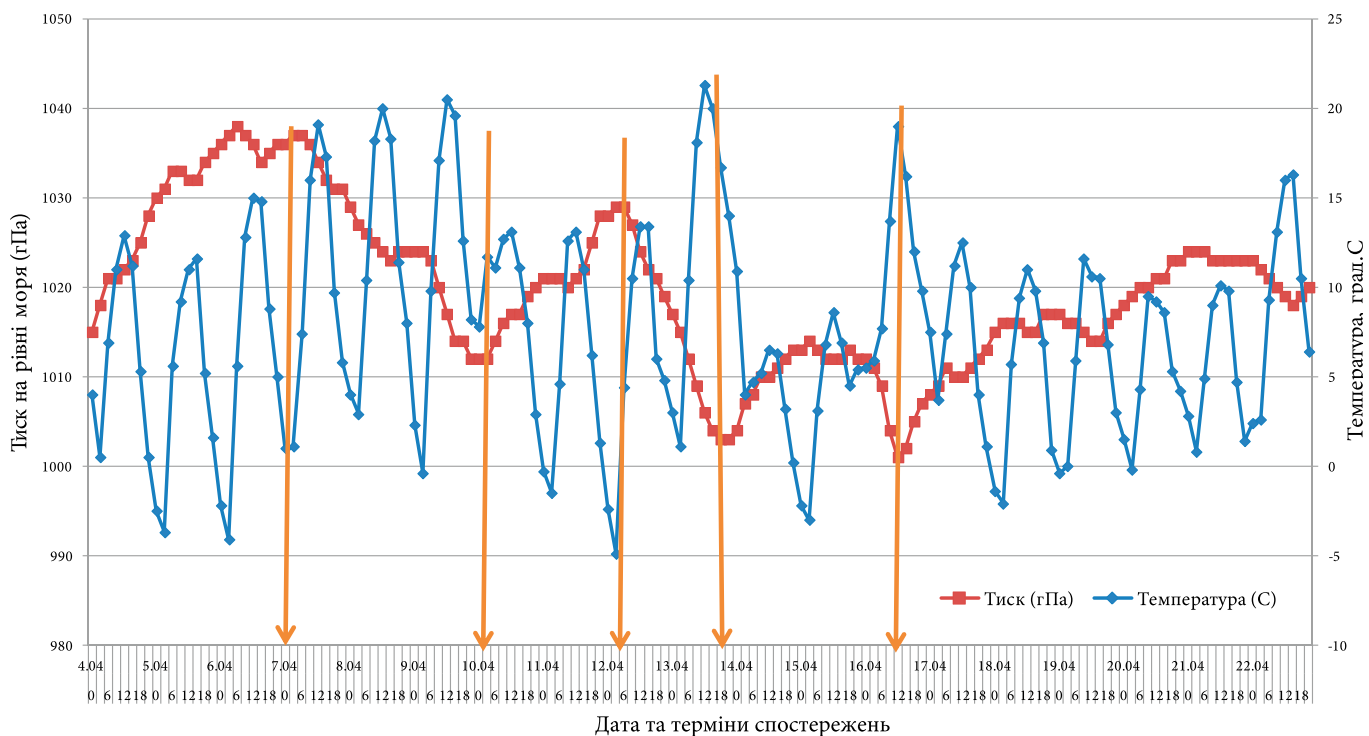


Рис. 9. Динаміка температури та тиску по ст. Чорнобиль із поділом на періоди типових синоптичних ситуацій

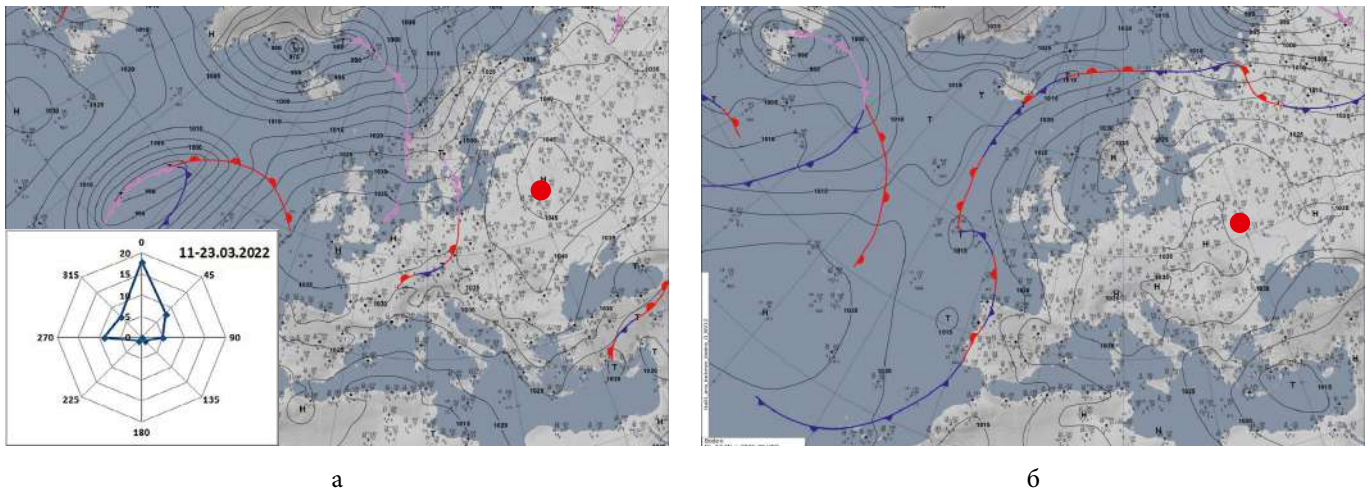


Рис. 10. Динаміка зміни синоптичної «антициклональної» ситуації з 18 березня (а) до 23 березня (б) 2022 р. з розою вітрів за період з 11 по 23 березня 2022 р. (● — ЧАЕС, Н — Hoch — високий тиск)

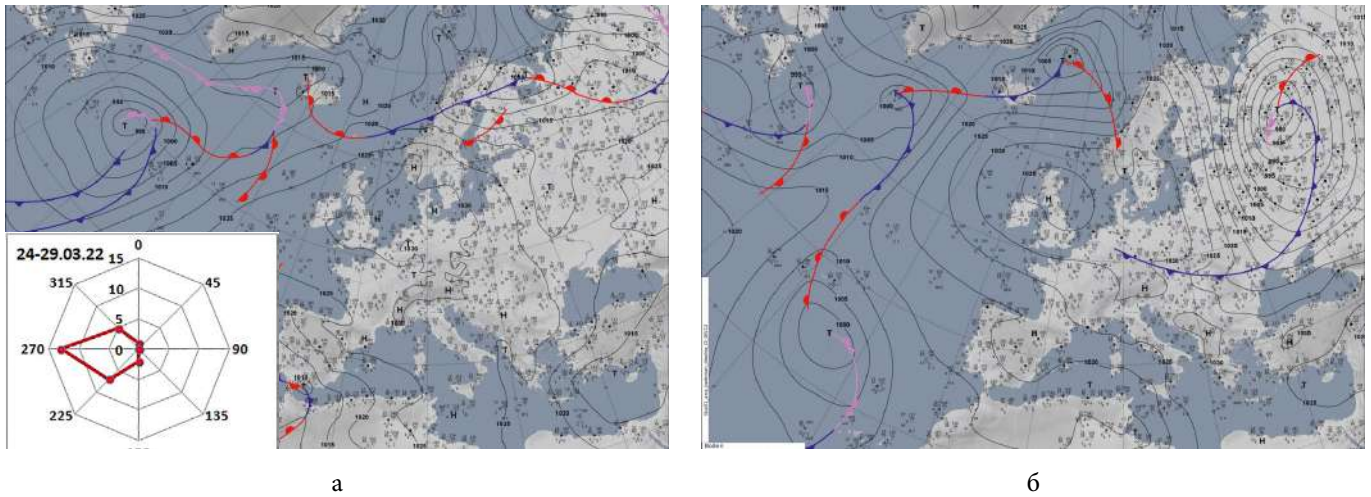


Рис. 11. Динаміка синоптичної «циклональної» ситуації з 24 березня (а) до 27 березня (б) 2022 р. з розою вітрів за період з 23 по 29 березня 2022 р. (Н — Hoch — високий тиск, Т — Tief — низький тиск)

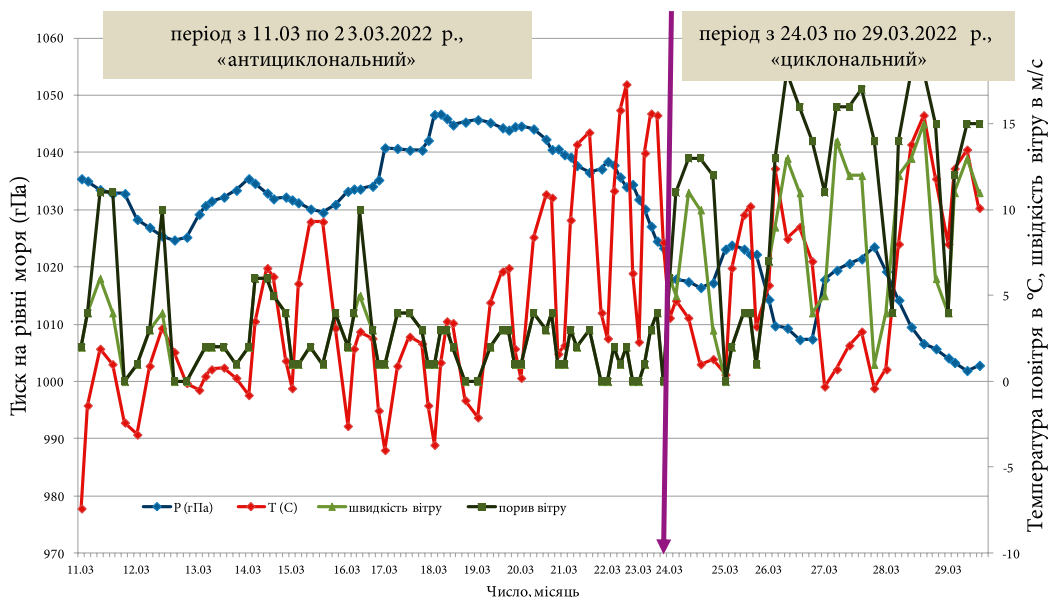


Рис. 12. Динаміка змін метеоелементів — температури, приземного тиску, середньої швидкості вітру та його поривів для ЧЗВ (використані дані найближчої метеостанції м. Брагін, внаслідок відсутності метеоданих у цей період у п. Чорнобиль)

риторії ЧЗВ із використанням даних із найближчої до Чорнобиля метеостанції м. Брагін (Білорусь);

вертикальні профілі температури та швидкості вітру в повітряних масах, що надходили на територію ЧЗВ;

просторова картина змін параметрів примежевого шару атмосфери (ПША) — висоти ПША та швидкості поривів вітру на території України (рис. 13).

Як видно з рис. 12, зміна синоптичної ситуації з антициклональної (11–23 березня) на циклональну (24–29 березня) супроводжувалася різким зниженням атмосферного тиску, зменшенням температури повітря та збільшенням швидкості вітру до 18–20 м/с. Протягом періоду з 11 по 23 березня 2022 р. для антициклональної ситуації атмосферний тиск коливався від 1 035 до 1 045 гПа, швидкість вітру змінювалася в діапазоні від 1 до 4 м/с, спостерігалася суха погода із сезонним підвищенням температури повітря від 2 до 15 °С вдень.

Проаналізовані дані радіозондування (профілі температури повітря та швидкості вітру) відображають стан примежевого шару атмосфери при антициклональній та циклональній ситуаціях. Формування приземних шарів інверсії для антициклональної ситуації відбувалося в основному в нічні години при невеликих швидкостях вітру в шарі завтовшки до 700–800 м. Швидкість вітру, як правило, в денні години збільшувалася до 8–9 м/с внаслідок прогрівання повітря та збільшення інтенсивності турбулентного перемішування мас.

Просторовий розподіл висоти примежевого шару атмосфери та швидкості вітру в денні години

(о 12 год) на території України за окремі дати для двох ситуацій представлено на рис. 13.

Подальший просторовий аналіз карт приземного поля тиску за циклональний період із 24 по 29 березня 2022 р. [13, 14] показує формування області низького тиску з центром над центральним Уралом (див. рис. 11, б). Характеристики часової динаміки основних метеоеlementів, наведених на рис. 12, підтверджують це — різке зниження приземного тиску і температури повітря, починаючи з 24.03.2022 р. Тиск знизився в середньому на 20 гПа в діапазоні від 1 022 гПа до 1 002 гПа. Примежевий шар атмосфери характеризувався вертикальними профілями температури із приземною інверсією товщиною до 100 м у нічні години та високими середніми швидкостями вітру біля землі до 10–20 м/с.

Холодний фронт, що проходив 26–27 березня 2022 р. (див. рис. 11, б) над територією ЧЗВ, різко змінив погодні умови. Просторовий розподіл показників ПША, представлений на рис. 13, б, показує область над ЧЗВ з підвищеними баричними градієнтами і високими швидкостями вітру з поривами, що досягали 20–22 м/с біля землі і до 30–40 м/с на висотах у денні години. Вузька смуга ПША з високими швидкостями вітру та великими значеннями висоти ПША, що досягали 3 000 м, простягалася з півночі на південь до Чорного моря відповідно до структури термобаричного поля, що сформувалося між двома баричними утвореннями низького та високого тиску. Перед проходженням холодного фронту 24 та 26 березня спостерігалися купчасті хмари та короткочасні зливи.

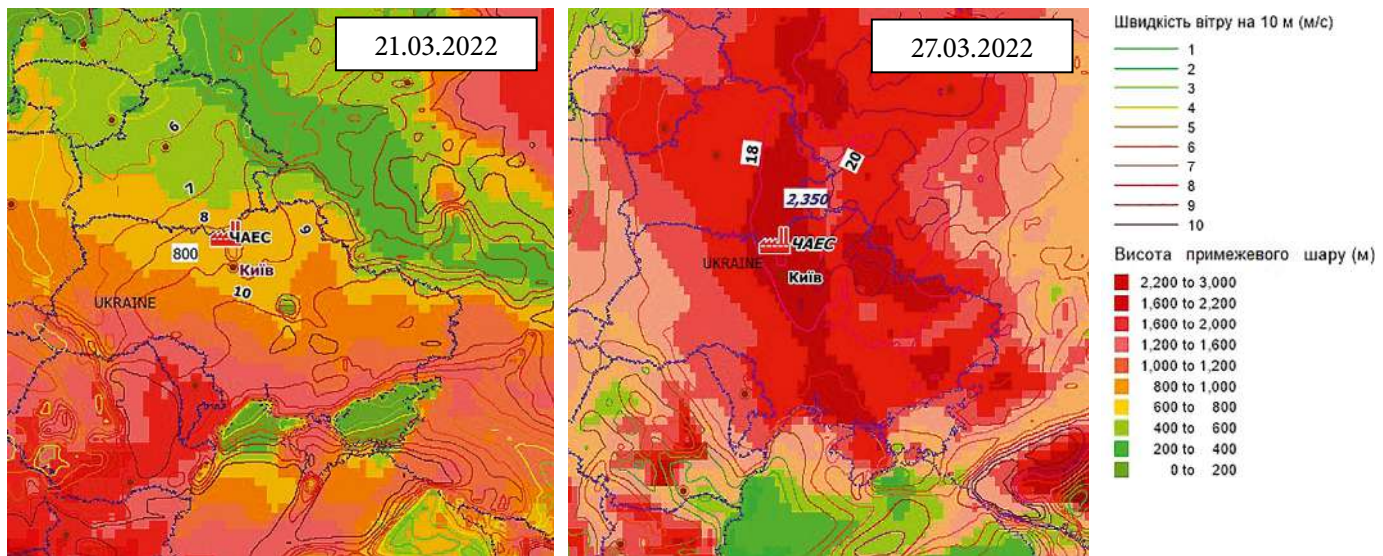


Рис. 13. Просторовий розподіл висоти примежевого шару атмосфери та швидкості поривів вітру в денні години (12:00 год) над територією України для антициклональної (а) та циклональної ситуацій (б)

### Підготовка та систематизація прогностичної аеросиноптичної інформації за даними архіву Проекту реаналізу (ERA-Interim та ERA 5) для моделі атмосферного перенесення та осадження радіонуклідів

Моделювання аеросиноптичних умов у періоди лісових пожеж (2015, 2017, 2020 та 2022 рр.) та пилової бурі (16–17 квітня 2020 р.) для ЧЗВ було проведено з використанням двох джерел інформації [10, 28] архіву даних реаналізу ECMWF:

1) результатів розрахунку за чисельною моделлю прогнозу погоди WRF-ARW [29], розробленою в NCAR (National Center for Atmospheric Research), США, джерелом даних для якої є дані Проекту реаналізу 2 (Бази даних Interim ds627.0 та ERA5 ds633.0);

2) прогностичних даних (крок виведення даних за часом 1 год), отриманих у результаті розрахунків за глобальною моделлю GFS та оперативною моделлю Analysis ECMWF — дані ERA5 Copernicus [17, 27], представлені двома наборами даних:

погодинні дані ERA5 на рівні землі з 1979 р. до теперішнього часу [30];

погодинні дані ERA5 на різних ізобаричних поверхнях з 1979 р. до теперішнього часу [31].

Для розв'язання завдання перенесення та осадження радіоактивних речовин під час лісових пожеж у ЧЗВ на прилеглих територіях було організовано метеорологічне (аналіз або прогноз) забезпечення для математичного моделювання з використанням моделі атмосферного розповсюдження радіонуклідів LEDI, розробленої в ІПБ АЕС НАН України [32, 33]. Висхідні дані у вигляді метеорологічних полів за зазначені періоди були сформовані за блоками даних: 1) для ізобаричних поверхонь вільної атмосфери (1 000–100 гПа); 2) на поверхні землі та примежевого шару атмосфери.

Для метеозабезпечення прогностичними даними дифузійної моделі атмосферного перенесення та осадження радіонуклідів на підстильну поверхню LEDI використовуються результати розрахунку полів метеоелементів і характеристик примежевого шару атмосфери на різних часових кроках, отриманих за моделлю чисельного прогнозу погоди WRF-ARW. Аеросиноптична інформація, необхідна для розрахунків за моделлю атмосферного перенесення, підготовлена з використанням архіву даних атмосферного Реаналізу відкритого доступу — ERA-Interim та ERA5 [27] для двох наборів даних.

Для періодів пожеж 2015 та 2018 рр. при моделюванні атмосферного перенесення радіоактивних

аерозолів від лісових пожеж використовувалися дані БД ERA-Interim [10, 28, 29], в якій були об'єднані в один файл дані для примежевого шару атмосфери і для розташованих вище шарів атмосфери (на ізобаричних рівнях від 1 000 до 1 гПа). Використовувалися дані реаналізу, які були висхідними для моделі чисельного прогнозу погоди США WRF V3.9 [29]. Областю прогнозу були дві сіткові області: 1) Grid1 — область рахунку 142×100 вузлів по горизонталі з кроком 10 км, що покриває всю Україну; 2) Grid2 — область рахунку 145×121 вузлів з кроком 3,3 км, що покриває ЧЗВ (рис. 14). Налаштування та обробка даних та програм здійснюється за допомогою графічного інтерфейсу WRF — Portal, встановленого на локальному комп'ютері для отримання необхідної інформації у вигляді даних аналізу та прогнозу метеоелементів через кожні 6 год. Висхідні дані в кодї Grib2 оброблялися програмами об'єктивного аналізу та препроцесування WPS, що включають:

geogrid — для генерування статичних та географічних даних;

ungrib — конвертація метеоданих в обмінний формат NetCDF;

metgrid — горизонтальна інтерполяція метеоданих у вузли регулярної сітки.

Робота з науковими даними, і тим більше з метеорологічними, для яких створювався формат NetCDF, вимагає подання даних у вигляді масивів (матриць). Дані в такому форматі містять додаткову інформа-



Рис. 14. Області підготовки прогностичної аеросиноптичної інформації: 1 — центр області рахунку 142×100 з кроком 10 км, що покриває Україну; 2 — центр області рахунку 145×121 з кроком 3,3 км для території ЧЗВ

цію — в яких одиницях вимірювався параметр, за допомогою яких моделей він був отриманий, хто автор і т. д. Формат NetCDF забезпечує так звану кросплатформність, тобто читання інформації однаковим чином на всіх комп'ютерах та операційних системах:

перетворення на формат «x, y, z» та створення картографічного шару для просторового аналізу в геоінформаційній системі (ГІС) ArcGis;

аналітична та статистична обробка у програмному середовищі MATLAB (Matrix Laboratory) засобами mexcdf/snctools, спеціально створеними для роботи з багатовимірними матрицями формату NetCDF.

Загальна структура прогностичної системи WRF складається з таких основних блоків: попередньої обробки (WPS — WRF Preprocessing System), ініціалізації Real, моделі WRF (динамічного модуля ARW та параметризації) і системи підготовки та виведення результатів моделювання.

Розрахунок прогностичних полів метеоелементів проводився з одностороннім урахуванням вкладеності сіток з використанням базової конфігурації моделі WRF Ver3.9.1, що включає:

використання глобальної чисельної моделі прогнозу погоди GFS для граничних умов;

параметризацію підсіточних масштабів.

Прогностичні поля GFS визначають початкові та граничні умови для моделі WRF. Граничні умови на нижній границі залежать від властивостей підстильної поверхні, і для її опису використовуються дані Геологічної служби США (USGS): висота рельєфу над рівнем моря, категорія підстильної поверхні та параметр шорсткості, типи рослинності та ґрунту, середньосезонна температура повітря, середньомісячне альbedo тощо [29].

Параметризація підсіточних масштабів у моделі WRF-ARW для випадків пожеж 2015 та 2018 рр. (весняний період року) проводилася з використанням нижченаведених моделей.

*Параметризація довгохвильової радіації* (ra\_lw\_physics = 1) — за схемою RRTM (Radiative Transfer Model), що використовує метод корельованих коефіцієнтів поглинання.

*Параметризація короткохвильової радіації* (ra\_sw\_physics = 1) — за схемою Dudhia, що враховує вплив зенітного кута сонця, властивості хмарності та водяної пари, що поглинають та відбивають випромінювання.

*Параметризація мікрофізичних процесів* (mp\_physics = 3) — за схемою WSM3 (WRF — Single-

Момент 3-класу) — проста ефективна схема врахування частинок льоду та снігу, придатна для мезомасштабних розмірів чисельної сітки.

*Параметризація приземного шару атмосфери* (sf-sfclay-physics = 1) — за схемою Monin\_Obukhov&Carsson-Boland з використанням в'язкого підшару і стандартних функцій подібності Моніна-Обухова для логарифмічного профілю вітру.

*Параметризація моделі ґрунтового шару* (sf\_surface\_physics = 2) — за схемою Unified Noah land-surface model (моделюється вологість ґрунту, температура ґрунту, температура поверхні ґрунту, глибина та щільність сніжного покриву).

*Параметризація примежевого шару атмосфери* (bl\_pbl\_physics = 1) — параметризація університету Йонсей (YSU). Нелокальна K-схема з явним шаром залучення та параболічним K-профілем при нестійкому шарі перемішування. У схему YSU додано шар залучення на верхній границі примежевого шару.

Результати розрахунків на 6–12 год прогнозу (поля температури, швидкості та напрямки вітру, параметри примежевого шару атмосфери, опади тощо) із заданим кроком у часі 1 год для двох сіток запам'ятовуються в певному каталозі, а після закінчення рахунку конвертуються в текстовий формат і передаються до БД «Розрахунки» для проведення розрахунків за моделлю атмосферного перенесення радіонуклідів LEDI.

Для періодів пожеж 2020 та 2022 рр. для моделювання атмосферного перенесення радіонуклідів від лісових пожеж використовувалися дані БД ERA5 Copernicus [27], які представлені двома наборами даних [30, 31]: погодинні дані прогнозу на рівні землі та на рівнях тиску від 1 000 до 500 гПа. Приклад сітки, представлений на рис. 15 з кроком 31 км по горизонталі та з 37 рівнями по вертикалі, включає всю територію України (регіон України: 15E — 50E, 58N — 40N), дані з вузлів якої вибираються відповідно до вимог чисельної моделі атмосферного перенесення радіонуклідів LEDI.

## Висновки

У статті представлено основні кроки сучасної технології забезпечення програмного комплексу LEDI-WRF поточною аеросиноптичною інформацією та прогностичними даними, отриманими за моделлю чисельного прогнозу погоди загального користування WRF-ARW. Сучасні системи оперативного мезомасштабного прогнозу погоди, якою є WRF V3.9, ґрунтуються на спільній роботі з систе-

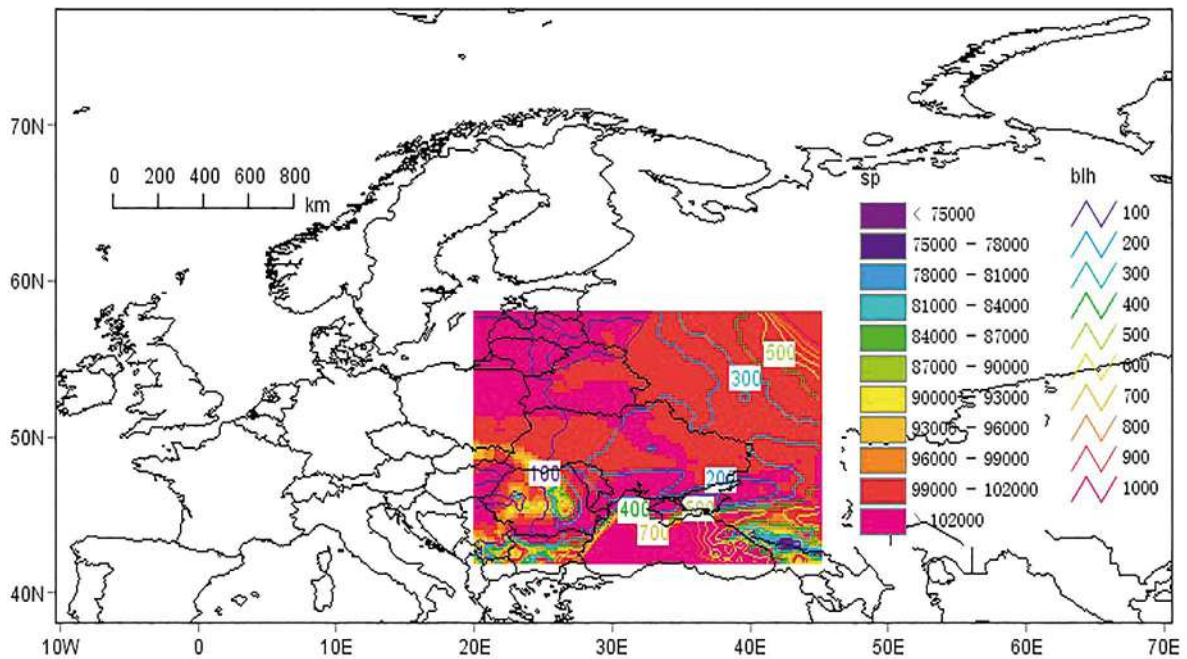


Рис. 15. Область прогностичної метеорологічної інформації, яка використовується в моделі атмосферного перенесення LEDI (дані за 21 березня 2022 р. станом на 06:00). blh — ізолінії висоти приземного шару атмосфери (м) на тлі приземного тиску (sp в Па)

мою глобального прогнозу погоди GFS. Зокрема, підсистема глобального моделювання процесів в атмосфері постачає початкові та прогностичні дані на бічних границях області мезомасштабного прогнозу та поле початкового наближення для відновлення початкового температурно-баричного поля за даними спостереження, якщо не існує відповідної підсистеми засвоєння даних.

За допомогою проведеного синоптичного аналізу (при спільному використанні даних спостережень біля поверхні землі та на висотах з картами приземного тиску) періодів лісових пожеж у ЧЗВ виділено найтипівіші синоптичні ситуації, пов'язані з проходженням холодних фронтів та напрямком північно-західних вітрів. Детальна характеристика динаміки змін основних метеоелементів та аналіз вертикальних профілів температури та вітру у приземному шарі атмосфери дозволяє підібрати для таких випадків найбільш адекватні моделі параметризації приземного та приземного шарів атмосфери та ґрунтову модель.

У зв'язку з глобальними кліматичними змінами погоди (зменшення кількості опадів за останні 5 років та збільшення температури повітря, що супроводжується посиленням швидкості вітру), непередбачуваною людською діяльністю у вигляді підпалів, воєнних дій, збільшується кількість випадків пожеж лісових територій, промислових та житлових

об'єктів. Сучасні відкриті джерела даних чисельного прогнозу погоди [10, 28–33] дозволяють створити сучасне метеорологічне забезпечення для моделювання процесів атмосферного перенесення та осадження забруднюючих речовин за допомогою програмного комплексу LEDI-WRF.

### Список використаної літератури

1. Meteorological Analysis of the 2021 Extreme Wildfires in Greece: Lessons Learned and Implications for Early Warning of the Potential for Pyroconvection / T. M. Giannaros, G. Papavasileiou, K. Lagouvardos, et al. // *Atmosphere*. — 2022. — Vol. 13. — P. 475. — doi.org/10.3390/atmos13030475.
2. Guidelines on communicating forecast uncertainty / J. Gill, J. Rubiera, C. Martin, et al. // *World Meteorological Organisation*. — 2008. — PWS-18; WMO/TD No. 1422. — Available at: <https://www.preventionweb.net/publication/guidelines-communicating-forecast-uncertainty>.
3. Zaiko P. O. Meteorological data assimilation in mesoscale numerical model WRF-ARW in the republic of Belarus / *Wschodnioeuropejskie Czasopismo Naukowe (East European Scientific Journal)*. — 2020. — No. 3 (55). — P. 4–10.
4. Иванов А. В. Моделирование метеоусловий в районе порта и в прибрежной зоне залива Тикси / А. В. Иванов, С. В. Стрижак, М. И. Захаров // *Труды ИСП РАН*. —

2019. — № 31, вып. 6. — С. 163–176. — doi.org/10.15514/ISPRAS-2019-31(6)-9.
5. Набокова Е. В. Опыт применения модели WRF с учетом двух методов параметризации городского подслоя для прогноза температуры воздуха и скорости ветра / Е. В. Набокова // Труды ГМЦ России. — 2010. — Вып. 344. — С. 180–195.
  6. Халченков А. В. Использование методов релаксации в модели WRF для анализа метеорологических условий в Украине за длительный период / А. В. Халченков, И. В. Ковалец // Математичні машини і системи. — 2020. — № 2. — С. 30–42.
  7. Оценка точности численных прогнозов метеорологических условий в районе г. Томска с использованием модели WRF / Л. И. Кижнер, Н. К. Барашкова, А. С. Ахметшина и др. // Вестник Томского государственного университета. — 2013. — № 374. — С. 174–178.
  8. The ERA5 global reanalysis. Research article / H. Hersbach, B. Bell, P. Berrisford, et al. // Q. J. R. Meteorol. Soc. — 2020. — Vol. 146. — P. 1999–2049.
  9. National Centers for Environmental Prediction/ National Center for Atmospheric Research Reanalysis (NCEP-NCAR1) — Other Flux // Australian Research Data Commons (ARDC). — Available at: <https://researchdata.edu.au/national-centers-environmental-1-flux/15271>.
  10. The Research Data Archive. — Available at: <https://rda.ucar.edu/datasets/>.
  11. Climate Data. ERA-INTERIM // National Center for Atmospheric Research Climate Data Guide. — Available at: <https://climatedataguide.ucar.edu/climate-data/era-interim>.
  12. ERA-Interim // European Centre for Medium-Range Weather Forecasts. — Available at: <https://www.ecmwf.int/en/forecasts/datasets/archive-datasets/reanalysis-datasets/era-interim>.
  13. The World in Weather Charts. — Available at: [http://www1.wetter3.de/archiv\\_dwd\\_en.html](http://www1.wetter3.de/archiv_dwd_en.html).
  14. Wetterzentrale. — Available at: <https://www.wetterzentrale.de/reanalysis.php>.
  15. Soundings // University of Wyoming: official website. — Available at: <http://weather.uwyo.edu/upperair/sounding.html>.
  16. Weather archive. — Available at: <http://www.pogodaiklimat.ru/archive.php>.
  17. Datasets // Climate Data Store. — Available at: <https://cds.climate.copernicus.eu/cdsapp#!/search?type=dataset>.
  18. Зверев А. С. Синоптическая метеорология / А. С. Зверев. — Ленинград : Гидрометеиздат, 1977. — 436 с.
  19. Руководство по краткосрочным прогнозам погоды. Ч. 1. / Под ред. С. Л. Белоусова и др. — Ленинград: Гидрометеиздат, 1986. — 696 с.
  20. SaveEcoBot. Maps. — Available at: <https://www.saveecobot.com/maps#7/50.611/31.300/pm10>.
  21. AERONET Aerosol Optical Depth Data Display Interface. Kyiv-AO site. — Available at: [https://aeronet.gsfc.nasa.gov/cgi-bin/data\\_display\\_aod\\_v3?site=Kyiv-AO](https://aeronet.gsfc.nasa.gov/cgi-bin/data_display_aod_v3?site=Kyiv-AO).
  22. A case of extreme particulate matter concentrations over Central Europe caused by dust emitted over the southern Ukraine / W. Birmili, K. Schepanski, A. Ansmann, et al. // Atmos. Chem. Phys. — 2008. — Vol. 8. — P. 997–1016.
  23. Observations and Cloud-Resolving Modeling of Haboob Dust Storms Over the Arabian Peninsula / A. Anisimov, D. Axisa, P. A. Kucera, et al. // Journal of Geophysical Research: Atmospheres. — 2018. — Vol. 12. — P. 147–179. — doi.org/10.1029/2018JD028486.
  24. Яковлева Д. В. Анализ оптических характеристик атмосферного аэрозоля над Чёрным морем с мая 2006 по сентябрь 2007 гг. / Д. В. Яковлева, Г. А. Толкаченко // Радиофизика и электроника. — 2008. — Том 13, № 2. — С. 185–189.
  25. Калинская Д. В. Исследование особенностей оптических характеристик пылевого аэрозоля над Черным морем / Д. В. Калинская // Екологічна безпека прибережної та шельфової зон та комплексне використання ресурсів шельфу : зб. наук. пр. — Севастополь, 2012. — Вип. 26, том 2. — С. 151–162. Режим доступу: <http://dspace.nbuv.gov.ua/handle/123456789/56874>.
  26. AERONET Data Download Tool. Version 3 Direct Sun Algorithm. Kyiv-AO site. — Available at: [https://aeronet.gsfc.nasa.gov/cgi-bin/webtool\\_aod\\_v3?stage=3&region=Europe&state=Ukraine&site=Kyiv-AO&place\\_code=10](https://aeronet.gsfc.nasa.gov/cgi-bin/webtool_aod_v3?stage=3&region=Europe&state=Ukraine&site=Kyiv-AO&place_code=10).
  27. Climate Data Store. — Available at: <https://cds.climate.copernicus.eu>.
  28. The ERA-Interim reanalysis: configuration and performance of the data assimilation system / D. P. Dee, S. M. Uppala, A. J. Simmons, et al. // Quarterly Journal of the Royal Meteorological Society. — 2022. — Vol. 137. — P. 553–597.
  29. ARW Version 3.9 Modeling System User's Guide. User's Guide for the NMM core of the Weather Research and Forecast (WRF) modeling system. — April 2008. — 214 p. — Available at: <http://www.mmm.ucar.edu/wrf/users>.
  30. ERA5 hourly data on single levels from 1979 to present. — doi.org/10.24381/cds.adbb2d47. <https://cds.climate.copernicus.eu/cdsapp#!/dataset/reanalysis-era5-single-levels?tab=overview>.
  31. ERA5 hourly data on pressure levels from 1979 to present. — doi.org/10.24381/cds.bd0915c6. <https://cds.climate.copernicus.eu/cdsapp#!/dataset/reanalysis-era5-pressure-levels?tab=overview>.
  32. Evaluation of radioactive air contamination due to a forest fire within the Exclusion zone on 5–8 June, 2018 / М. М. Talerko, Т. D. Lev, S. I. Kireev, et al. // Ядерна енергетика та довкілля. — 2019. — Vol. 14 (2). — P. 47–57.

33. Simulation study of radionuclide atmospheric transport after wildland fires in the Chernobyl Exclusion Zone in April 2020 / M. Talerko, I. Kovalets, T. Lev, et al. // *Atmospheric Pollution Research*. — 2021. — Vol. 12 (3). — P. 193–204. — doi.org/10.1016/j.apr.2021.01.010.

**T. D. Lev, M. M. Talerko**

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

### **Analysis and Modeling of Meteorological Conditions for the Transport of Radionuclides During Periods of Forest Fires and Dust Windstorms in the Chernobyl Exclusion Zone**

The simulation of meteorological conditions of the atmospheric transport of radioactive aerosols during the periods of wildland fires (2015, 2018, 2020 and 2022) and dust storm (April 16–17, 2020) in the Chernobyl Exclusion Zone was carried out using the archive of reanalysis data of the European Center for Medium-Term Weather Forecasts (ECMWF). Modeling of meteorological conditions and preparation of aerosynoptic information for the LEDI model of atmospheric transport and deposition of pollutants during periods of intense emission of radionuclides into the atmosphere was carried out using two sources of information: the results of the numerical weather forecast model WRF-ARW (USA) using the databases of the Reanalysis Project, and forecast data obtained according to the GFS global model and the ECMWF operational model, which are stored in the database of the CDS climate data repository (ERA5 Copernicus). The used WRF-ARW numerical model is adapted for the territory of Ukraine by selecting parameterization models of the main physical processes in the atmosphere in accordance with synoptic situations and the season of the year. A description of typical and extreme synoptic situations during the analyzed periods of wildland fires is given using the archive of synoptic maps of surface pressure and topography AT500 for the European territory and modern technologies of geoinformation systems. With the help of the conducted synoptic analysis of wildland fire periods, the most typical synoptic situations associated with the passage of cold fronts and the direction of north and northwest winds, which contribute mostly to the secondary radioactive contamination of environmental objects in the zone of influence of emission sources in the Chernobyl Exclusion

Zone, were identified. Because of global climate changes and unpredictable human activity in the form of arsons, military actions, etc., the number of fires in forest areas, industrial and residential facilities is increasing. Open sources of numerical weather forecast data make it possible to create modern meteorological support for modeling of atmospheric transport and deposition of pollutants and assessment of secondary environmental pollution using the LEDI-WRF software complex.

*Keywords:* numerical weather forecast models, extreme meteorological situation, meteorological data bases, modeling of atmospheric transport, radionuclides.

### **References**

1. Giannaros T. M., Papavasileiou G., Lagouvardos K., Kotroni V., Dafis S., Karagiannidis A., Dragozi E. (2022). Meteorological analysis of the 2021 extreme wildfires in Greece: Lessons learned and implications for early warning of the potential for pyroconvection. *Atmosphere*, vol. 13, p. 475. doi.org/10.3390/atmos13030475.
2. Gill J., Rubiera J., Martin C., Cacic I., Mylne K., Dehui C., Jiafeng G., Xu T., Yamaguchi M., Foamouhou K., Poolman E., Guiney J., Kootval H. (2008). *Guidelines on communicating forecast uncertainty*. PWS-18; WMO/TD No. 1422. World Meteorological Organisation. Available at: <https://www.preventionweb.net/publication/guidelines-communicating-forecast-uncertainty>.
3. Zaiko P. O. (2020). Meteorological data assimilation in mesoscale numerical model WRF-ARW in the republic of Belarus. *Wschodnioeuropejskie Czasopismo Naukowe (East European Scientific Journal)*, no. 3 (55), pp. 4–10.
4. Ivanov A. V., Stryzhak S. V., Zakharov M. I. (2019). [Modeling of weather conditions in the port area and in the coastal zone of the Tiksi Bay]. *Proceedings of the ISP RAS*, vol. 31, no. 6, pp. 163–176. doi.org/10.15514/IS-PRAS-2019-31(6)-9. (in Rus.)
5. Nabokova E. V. (2010). [Experience in the application of the WRF model, taking into account two methods of parametrization of the urban sublayer for forecasting air temperature and wind speed]. *Proceedings of the GMTs of Russia*, vol. 344, pp. 180–195. (in Rus.)
6. Khalchenkov A. V., Kovalets I. V. (2020). [Using relaxation methods in the WRF model to analyze meteorological conditions in Ukraine over a long period]. *Mathematical machines and systems*, no 2, pp. 30–42. (in Rus.)
7. Kizhner L. I., Barashkova N. K., Akhmetshina A. S., Bart A. A., Polyakov D. V. (2013). [Estimation of the accuracy of numerical forecasts of meteorological conditions

- in the region of Tomsk using the WRF model]. *Bulletin of Tomsk State University*, no. 374, pp. 174–178. (in Rus.)
8. Hersbach H., Bell B., Berrisford P., et al. (2020). The ERA5 global reanalysis. Research article. *Quarterly Journal of the Royal Meteorological Society*, vol. 146, pp. 1999–2049.
  9. National Centers for Environmental Prediction/ National Center for Atmospheric Research Reanalysis (NCEP-NCAR). Other Flux. Australian Research Data Commons (ARDC). Available at: <https://researchdata.edu.au/national-centers-environmental-1-flux/15271>.
  10. The Research Data Archive. Available at: <https://rda.ucar.edu/datasets>.
  11. Climate Data. ERA-INTERIM. National Center for Atmospheric Research Climate Data Guide. Available at: <https://climatedataguide.ucar.edu/climate-data/era-interim>.
  12. ERA-Interim. European Centre for Medium-Range Weather Forecasts. Available at: <https://www.ecmwf.int/en/forecasts/datasets/archive-datasets/reanalysis-datasets/era-interim>.
  13. The World in Weather Charts. Available at: [http://www1.wetter3.de/archiv\\_dwd\\_en.html](http://www1.wetter3.de/archiv_dwd_en.html).
  14. Wetterzentrale. Available at: <https://www.wetterzentrale.de/reanalysis.php>.
  15. Weather. Soundings. University of Wyoming: official website. Available at: <http://weather.uwyo.edu/upperair/sounding.html>.
  16. Weather archive. Available at: <http://www.pogodaiklimat.ru/archive.php>.
  17. Datasets. Climate Data Store. Available at: <https://cds.climate.copernicus.eu/cdsapp#!/search?type=dataset>.
  18. Zverev A. S. (1977). *Sinopticheskaya meteorologiya* [Synoptic meteorology]. Leningrad: Gidrometeoizdat, 436 p. (in Rus.)
  19. Belousov S. L., et al. (eds.) (1986). *Rukovodstvo po kratkosrochnym prognozam pogody. Ch. 1.* [Guide to short-range weather forecasts. Part 1]. Leningrad: Gidrometeoizdat, 696 p. (in Rus.)
  20. SaveEcoBot. Maps. Available at: <https://www.saveecobot.com/maps#7/50.611/31.300/pm10>.
  21. AERONET Aerosol Optical Depth Data Display Interface. Kyiv-AO site. Available at: [https://aeronet.gsfc.nasa.gov/cgi-bin/data\\_display\\_aod\\_v3?site=Kyiv-AO](https://aeronet.gsfc.nasa.gov/cgi-bin/data_display_aod_v3?site=Kyiv-AO).
  22. Birmili W., Schepanski K., Ansmann A., et al. (2008). A case of extreme particulate matter concentrations over Central Europe caused by dust emitted over the southern Ukraine. *Atmos. Chem. Phys.*, vol. 8, pp. 997–1016.
  23. Anisimov A., Axisa D., Kucera P. A., et al. (2018). Observations and Cloud-Resolving Modeling of Haboob Dust Storms Over the Arabian Peninsula. *Journal of Geophysical Research: Atmospheres*, vol. 12, pp. 147–179. doi.org/10.1029/2018JD028486.
  24. Yakovleva D. V., Tolkachenko G. A. (2008). [Analysis of the optical characteristics of atmospheric aerosol over the Black Sea from May 2006 to September 2007]. *Radiophysics and Electronics*, vol. 13, no. 2, pp. 185–189. (in Rus.)
  25. Kalinskaya D. V. (2012). [Investigation of the features of the optical characteristics of dust aerosol over the Black Sea]. *Environmental safety of coastal and shelf zones and integrated use of shelf resources*, vol. 26, no. 2, pp. 151–162. Available at: <http://dspace.nbuv.gov.ua/handle/123456789/56874>. (in Rus.)
  26. AERONET Data Download Tool. Version 3 Direct Sun Algorithm. Kyiv-AO site. — Available at: [https://aeronet.gsfc.nasa.gov/cgi-bin/webtool\\_aod\\_v3?stage=3&region=Europe&state=Ukraine&site=Kyiv-AO&place\\_code=10](https://aeronet.gsfc.nasa.gov/cgi-bin/webtool_aod_v3?stage=3&region=Europe&state=Ukraine&site=Kyiv-AO&place_code=10).
  27. Climate Data Store. Available at: <https://cds.climate.copernicus.eu>.
  28. Dee D. P., Uppala S. M., Simmons A. J., et al. (2022). The ERA-Interim reanalysis: configuration and performance of the data assimilation system. *Quarterly Journal of the Royal Meteorological Society*, vol. 137, pp. 553–597.
  29. *ARW Version 3.9 Modeling System User's Guide. User's Guide for the NMM core of the Weather Research and Forecast (WRF) modeling system.* April, 2008. 214 p. Available at: <http://www.mmm.ucar.edu/wrf/users>.
  30. *ERA5 hourly data on single levels from 1979 to present.* doi.org/10.24381/cds.adbb2d47. Available at: <https://cds.climate.copernicus.eu/cdsapp#!/dataset/reanalysis-era5-single-levels?tab=overview>.
  31. *ERA5 hourly data on pressure levels from 1979 to present.* doi.org/10.24381/cds.bd0915c6. Available at: <https://cds.climate.copernicus.eu/cdsapp#!/dataset/reanalysis-era5-pressure-levels?tab=overview>.
  32. Talerko M. M., Lev T. D., Kireev S. I., Kashpur V. O., Kuzmenko G. G. (2019). Evaluation of radioactive air contamination due to a forest fire within the Exclusion zone on 5–8 June, 2018. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 14, no. 2, pp. 47–57. doi.org/10.31717/2311–8253.19.1.7.
  33. Talerko M., Kovalets I., Lev T., Igarashic Y., Romanenko O. (2021). Simulation study of radionuclide atmospheric transport after wildland fires in the Chernobyl Exclusion Zone in April 2020. *Atmospheric Pollution Research*, vol. 12, no. 3, pp. 193–204. doi.org/10.1016/j.apr.2021.01.010.

Надійшла: 09.08.2022

Received: 09.08.2022

# 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 кривий 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 IT-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, видавництва 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 пропонуваними 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](http://pre.org.ua) в розділі «Вимоги до статей».

