

ISSN 2311–8253

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT



№ 4 (19) 2020

Науково-технічний журнал

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

№ 4 (19) 2020

Головний редактор

Носовський А. В., чл.-кор. 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 4 рази 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 № 12 від 24.11.2020 р.)

Підписано до друку 14.12.2020. Формат 60×90 1/8
Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 12
Тираж 200 пр. Зам. № 159

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 гідробіології
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 Шеффільда, Велика Британія),

Pretzsch G., Dr. (GRS, Німеччина),

Schillebeecx 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, 2020

© ДП «Державний науково-інженерний центр систем
контролю та аварійного реагування», 2020

© ГО «Українське ядерне товариство», 2020

ЗМІСТ

<i>І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, А. В. Носовський, Л. Б. Зімін, Т. С. Власенко, Г. І. Шараєвський</i> Проблемні питання теплогідравлічного розрахунку активних зон перспективних водоохолоджуваних реакторів з надкритичними параметрами	3
<i>В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, Е. М. Чалий, В. В. Стаднік</i> Вибір оптимальних умов опромінення зразків у матеріалознавчому каналі ядерного реактора ВВР-М	16
<i>Т. В. Пирогов, О. В. Корольов</i> Аналіз термонапруженого стану елементів фланцевих з'єднань теплообмінників аварійного розхолодження під час аварійних ситуацій реакторної установки ВВЕР-1000	23
<i>К. К. Ярошенко, Б. Г. Шабалін, Г. М. Бондаренко</i> Дослідження процесів озонолізу органічних компонентів модельних розчинів рідких радіоактивних відходів реакторів ВВЕР	31
<i>О. В. Mykhailov, V. M. Bezmylov</i> New methodological approaches in solving certification problem of historical solid radioactive waste sent for burial from Chernobyl Nuclear Power Plant.....	39
<i>М. V. Saveliev, V. A. Krasnov, A. P. Levchenko, A. E. Novikov, A. Y. Evstigneev, M. A. Pantin</i> Measuring the equivalent dose rate over the Shelter object after completion of the New Safe Confinement	50
<i>О. В. Балан, С. Г. Брилка, В. В. Деренговський, В. В. Єгоров, Л. І. Павловський, В. М. Рудько, Д. О. Хоменко</i> Варіанти вирішення проблеми частин об'єкта «Укриття», що виступають за межі нового безпечного конфайнмента	57
<i>М. М. Талерко</i> Застосування величини FRP (Fire Radiative Power) для оцінки емісії радіонуклідів в атмосферу внаслідок лісових пожеж у зоні відчуження у квітні 2020 р.	66
<i>О. Г. Тищенко, В. П. Ландін</i> Зміни в об'єктах підстильної поверхні та рослинному покриві в зоні відчуження Чорнобильської АЕС за період 1986–2017 рр.	75
Рецензія	85
Тематичний покажчик за 2020 р.	87
Авторський покажчик за 2020 р.....	90
Правила для авторів.....	92

CONTENTS

<i>I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko, A. V. Nosovskyi, L. B. Zimin, T. S. Vlasenko, G. I. Sharaevsky</i> Problem issues of cores thermal-hydraulic calculation for prospective water-cooled reactors with supercritical parameters	3
<i>V. I. Borysenko, V. V. Goranchuk, E. M. Chalyi, V. V. Stadnik</i> Choosing the optimal conditions for irradiation of specimens in the material testing channel of the VVR-M nuclear reactor	16
<i>T. V. Pyrohov, A. V. Korolev</i> Analysis of the thermal stress state of the flange connections elements of the emergency cooling heat exchangers during accidents of the WWER-1000 nuclear installation	23
<i>K. K. Yaroshenko, B. G. Shabalin, G. M. Bondarenko</i> Investigation of the processes of organic components ozonolysis of liquid radioactive waste model solutions of VVER reactors	31
<i>O. V. Mykhailov, V. M. Bezmylov</i> New methodological approaches in solving certification problem of historical solid radioactive waste sent for burial from Chernobyl Nuclear Power Plant	39
<i>M. V. Saveliev, V. A. Krasnov, A. P. Levchenko, A. E. Novikov, A. Y. Evstigneev, M. A. Pantin</i> Measuring the equivalent dose rate over the Shelter object after completion of the New Safe Confinement	50
<i>O. V. Balan, S. Gh. Brylka, V. V. Derengovskyi, V. V. Yehorov, L. I. Pavlovskyi, V. M. Rudko, D. O. Khomenko</i> Options for solving the problem of parts of the Shelter object located outside the New Safe Confinement	57
<i>M. M. Talerko</i> Application of FRP (Fire Radiative Power) to estimate the emission of radionuclides into the atmosphere due to forest fires in the Exclusion Zone in April 2020	66
<i>O. G. Tyshchenko, V. P. Landin</i> Changes in the underlying surface and vegetation in the Chernobyl Exclusion Zone during 1986–2017	75
Рецензія	85
Тематичний покажчик за 2020 р.	87
Авторський покажчик за 2020 р.....	90
Author Guidelines.....	92

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

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

Проблемні питання теплогідрравлічного розрахунку активних зон перспективних водоохолоджуваних реакторів з надкритичними параметрами

Ключові слова:

легководний ядерний реактор, надкритичні параметри, тепловидільна збірка, погіршений теплообмін, температура стінки каналу, теплове навантаження.

Розглянуто фундаментальні теплофізичні особливості процесу теплообміну між нагрітою стінкою вертикального каналу та легководним теплоносієм надкритичних параметрів стосовно умов тепловіддачі у стрижньових збірках тепловидільних елементів (ТВЕЛ) в активних зонах перспективних енергетичних ядерних реакторів. Проаналізовано наявні методи та рекомендації з теплогідрравлічного розрахунку ядерних реакторів цього типу. Обґрунтовано можливості виникнення в зазначених умовах потенційно небезпечного режиму погіршеного теплообміну, що призводить до різкого зростання температури оболонки ТВЕЛ та загрожує руйнацією поверхні тепловіддачі. Виявлено недостатність наявних даних для створення надійних розрахункових методів забезпечення надійної експлуатації цих перспективних реакторів та визначено основний напрям необхідних подальших досліджень.

Вступ

Розглянуті в наших попередніх публікаціях [1, 2] результати інженерного опрацювання концептуальних проектів дослідно-промислових зразків ядерних реакторів (ЯР) із надкритичними параметрами (НКП) легководного теплоносія, яке було виконано за останні роки в Росії та в деяких інших країнах світу, свідчать про нагальну потребу в реалізації системного аналізу особливостей фізичного впливу нелінійної динаміки зміни теплофізичних властивостей води відповідно до рівня досягнутої температури, що має місце в навіолокритичній області, на процес формування специфічних профілів розподілу визначальних теплофізичних параметрів та динаміки теплогідрравлічних процесів (ТГП) теплоносія в робочих каналах активної зони (АкЗ). У контексті цього актуального

завдання, що зумовлено пріоритетом ефективного вирішення комплексу проблемних питань зі створення ЯР з НКП теплоносія, систематизації та аналізу на етапі розробки методології теплогідрравлічного розрахунку таких реакторних установок (РУ) підлягають результати досліджень характерних фізичних ефектів, що супроводжують динаміку трансформації просторової структури розподілу параметрів ТГП у робочих каналах АкЗ цих реакторів. Зважаючи на специфіку перебігу ТГП у навіолокритичній області в майбутніх прототипах ЯР з НКП, має бути забезпечена ефективна та безпечна тепловіддача з поверхні тепловидільних елементів (ТВЕЛ) у штатних режимах експлуатації РУ, що мають бути фізично обґрунтовані. Крім того, мають бути проаналізовані та визначені умови виникнення аномальних та аварійних режимів експлуатації АкЗ ЯР з НКП та розро-

© І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, А. В. Носовський,
Л. Б. Зімін, Т. С. Власенко, Г. І. Шараєвський, 2020

блені ефективні методики визначення та розрахунку цих режимів. З урахуванням вищезазначеної проблематики об'єктами системного розгляду в цій роботі є такі фізичні аспекти:

1) вплив нелінійної температурної залежності теплофізичних властивостей легководного теплоносія на динаміку зміни інтенсивності тепловіддачі з поверхні ТВЕЛ, а також на трансформацію гідродинамічних характеристик реакторних каналів в області НКП;

2) процес розвитку сил термогравітації та термічного прискорення в робочих каналах АкЗ з НКП уздовж аксіальної та радіальної координат;

3) характер динаміки ТГП у штатних, аномальних та аварійних режимах експлуатації ЯР з НКП;

4) особливості сучасних підходів до теплогидравлічного розрахунку ЯР з НКП та обмеження наявних методик.

Особливості теплообміну та гідродинаміки в області навколокритичних параметрів

Як відомо [3], головна особливість однофазних теплоносіїв з теплогидравлічними параметрами, близькими до критичних, полягає в тому, що їхні теплофізичні властивості різко та немонотонно змінюються залежно від досягнутого рівня температури та, крім того, суттєво залежать від величини тиску в теплообмінному пристрої. Особливо зміна цих властивостей має місце поблизу зони псевдокритичної температури теплоносія T_p , яка за визначенням відповідає максимуму його теплоємності. Так, зокрема, для води ця зона знаходиться в інтервалі ентальпій, що приблизно охоплює діапазон $\Delta i = i_1 \dots i_2 = 1\,600 \dots 3\,000$ кДж/кг. При цьому на нижній межі цього інтервалу $i_1 < 1\,600$ кДж/кг з фізичної точки зору теплоносій перебуває в стані крапельної рідини, а на його верхній межі $i_2 > 3\,000$ кДж/кг робоче тіло стає газом. З урахуванням цих особливостей зміни теплофізичних властивостей теплоносія в області НКП розрахунок інтенсивності тепловіддачі, який реалізується у вищезазначених зонах нижнього та верхнього інтервалів ентальпії теплоносія з НКП, має виконуватись на основі відомих залежностей, що описують тепловіддачу відповідно для крапельної рідини та газу. Проте в умовах, коли діапазон зміни ТГП теплоносія перебуває поза вищезазначеними інтервалами й охоплює область НКП частково або цілком, застосування вищезазначених емпіричних залежностей, згідно з даними уза-

гальнюючої роботи [3], стає неможливим, оскільки ці підходи перестають враховувати специфічні особливості теплообміну та гідродинаміки в навколокритичній області.

З огляду на вищезазначений нелінійний характер зміни теплофізичних властивостей теплоносія в навколокритичній області, якісний характер перебігу ТГП у радіальному напрямку найпростішого циліндричного каналу зі стінкою, яка обігривається, відповідно до даних [3], виглядає таким чином. В умовах, коли псевдокритична температура теплоносія T_p знаходиться в інтервалі між середньою температурою потоку \bar{T} та температурою стінки $T_{ст}$ цього каналу, тобто $\bar{T} < T_p < T_{ст}$, динаміка зміни ізобарної теплоємності теплоносія c_p має такі характерні особливості. По-перше, у радіальному напрямку від стінки каналу до центру його поперечного перерізу величина c_p швидко зростає, досягає максимуму, після чого проявляє тенденцію до зменшення. У тому ж радіальному напрямку змінюється також і щільність теплоносія ρ , яка досягає максимуму на осі каналу. У результаті подібних змін теплофізичних властивостей теплоносія в радіальному напрямку, а також уздовж геометричної осі каналу має місце суттєвий вплив їхньої динаміки на осереднений та пульсаційний рух теплоносія. По-друге, вищезазначені теплогидравлічні ефекти безпосередньо впливають на інтенсивність процесу тепловіддачі, оскільки вона визначається рухом теплоносія. По-третє, цей просторовий рух визначальним чином впливає також і на характеристики гідравлічного опору каналу теплообмінного пристрою, де циркулює теплоносій з НКП. Крім того, слід підкреслити, що суттєва, унаслідок вищезазначених теплогидравлічних ефектів, неоднорідність розподілу щільності теплоносія призводить до виникнення в подібних складних умовах додаткових термогравітаційних ефектів, що зумовлюють формування імпульсів термічного прискорення. Останні в свою чергу суттєво впливають на рух теплоносія з НКП в каналі теплообмінного пристрою. Таким чином, з огляду на вищенаведений якісний опис перебігу ТГП в найпростішому каналі циліндричної геометрії в умовах НКП, стає очевидним, що всі розглянуті вище фізичні ефекти є взаємопов'язаними. Проте домінантна роль досягнутого в каналі рівня температури є особливою, оскільки цей параметр безпосередньо визначає об'ємну щільність теплоносія, що змінюється визначальним чином також і вздовж аксіальної координати робочого каналу. У результаті взаємного впливу низки фізично

пов'язаних між собою та взаємозалежних ТГП відбуваються характерні зміни в перебігу процесу турбулентного переносу та інтенсивності переносу тепла. З урахуванням вищезазначеного та відповідно до існуючих уявлень [3], якісну фізичну модель перебігу ТГП в циліндричному каналі в області НКП, слід відзначити таке. Насамперед, відповідно до проблематики розробки перспективних ЯР із навколокритичними параметрами теплоносія, тобто в умовах використання в робочих каналах АкЗ розвиненої форми поверхні тепловіддачі, а саме стрижньових тепловидільних збірок (ТВЗ) ТВЕЛ, складність перебігу вищезазначених ТГП суттєво зростає. Крім того, слід мати на увазі також і той факт, що набутий свого часу в тепловій енергетиці технологічний досвід використання зони НКП водного теплоносія не в повній мірі може бути безпосередньо застосований у розроблюваних перспективних ЯР з НКП. Таке твердження потребує поглибленої аргументації в цій роботі на основі системного теплофізичного аналізу зони НКП відповідно до актуальної проблематики теплогідравлічного розрахунку АкЗ ЯР з НКП. Зважаючи на це, слід відзначити наступне.

Виконаний у наших попередніх роботах [1, 2] аналіз свідчить, що поряд з традиційною для сучасних легководних енергетичних ЯР однозахідною схемою руху теплоносія в АкЗ в розроблюваних на теперішній час концептуальних проектах ЯР з НКП розглядається також двозахідна схема руху теплоносія. З огляду на це, слід відзначити той факт, що процеси теплообміну та гідродинаміки в каналах АкЗ ЯР відповідно до кожної з цих теплогідравлічних схем є суттєво відмінними й мають специфічні особливості. Очевидно, що ігнорування цих особливостей у методиках теплогідравлічних розрахунків АкЗ з НКП може призвести до створення недостатньо надійних та навіть потенційно небезпечних конструкцій. Так, в умовах підйомного руху теплоносія його щільність зменшується знизу догори, причому цей розподіл має стійкий характер. У цих умовах кінетична енергія пульсаційного руху теплоносія витрачається на роботу проти термогравітаційних сил, які при цьому виникають, що призводить до затухання турбулентного переносу. Навпаки, в умовах опускного руху теплоносія в каналі, що обігрівається, його щільність зростає знизу догори, причому має місце нестійкий характер такого розподілу. У цих умовах робота, що виконується термогравітаційними силами, за наявності пульсацій щільності витрачається на збільшення кінетичної енергії пульсаційного руху,

яке призводить до посилення турбулентного переносу. При цьому в результаті термічного прискорення потоку відбувається також ламінаризація плин теплоносія, тобто зменшення турбулентного переносу у пристінковій області.

Особливості фізичного впливу комплексу вищезазначених теплогідравлічних чинників на критичний параметр експлуатаційної безпеки, що визначається інтенсивністю процесу тепловіддачі в АкЗ ЯР з НКП теплоносія, а саме температуру поверхні тепловіддачі вертикального циліндричного каналу, який охолоджується плинном модельного теплоносія (діоксиду вуглецю), можуть бути проілюстровані на рис. 1 з роботи [3]. На рисунку представлено експериментальну залежність температури стінки вертикального каналу, що обігрівається, вздовж його аксіальної координати від величини параметра $q_r/\rho w$ (відношення граничного теплового потоку на поверхні тепловіддачі до масової швидкості потоку теплоносія), яким зазвичай характеризують інтенсивність тепловіддачі.

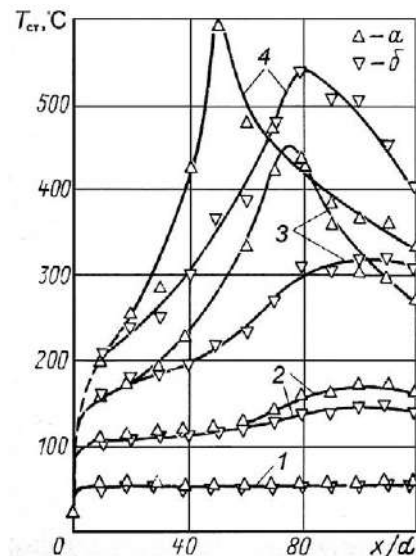


Рис. 1. Характер зміни температури стінки циліндричного вертикального каналу, що обігрівається, залежно від відносної довжини каналу x/d в режимах нормального (1) та погіршеного (2–4) теплообміну за підйомного (а) та опускного (б) руху двооксиду вуглецю в зоні НКП. Умови експерименту: $P = 7,7$ МПа; $\rho w = 2120$ кг/(м²·с); $T_{вх} = 20$ °С; значення параметра $q_r/\rho w$: а: 1 – 0,092, 2 – 0,182, 3 – 0,261, 4 – 0,308; б: 1 – 0,096, 2 – 0,190, 3 – 0,265, 4 – 0,323 (за даними [3])

Аналізуючи експериментальні результати, наведені на рис. 1, треба мати на увазі, що їх було отримано під час використання модельної рідини —

діоксиду вуглецю — як теплоносія з НКП. Проте такі температурні розподіли є характерними також і для легководного теплоносія в навколокритичній області, а також для інших робочих тіл. Під час систематизації цих експериментальних даних звертають на себе увагу принципи фізичні факти: а) тепловіддача з поверхні тепловіддачі в навколокритичній області реалізується у двох основних теплофізичних режимах тепловіддачі — нормальному та погіршеному; б) в умовах нормальної тепловіддачі температура поверхні залишається незмінною або монотонно змінюється при зростанні щільності теплового потоку; в) у разі погіршеної тепловіддачі за умов зростання щільності теплового потоку температура поверхні тепловіддачі різко та непередбачувано зростає, перевищуючи при цьому допустиму для конструкційного матеріалу теплообмінного пристрою температурну межу. Зважаючи на вищезазначене та відповідно до сучасних уявлень [3] про теплофізичні особливості перебігу режимів тепловіддачі в умовах НКП, слід звернути увагу на таке.

1. На думку спеціалістів [3–5], нормальна тепловіддача з поверхні тепловіддачі при плинні теплоносія з НКП у робочому каналі теплообмінного пристрою відбувається в умовах незначного впливу термогравітації та термічного прискорення. При цьому зазвичай відзначається несуттєва та монотонна зміна температури стінки каналу.

2. На відміну від нормальної тепловіддачі погіршення умов тепловіддачі відбувається під впливом значного термічного прискорення та наявності термогравітаційних сил. У разі домінування цих теплофізичних чинників мають місце локальні зниження коефіцієнта тепловіддачі, унаслідок чого виникають один або декілька температурних максимумів по довжині каналу.

3. За наявності в'язкісно-гравітаційного плинну гравітаційні сили визначальним чином впливають на характер руху теплоносія в каналі. У цих умовах режими погіршеної тепловіддачі виявляються як за підйомного, так і опускного руху теплоносія.

4. У випадку підйомного руху теплоносія в каналі, що обігрівається, звичайно розвиваються режими погіршеної тепловіддачі двох різновидів. Перший виникає в умовах, коли прискорення потоку домінує над термогравітацією і максимальний температурний сплеск відзначається в області псевдофазового переходу. Другий різновид погіршеної тепловіддачі відзначається в умовах домінування термогравітаційних сил над термоприскоренням, у результаті чого

температурний максимум виникає на термічній початковій ділянці каналу. У разі зменшення масової швидкості температурний максимум переміщується до початку зони обігріву. При цьому виникнення температурного максимуму не є безпосередньо пов'язаним із впливом зони псевдофазового переходу.

5. За умов опускної течії теплоносія з НКП у вертикальному каналі у разі домінуючого впливу термогравітації та нестійкого розподілу щільності теплоносія відзначається тенденція до посилення генерації турбулентності та підвищення інтенсивності передачі теплоти. При цьому режими з погіршеною тепловіддачею зазвичай не виникають.

6. На сьогодні питання про фізичні межі переважного впливу на рух теплоносія з НКП термогравітаційних сил та термічного прискорення, що фактично визначають умови переходу від нормальної тепловіддачі до погіршеного режиму тепловіддачі, недостатньо досліджене. Проте за умов плинну теплоносія у вертикальному каналі, що обігрівається, початок суттєвого впливу термогравітації (тобто перехід до погіршеної тепловіддачі) звичайно прийнято визначати на основі відповідної емпіричної залежності для води: $Gr \geq 5\Phi$, де $\Phi = 8 \cdot 10^{-5} Re^{2.8} Pr$ [3].

Свого часу в Інституті високих температур АН СРСР під керівництвом академіка Б. С. Петухова було розроблено методику чисельного розрахунку інтенсивності теплообміну та гідравлічного опору у вертикальних циліндричних каналах з обігрівом в умовах плинну в них води з НКП. За результатами циклу цих досліджень для режимів нормальної тепловіддачі в роботі [6] було запропоновано емпіричне рівняння, що описує експериментальні дані з похибкою $\pm 15\%$. У тому ж циклі експериментів для розрахунку погіршеної тепловіддачі у вертикальних каналах було також отримано відповідну емпіричну розрахункову залежність [7]. Однак для умов охолодження легководним теплоносієм з НКП стрижньової збірки ТВЕЛ складної форми поверхні тепловіддачі, що відповідає її конструктиву, відповідні формули на сьогодні відсутні.

З огляду на розглянуті вище температурні особливості аварійного режиму погіршеної тепловіддачі (див. рис. 1), що здатний спричинити непередбачувану руйнацію робочих каналів АкЗ ЯР з НКП, слід відзначити:

а) фізичний механізм виникнення режиму погіршеної тепловіддачі на теперішній час є практично недослідженим;

б) надійні методи розрахункового визначення граничних меж існування режиму погіршеної те-

пловіддачі в каналах теплообмінних пристроїв, особливо в ТВЗ, зі складною формою поверхні тепловіддачі на сьогодні відсутні;

в) методологія визначення інтенсивності тепловіддачі та гідралічного опору ТВЗ у режимі погіршеної тепловіддачі донині ще не створена.

Теплофізика робочих каналів АкЗ реакторів із НКП теплоносія

Як зазначено вище, однією з фундаментальних проблем забезпечення експлуатаційної надійності АкЗ перспективних ЯР з НКП є розробка фізично адекватної та ефективної методології теплогідралічного розрахунку робочих каналів цих реакторів. Однак на сьогодні слід констатувати, що дотепер немає загальноприйнятних фізичних моделей перебігу процесів теплообміну та гідродинаміки теплоносія в умовах НКП. За відсутності таких моделей, як це відзначається, зокрема, у роботах [4, 8], не вирішується також завдання системного врахування низки характерних особливостей теплообміну та гідродинаміки робочого каналу АкЗ в навколокритичній області. При цьому наведені нижче результати досліджень [8–12], що виконані за останні роки, об'єктивно свідчать: а) нелінійна зміна теплофізичних властивостей теплоносія в навколокритичній зоні значною мірою зумовлює характер перебігу режимів нормальної та погіршеної тепловіддачі з поверхні ТВЕЛ; б) на молекулярному рівні фізична сутність виникнення та розвитку нормальної та погіршеної тепловіддачі з поверхні ТВЕЛ далеко не повністю з'ясована.

З огляду на вищезазначені об'єктивні чинники слід підкреслити:

1) на теперішній час режими погіршеної тепловіддачі не можуть бути надійно передбачені та розраховані;

2) нелінійна або екстремальна залежність низки визначальних теплофізичних властивостей теплоносія в області НКП обумовлює складну фізику виникнення та розвитку неодномірних градієнтних течій теплоносія;

3) наявність просторових плинів теплоносія в робочому каналі суттєво ускладнює перебіг турбулентних процесів, що разом з теплопровідністю та в'язкісними ефектами визначають характер тепловіддачі та рівень гідралічного опору відповідного каналу;

4) таким чином, для умов ТВЗ на тепер немає фізично обґрунтованого та загальноприйнятого теплогідралічного критерію, що є здатним надійно

визначити межу між режимами нормальної та погіршеної тепловіддачі;

5) існуючі емпіричні залежності для визначення граничних меж окремих режимів тепловіддачі є адаптованими лише до конкретних теплогідралічних умов, що досліджувались у конкретному теплофізичному експерименті.

Експериментальні дослідження режимів погіршеної тепловіддачі в циліндричних каналах за умов НКП засвідчили, що зменшення щільності рідини під час наближення до критичної температури викликає термічне прискорення потоку, що обумовлює зменшення турбулентності та виникнення в плинні теплоносія архімедових сил. Було з'ясовано, що спільний вплив цих фізичних чинників деформує профіль швидкості, який набуває характерної М-подібної форми з максимумом поблизу стінки, де величина дотичного напруження має наближатися до нуля. У результаті в зоні поблизу стінки утворюється пристінковий шар, що замикає перенесення теплоти і спричиняє підвищення температури стінки.

Єдиного погляду дослідників щодо причин виникнення граничного значення щільності теплового потоку q_r , перевищення якого призводить до виникнення небезпечних режимів з погіршеною тепловіддачею, на сьогодні немає. Немає також і загально визнаної залежності q_r від режимних і геометричних параметрів теплообміну. За даними робіт [9, 10] величина $q_r/\rho w = 0,6$ кДж/кг може бути прийнята за умовну нижню межу виникнення режимів погіршеного теплообміну під час плинну води з НКП в циліндричних каналах. Однак цей критерій не має універсального характеру, оскільки був отриманий лише в достатньо вузькому діапазоні теплогідралічних параметрів, як про це свідчать дані [3], а також інших робіт.

У нечисленних експериментах [4, 5] з дослідження процесу тепловіддачі у стрижньових збірках ТВЕЛ, що охолоджуються плинном легководного теплоносія з НКП, з'ясовано деякі додаткові фізичні особливості виникнення режиму погіршеної тепловіддачі. Так, насамперед, автори повідомляють, що цей режим виникає при підвищених рівнях параметра $q_r/\rho w$ в порівнянні з трубами. Зокрема, у роботі [4] наведено дані, що характеризують межі режимів погіршеної тепловіддачі в каналі з опускним та підйомним рухом теплоносія. Ці експерименти проводилися з ТВЗ, що була утворена 8-трубчастими ($\varnothing 12 \times 0,8$ мм) імітаторами ТВЕЛ з електрообігрівом. Дослідження виконано в умовах тисків 23,6–29,4 МПа та в діапазоні змін

масової швидкості $400 \div 4800 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$, температури теплоносія на вході $80 \div 320 \text{ }^\circ\text{C}$ та на рівні щільності теплового потоку, що сягав $1,6 \text{ МВт}/\text{м}^2$. Зокрема, у цих експериментах було визначено, що в перерізі каналу, де середня температура теплоносія наближається до псевдокритичної T_p , мало місце різке підвищення температурного рівня стінки теплового імітатора ТВЕЛ, тобто погіршення тепловіддачі. Під час подальшого збільшення теплового потоку відзначалося зміщення піка температури назустріч потоку з одночасним його зростанням. У роботі [8] ці експериментальні дані було узагальнено і представлено у вигляді емпіричної залежності параметра $q_r/\rho w$ від масової швидкості для різних величин тиску водного теплоносія. Типові профілі розподілу інтенсивності тепловіддачі в цих експериментах залежно від масової швидкості теплоносія наведено на рис. 2.

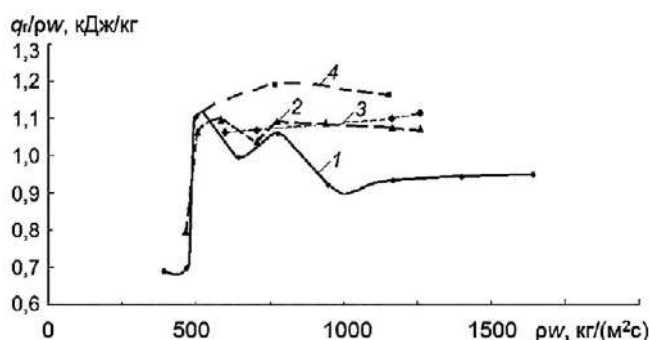


Рис. 2. Характер зміни параметра $q_r/\rho w$ залежно від величин масової швидкості та тиску: 1 — 23,6 МПа; 2 — 24,6 МПа; 3 — 26,5 МПа; 4 — 29,4 МПа (за даними [8])

Показово, що під час аналізу результатів досліджень у роботі [8] виявлено три характерні області з різним впливом масової швидкості на межі виникнення режиму погіршеної тепловіддачі, що реєструвалися в дослідженій модельній стрижньовій збірці теплових імітаторів ТВЕЛ. Так, зокрема, в області малих масових швидкостей ($\rho w < 500 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$) було виявлено істотне зростання параметра $q_r/\rho w$ в діапазоні значень від 0,67 до 1,08 кДж/кг. При збільшенні масової швидкості та її переході до області $500 < \rho w \leq 800 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$ досягалося його максимальне значення, що підвищувалося до рівня діапазону 1,08–1,2 кДж/кг. Навпаки, навіть при підвищених рівнях масової швидкості, тобто в області $\rho w > 800 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$, спостерігалася стійка тенденція до зменшення цього параметра. Загалом у проведених авторами експериментах діапазон зміни значень інтенсивності тепловіддачі відповідав достатньо широкому інтервалу — від 0,67 до 1,2 кДж/кг.

Проте тенденції до його істотного збільшення в експериментальній ТВЗ у порівнянні з циліндричними каналами так і не було виявлено. Слід відзначити, що методика експериментів, що її було реалізовано в роботі [8], не дала змоги з'ясувати фізичну природу режимів з погіршеною тепловіддачею. Це унеможливило розробку універсальних фізичних залежностей для адекватного визначення граничних меж режиму погіршеної тепловіддачі в ТВЗ. Очевидно, що без цих даних реалізація надійного теплогідрравлічного розрахунку АкЗ легководних ЯР з НКП сьогодні неможлива.

Проблеми теплогідрравлічного розрахунку АкЗ реакторів з НКП

Результати комп'ютерного моделювання ТГП в робочих каналах ЯР з НКП, що були отримані за останні роки, дозволили з'ясувати деякі особливості перебігу ТГП у ТВЗ цих реакторів. Так, зокрема, дані цих обчислювальних експериментів засвідчили, що геометричні характеристики ТВЗ мають істотний вплив на межі виникнення режимів погіршеної тепловіддачі. Такі чисельні дослідження у стрижньових збірках із трикутною та квадратною геометріями решіток із використанням поканальної методики і тривимірного моделювання було виконано в роботах [11, 12]. Так, у роботі [11] за допомогою відомого комп'ютерного коду FLUENT було виконано моделювання теплообміну в ТВЗ каналного реактора типу CANDU-X, охолоджуваного легководним теплоносієм з НКП. Для зазначеного типу реактора ТВЗ з характерною для нього геометрією, а саме довжиною 5,77 м, теплообмін досліджувався відповідно до умов діапазону режимних параметрів ТГП: щільність теплового потоку до $670 \text{ кВт}/\text{м}^2$, тиск легководного теплоносія до 25 МПа, масова швидкість теплоносія до $860 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$. За результатами комп'ютерного моделювання виявлено, зокрема, що режим погіршеного теплообміну виникає в області високої азимутальної нерівномірності температури оболонок ТВЕЛ — величини параметра $\Delta T_{\text{фmax}}$. При цьому максимальне значення такої температурної розбіжності, що характеризується цим параметром $\Delta T_{\text{фmax}}$, становило $306 \text{ }^\circ\text{C}$ і спостерігалася в теплогідрравлічних стільниках центрального ряду цієї стрижньової збірки ТВЕЛ. Навпаки, мінімальне значення зазначеного параметра досягалося у стільниках зовнішніх рядів ТВЗ. Показово, що в цих умовах максимальна температура поверхні ТВЕЛ сягала $729 \text{ }^\circ\text{C}$ і при цьому

досягалася в зоні центрального ряду на висоті 1,44 м від входу в канал, де середня температура теплоносія наближалася до рівня 385 °С. Очевидно, що отримана в цих розрахунках температура ТВЕЛ є неприпустимо високою, причому навіть для нових перспективних матеріалів їхніх оболонок.

У роботі [12] наведено результати комп'ютерного моделювання процесу теплообміну та гідромеханіки руху теплоносія в ТВЗ із квадратною решіткою ТВЕЛ (діаметр 8 мм, довжина 4 м), що охолоджується водою з НКП. Режимні параметри цих досліджень відповідали теплогідрравлічним умовам АкЗ китайського реактора SCWR з НКП та тепловою потужністю 3 020 МВт. Обчислювальні експерименти відповідали теплогідрравлічному режиму з такими рівнями режимних параметрів: температура води на вході/виході 280/510 °С, масова швидкість 1 540 кг/(м² · с), тиск 25 МПа. Як об'єкт моделювання досліджувався стандартний внутрішній чотирикутний теплогідрравлічний стільник, який утворено простором між ТВЕЛ і стінкою кожуха ТВЗ. Крім того, додатково моделювався ще й кутовий теплогідрравлічний стільник. Розрахунки виконувалися відповідно до фіксованої щільності теплового потоку 600 кВт/м² в умовах змінного геометричного кроку упаковки стрижнів s/d , що знаходився в діапазоні від 1,2 до 1,6. У цих обчислювальних експериментах було з'ясовано, що в кутових теплогідрравлічних стільниках режим погіршеної тепловіддачі виникав саме в області псевдокритичної температури теплоносія. При цьому у внутрішніх стільниках ТВЗ режим погіршеного теплообміну виникав при значеннях геометричного параметра $s/d \geq 1,4$, а також в діапазоні $q_r/\rho w \geq 0,6$ кДж/кг. У цих умовах максимум коефіцієнта тепловіддачі досягався в області псевдокритичної температури теплоносія, після чого фіксувалося його різке зменшення, яке супроводжувалось різким зростанням температури стінки ТВЕЛ. Показово, що в стільниках між ТВЕЛ і стінкою кожуха ТВЗ режим погіршеного теплообміну виникав у зазорі між стрижнем і стінкою, причому в тому перерізі, де температура теплоносія досягала критичного значення, а азимутальна нерівномірність температури стінки становила 90 °С.

Підводячи підсумок головних результатів наведених вище досліджень, що значною мірою відображають сучасний рівень знань у теплофізиці ЯР з НКП, зокрема наявних методичних підходів з притаманними їм фізичними обмеженнями, слід відзначити: 1) фізичний механізм виникнення та розвитку

режиму погіршеної тепловіддачі з поверхні ТВЕЛ на сьогодні залишається нез'ясованим; 2) наявні підходи до реалізації теплогідрравлічного розрахунку робочих каналів АкЗ, особливо в частині визначення температури поверхні ТВЕЛ, необґрунтовані; 3) наявні розрахункові підходи суттєво обмежені, оскільки використовують лише емпіричні розрахункові залежності, що відповідають виключно області нормальної тепловіддачі; 4) фізична можливість виникнення режимів погіршеної тепловіддачі з поверхні ТВЕЛ наявними розрахунковими методиками теплогідрравлічного розрахунку ТВЗ не враховується.

З огляду на вищезазначені розрахункові обмеження, притаманні сучасним методичним підходам до теплогідрравлічної оцінки АкЗ ЯР з НКП, доцільно проаналізувати типову методику таких обчислень відповідно до перспективного російського реактора ВВЭР-СКД та виконати аналіз отриманих авторами результатів з роботи [13]. У цьому дослідженні в рамках поканального методу теплогідрравлічного розрахунку розв'язувалася система диференціальних рівнянь збереження маси, імпульсу та енергії, що були сформовані для елементарних теплогідрравлічних стільників, на які розбивається поперековий переріз ТВЗ. Вхідними параметрами для цього розрахунку були геометричні характеристики ТВЗ і ТВЕЛ, розподіл енерговиділення по довжині й радіусу, а також витрати теплоносія. У зазначеній роботі було використано програму поканального теплогідрравлічного розрахунку МІФ-СКД, яка є модифікованою версією коду МІФ, що був розроблений в Росії [14] для визначення полів швидкості та температури в ТВЗ з рідкометалевим теплоносієм. Ця програма дає змогу визначити температуру теплоносія в будь-якій аксіальній координаті в кожному з основних типів теплогідрравлічних стільників ТВЗ, а також обчислити температуру оболонки ТВЕЛ та визначити температуру чохла ТВЗ. При цьому враховується залежність теплофізичних властивостей теплоносія від температури по довжині ТВЗ, змінність швидкості теплоносія, нерівномірність розподілу енерговиділення по аксіальній координаті та радіальному перерізу ТВЗ. У реалізованих авторами [14] обчисленнях використано систему замикаючих співвідношень, які фізично обґрунтовані в циклі спеціальних досліджень.

Зокрема, для визначення поточних значень коефіцієнта гідрравлічного опору в неізотермічному режимі з урахуванням змін теплофізичних властивостей по довжині каналу використано емпіричну залежність з роботи [15]

$$\xi = \left[\frac{0,55}{\lg \frac{Re_x}{8}} \right]^2 \left(\frac{\rho_w}{\rho_f} \right)_x^{0,2} \left(\frac{\mu_f}{\mu_{in}} \right)_x^{0,2} \left(\frac{\rho_f}{\rho_{in}} \right)_x^{0,1} \pm 20\%.$$

У результаті коефіцієнти тепловіддачі з точністю $\pm 20\%$ визначались за емпіричною залежністю саме роботи [15], яка була запропонована авторами на основі обробки результатів експериментального дослідження ТГП у 7-стрижньовій ТВЗ зі спірально оребреними стрижнями за тиску 24,5 МПа:

$$Nu = 0,021 Re_x^{0,8} Pr_x^{0,7} \left(\frac{\rho_w}{\rho_f} \right)^{0,45} \left(\frac{\mu_f}{\mu_{in}} \right)^{0,2} \left(\frac{\rho_f}{\rho_{in}} \right)^{0,1} \left(1 + \frac{2,5}{x/d_3} \right),$$

де Re_x та Pr_x — числа Рейнольдса та Прандтля у відповідному перерізі ТВЗ; ρ_{in} , ρ_w і ρ_f — щільність теплоносія на вході в ТВЗ, біля стінки ТВЕЛ та в стільнику відповідно; μ_{in} і μ_f — динамічна в'язкість теплоносія на вході та в стільнику; x — геометрична відстань від входу до розрахункового перерізу ТВЗ; d_r — гідравлічний діаметр відповідного стільника.

Структурою програмного пакета МФ-СКД передбачено на кожному розрахунковому кроці коригування теплофізичних властивостей теплоносія, для чого було використано «Систему рівнянь IAPWS-IF97 для обчислення термодинамічних властивостей води і водяної пари» з роботи [16]. Верифікація цього програмного комплексу виконувалась за результатами двох серій експериментів: 1) дослідів в умовах плинину води з НКП у циліндричному каналі діаметром 10 мм та довжиною відповідно 1 і 4 м, які було виконано на стенді СКД ГНЦ РФ ФЕІ [10]; 2) дослідів в умовах плинину модельної рідини фреон-12 з НКП у 7-стрижньовій ТВЗ з тепловими імітаторами циліндричних ТВЕЛ діаметром 9,5 мм, кроком трикутної решітки 11,3 мм і довжиною обігріву 1 000 мм [17]. Як вихідні геометричні параметри були використані обрані розробниками проектні характеристики АкЗ і ТВЗ зі створюваного в Росії пілотного швидкокорезонансного реактора ВВЭР-СКД потужністю 1 700 МВт, наведені в роботах [18–20].

У теплогідравлічних розрахунках ЯР з НКП в розглянутій роботі [13] проаналізовано дві схеми циркуляції теплоносія в АкЗ: одно- і двозахідна. Однозахідна схема, що традиційно реалізується в реакторобудуванні, є типовою як для реакторів з водою під тиском, так і для киплячого типу РУ. Двозахідна схема є менш дослідженою, однак саме її російськими розробниками визнано перспективною для

створення ЯР з НКП. Показово, що за використання цієї схеми корпус реактора АкЗ ділиться на дві робочі зони — центральну і периферійну. У периферійній частині здійснюється опускний рух теплоносія, а в центральній частині — підйомний. При цьому в нижній камері змішування має бути забезпечено перехід температури теплоносія через псевдокритичну зону.

Згідно з даними роботи [18], під час реалізації однозахідної схеми розрахункові значення температури теплоносія на виході з АкЗ для різних ТВЗ суттєво відрізняються внаслідок нерівномірного розподілу їхньої потужності по радіусу АкЗ. Проведені в цій роботі за наявними методиками розрахунки показали, що в деяких випадках температурні розбіжності на виході з різних ТВЗ можуть сягати 1 000 °С, що було визнано неприйнятним. З огляду на такі результати автори вважають за необхідне реалізацію додаткових досліджень та пошук нових матеріалів для оболонок ТВЕЛ. Як ілюстрацію на рис. 3 наведено отриманий у роботі [13] розрахунковий розподіл середньої температури теплоносія по висоті однієї з ТВЗ. Із цих даних випливає, що зі збільшенням витрат теплоносія у два рази температура теплоносія на виході ТВЗ знижується до технічно прийнятної рівня.

Проте значний інтерес становлять результати розрахунку, що наведені на рис. 4 і характеризують можливість виникнення режимів погіршеної тепловіддачі безпосередньо в робочих каналах АкЗ перспективного російського реактора з НКП. Межею консервативної оцінки можливості виникнення режимів експлуатації з погіршеною тепловіддачею в цій роботі було обрано значення відношення $q_r/\rho w = 0,6$. Разом з тим із даних, наведених на рисунку, випливає той факт, що суттєве збільшення витрат теплоносія через АкЗ (навіть у два рази) не запобігає виникненню небажаного з точки зору безпеки режиму погіршеної тепловіддачі.

Як відзначено вище, перехід через псевдокритичну точку супроводжується різкою зміною теплофізичних властивостей легководного теплоносія та можливим суттєвим погіршенням тепловіддачі з поверхні ТВЕЛ. Зважаючи на таку негативну зміну умов теплообміну, розробники вважають за доцільне локалізувати перехід через псевдокритичну точку саме в області нижньої камери ЯР, де плин теплоносія змінює свій напрямок руху на протилежний. З огляду на таке технологічне рішення, виконані в роботі [18] оцінки показали, що максимальне співвідношення потужностей ТВЗ у зоні підйомного

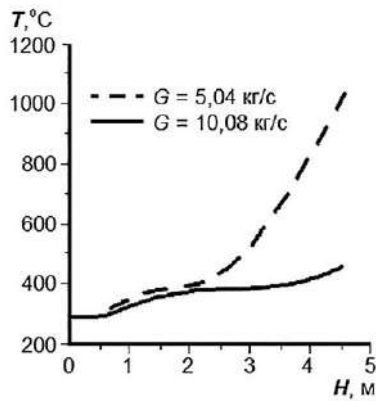


Рис. 3. Характер розподілу середньої температури теплоносія по висоті ТВЗ залежно від витрат теплоносія за даними [18]

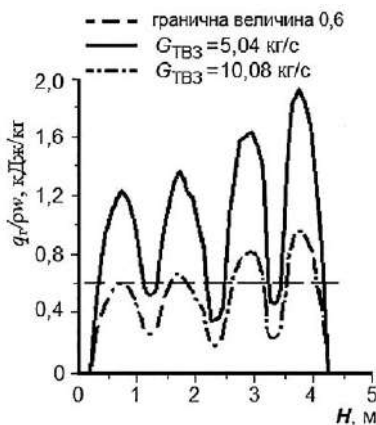


Рис. 4. Результати порівняння критичних відношень теплових потоків до масової швидкості по висоті Ак3 при різних витратах теплоносія за даними [18]

руху теплоносія, де реалізується його перегрів понад псевдокритичну температуру, не перевищує значення 1,67. Іншими словами, виявлена відносно невелика нерівномірність температури на виході з Ак3, причому максимальний рівень цієї температури близько 724 °С. Проте на периферії Ак3 в області опускного руху теплоносія співвідношення максимальної теплової потужності ТВЗ до її мінімального значення суттєво погіршується і досягло величини 4,17. Однак незважаючи на це, максимальна температура теплоносія на виході з опускної ділянки за результатами підрахунків не має перевищувати температурного рівня у 604 °С. Таким чином, на основі виконаного в роботі [18] комп'ютерного моделювання розробниками конструкції перспективного російського реактора ВВЭР-СКД [19, 20] було обґрунтовано такі конструктивні рішення: або забезпечити профілювання вхідного патрубку в кор-

пусі ЯР, або зменшити потужності ТВЗ, що встановлені в центральній частині Ак3. Типові результати теплогідравлічного розрахунку температурних режимів для однієї з найбільш енергонапружених ТВЗ у цьому ЯР представлено на рис. 5 і 6.

На думку розробників ЯР, виконані авторами розрахункові оцінки свідчать, що в умовах використання двозахідної схеми циркуляції збільшення витрат легководного теплоносія на 30% дозволяє досягти прийнятної з матеріалознавчої точки зору температури на виході з ТВЗ. Іншими словами, температура оболонки ТВЕЛ не має перевищити допустимого для сучасних матеріалів рівня. Крім того, рис. 6 ілюструє, що подібне збільшення витрат теплоносія є, загалом, достатнім, щоб запобігти виникненню режимів погіршеної тепловіддачі. З огляду на дані роботи [18] можна стверджувати, що двозахідна

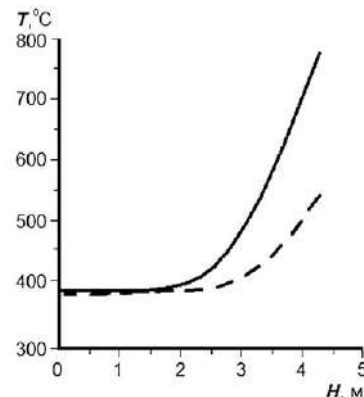


Рис. 5. Характер розподілу середньої температури теплоносія по висоті ТВЗ залежно від витрат теплоносія (суцільна лінія — витрата 15,7 кг/с, пунктирна — 20,9 кг/с) за даними [18]

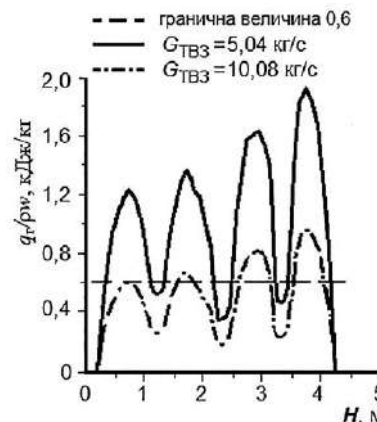


Рис. 6. Результати порівняння співвідношень теплових потоків до масової швидкості по висоті Ак3 в умовах різних витрат теплоносія (суцільна лінія — витрата 15,7 кг/с, пунктирна — 20,9 кг/с) за даними [18]

схема циркуляції теплоносія з точки зору експлуатаційної безпеки має суттєві переваги перед однозакідною схемою. Проте автори цього розрахункового дослідження відповідно до висновків розробників ВВЭР-СКД [19, 20] вважають за необхідне констатувати: наявною в конструкції цього ЯР є значна нерівномірність розподілу теплових потужностей ТВЗ, що вимагає додаткових експериментальних та теоретичних досліджень. Очевидно, що ці дослідження є необхідними також і для обґрунтування схеми гідравлічного профілювання АкЗ.

Висновки

1. Процеси теплообміну та гідродинаміки в каналах АкЗ перспективних ЯР з НКП відзначаються високою складністю, недостатньою дослідженістю та високою ймовірністю виникнення в зоні поблизу псевдокритичної температури теплоносія аварійних режимів погіршеної тепловіддачі.

2. Фізична природа виникнення режимів погіршеної тепловіддачі на сьогодні залишається нез'ясованою, а наявні підходи до реалізації теплогідравлічного розрахунку ЯР з НКП не є достатньо фізично обґрунтованими.

3. Запропоновані в деяких роботах рекомендації щодо визначення нижньої допустимої граничної межі інтенсивності тепловіддачі на поверхні ТВЕЛ граничною величиною інтегрального параметра $q_r/\rho w$ на рівні 0,6 кДж/кг не можуть вважатися фізично обґрунтованими та надійними для ТВЗ перспективних ЯР.

4. З урахуванням складного характеру міжстільникового тепломасообміну в структурі ТВЗ та локалізації в ній окремих теплогідравлічних стільників зі зниженими рівнями інтенсивності тепловіддачі слід вважати, що визначення області погіршеної тепловіддачі в каналах АкЗ ЯР з НКП на основі нерівності $q_r/\rho w \leq 0,6$ є суттєво спрощеним.

5. Комплексні теплофізичні дослідження з розробки надійних методів визначення безпечної області теплових навантажень ТВЗ слід розглядати як фундаментальну наукову задачу, без вирішення якої створення діючого прототипу ЯР з НКП слід вважати неможливим.

6. Системне теплофізичне обґрунтування створюваної методології теплогідравлічного розрахунку перспективних ЯР з НКП потребує реалізації широкого фронту експериментальних, розрахункових та теоретичних досліджень у рамках міжнародної на-

укової співпраці, що суттєво віддаляє терміни створення діючих прототипів реакторів цього типу.

7. Отримані свого часу різними авторами експериментальні дані підтверджують наявність розглянутої актуальної проблеми щодо необхідності гарантованого забезпечення перспективних ЯР з НКП легководного теплоносія та свідчать про високий рівень потенційної небезпеки виникнення в АкЗ цих одноконтурних реакторів режимів погіршеної тепловіддачі, нехтування якими може спричинити аварії з тяжкими наслідками.

Список використаної літератури

1. Світові тенденції розвитку конструкцій водоохолоджуваних реакторів із надкритичним тиском / І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, Л. Б. Зімін [та ін.] // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — № 2 (17). — С. 3–15. doi.org/10.31717/2311–8253.20.2.1.
2. Головні напрями російських розробок перспективних конструкцій водоохолоджуваних реакторів із надкритичним тиском / І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, А. В. Носовський [та ін.] // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — № 3 (18). — С. 34–41. doi.org/10.31717/2311–8253.20.3.4.
3. Петухов Б. С. Теплообмен в ядерных энергетических установках / Б. С. Петухов, Л. Г. Генин, С. А. Ковалев. — Москва : Энергоатомиздат, 1986. — 472 с.
4. Габараев Б. А. Перспективное направление развития водоохлаждаемых реакторов АЭС в XXI в. — использование сверхкритических параметров теплоносителя / Б. А., Габараев В. Н. Смолин, С. Л. Соловьев // Теплоэнергетика. — 2006. — № 9. — С. 33–40.
5. Исследование теплообмена и гидравлического сопротивления при течении воды сверхкритических параметров применительно к реакторным установкам / В. А. Силин, Ю. М. Семченков, П. П. Алексеев, В. В. Митькин // Атомная энергия. — 2010. — Т. 108, № 6. — С. 340–347.
6. Петухов Б. С. Теплообмен и гидравлическое сопротивление в трубах при турбулентном течении жидкости околокритических параметров состояния / Б. С. Петухов, В. А. Курганов, В. Б. Анкудинов // Теплофизика высоких температур. — 1983. — Т. 21, № 1. — С. 92–111.
7. Петухов Б. С. Новый подход к расчету теплообмена при сверхкритических давлениях теплоносителя / Б. С. Петухов, А. С. Поляков, С. В. Росновский // Теплофизика высоких температур. — 1976. — Т. 15, № 6. — С. 1326–1334.

8. Режимы ухудшенного теплообмена при течении воды сверхкритического давления в каналах с пучками стержней / М. М. Ковецкая, Е. А., Кондратьева, Ю. Ю. Ковецкая [и др.] // Ядерная энергетика та докiлля. — 2016. — № 1 (7). — С. 26–32.
9. Грабежная В. А. Теплообмен при сверхкритических давлениях и границы ухудшения теплообмена / В. А. Грабежная, П. Л. Кириллов // Теплоэнергетика. — 2006. — № 4. — С. 46–51.
10. Кириллов П. Л. Исследование границ ухудшенных режимов в каналах при сверхкритических давлениях / П. Л. Кириллов, В. В. Ложкин, А. М. Смирнов // Препринт ФЭИ-2988. — Москва, 2003.
11. Применение CFD-кода к расчету теплообмена в реакторе со сверхкритическими параметрами / В. П. Смирнов, М. В. Папандин, А. Я. Лонинов [и др.] // Атомная энергия. — 2011. — Т. 111, № 4. — С. 196–201.
12. Numerical study on flow and heat transfer characteristics in the rod bundle channels under super critical pressure condition / X. Yang, G. H. Su, W. Tian, J. Wang, S. Qiu // Annals of Nuclear Energy. — 2010. — Vol. 37. — P. 1723–1734.
13. Карташев К. В. Проведение теплогидравлических расчетов активной зоны реактора ВВЭР–СКД для разных схем течения теплоносителя при проектных режимах работы / К. В. Карташев, Г. П. Богословская // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Обеспечение безопасности АЭС. — 2012, № 31. — С. 71–77.
14. Грабежная В. А. О расчетах теплообмена в трубах и пучках стержней при течении воды сверхкритического давления: Обзор ФЭИ-0297 / В. А. Грабежная, П. Л. Кириллов, — Москва : ЦНИАтоминформ, 2003.
15. Дядякин Б. В. Теплоотдача и гидравлическое сопротивление тесного семистержневого пучка, охлаждаемого потоком воды при закритических параметрах состояния / Б. В. Дядякин, А. С. Попов // Тр. Всесоюз. Теплотехнического НИИ. — 1977. — № 11. — С. 244–253.
16. Александров А. А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. Справочник / А. А. Александров, Б. А. Григорьев / ГСССД Р-776–98. — Москва : Изд-во МЭИ, 1999.
17. Экспериментальное исследование теплообмена в пучке из семи стержней при сверхкритических параметрах фреона-12 / А. С. Шелегов, С. Т. Лескин, И. А. Чусов, В. И. Слободчук // Препринт ИАТЭ-001–2010. — Обнинск, 2010.
18. Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления, ВВЭР–СКД — основной претендент в «Супер-ВВЭР» / П. Л. Кириллов, Ю. Д. Баранаев, А. П. Глебов, А. В. Клушин // Материалы 7-й междунар. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — ОАО «ОКБ ГИДРОПРЕСС», 2011.
19. Концепция активных зон ВВЭР СКД: условия эксплуатации твэлов, конструкция ТВС и кандидатные материалы / В. М. Махин, И. Н. Васильченко, В. В. Вялицын [и др.] // Там же.
20. Чуркин А. Н. Теплогидравлика однозаходной активной зоны ВВЭР–СКД. Гидропрофилирование и устойчивость / А. Н. Чуркин, П. В. Ягов. О. В. Мохова // Там же.

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

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

Problem Issues of Cores Thermal-Hydraulic Calculation for Prospective Water-Cooled Reactors with Supercritical Parameters

The fundamental thermophysical features of the heat exchange process between the heated wall of a vertical channel and the light-water coolant of supercritical parameters concerning the conditions of heat-generating assemblies channels and cores of perspective energy nuclear reactors are considered. The available methods and recommendations for determining the limits of thermal load are analyzed. It is a guarantee the absence of the characteristic dangerous mode possibility of deteriorated heat exchange in these conditions and corresponding sharp rise in the channels wall temperature, which threatens their destruction. The physical nature of the occurrence of degraded heat transfer regimes remains unclear, and the existing approaches to the implementation of thermohydraulic calculation in such conditions are not sufficiently justified. The complex nature of intercellular heat and mass transfer in the fuel assembly and the presence of individual thermohydraulic cells with reduced levels of heat transfer intensity indicate that the existing method of determining the area of degraded heat transfer in the reactor core channels with supercritical parameters of the coolant is significantly simplified. Insufficient data and research results have been revealed to create adequate methods of heat-hydraulic calculation, suitable for taking into account the peculiarities of the heat transfer process complex flow under conditions of supercritical parameters of the coolant. The application of such methods should be

the basis for ensuring the safe operation of prospective reactors and minimizing potential losses of a different nature from accidents caused by the destruction of cores through unacceptable heat transfer modes. To this end, the main direction of further research is identified.

Keywords: light-water nuclear reactor, supercritical parameters, fuel assembly, deteriorated heat exchange, channel wall temperature, heat load.

References

1. Sharaevsky I. G., Fialko N. M., Nosovskyi A. V., Zimin L. B., Vlasenko T. S., Sharaevsky G. I. (2020). [World trends of construction development of water-cooled supercritical pressure reactors]. *Yaderna enerhetyka ta dovkillia* [Nuclear power and the environment], vol. 17, no. 2, pp. 3–15. doi.org/10.31717/2311–8253.20.2.1 (in Ukr).
2. Sharaevsky I. G., Fialko N. M., Nosovskyi A. V., Zimin L. B., Vlasenko T. S., Sharaevsky G. I. (2020). [Main Directions of Russian Developments of Prospective Structures of Water–Cooled Supercritical Pressure Reactors]. *Yaderna enerhetyka ta dovkillia* [Nuclear power and the environment], vol. 18, no. 3, pp. 34–41. doi.org/10.31717/2311–8253.20.3.4 (in Ukr).
3. Petukhov B. S., Genin L. G., Kovalev S. A. (1986). *Teploobmen v yadernykh energeticheskikh ustanovkakh* [Heat exchange in NPP]. Moscow: Energoatomizdat, 472 p. (In Russ)
4. Gabaraev B. A., Smolin V. N., Solov'ev S. L. (2006) [A promising direction for the development of water-cooled nuclear power reactors in the 21st century — use of supercritical fluid parameters]. *Teploenergetika* [Heat power engineering], vol. 9, pp. 33–40. (in Russ.)
5. Silin V. A., Semchekov Yu. M., Alekseev P. P., Mit'kin V. V. (2010). [Investigation of heat transfer and hydraulic resistance during supercritical water flow as applied to reactor facilities]. *Atomaya energiya* [Atomic energy], vol. 108, no. 6, pp. 340–347. (in Russ.)
6. Petukhov B. S., Kurganov V. A., Ankudinov V. B. (1983). [Heat transfer and hydraulic resistance in pipes with turbulent fluid flow near-critical state parameters]. *Teplofizika vysokikh temperur* [Thermal physics of high temperatures], vol. 21, no. 1, pp. 92–111. (in Russ.)
7. Petukhov B. S., Polyakov A. S., Rosnovsky S. V. (1976). [A new approach to calculating heat transfer at supercritical coolant pressures]. *Teplofizika vysokikh temperur* [Thermal physics of high temperatures], vol.15, no. 6, pp. 1326–1334. (in Russ.)
8. Kovetskaya M. M., Kondrat'eva E. A., Kovetskaya Yu. Yu., Kravchuk A. V., Skitsko A. I., Sorokina T. V. (2016). [Modes of degraded heat transfer during supercritical pressure water flow in channels with rod bundles]. *Yaderna enerhetyka ta dovkillia* [Nuclear power and the environment], vol. 7, no. 1, pp. 26–32. (in Russ.)
9. Grabezhnaya V. A., Kirillov P. L. (2006). [Heat transfer at supercritical pressures and the limits of heat transfer degradation]. *Teploenergetika* [Heat power engineering], vol. 4, pp. 46–51. (in Russ.)
10. Kirillov P. L., Lozhkin V. V., Smirnov A. M. (2003). The study of the degraded modes boundaries in the channels at supercritical pressures [*Issledovanie granits ukhudshennykh rezhimov v kanalakh pri sverkhkriticheskikh davleniyakh*]. Preprint FEI-2988. (in Russ.)
11. Smirnov V. P., Papandin M. V., Loninov A. Ya., Vanyukova G. V., Afonin S. Yu. (2011). [Application of CFD — code to the calculation of heat transfer in a reactor with supercritical parameters]. *Atomaya energiya* [Atomic energy], vol. 111, no. 4, pp. 196–201. (in Russ.)
12. Yang X., Su G. H., Tian W., Wang J., Qiu S. (2010). Numerical study on flow and heat transfer characteristics in the rod bundle channels under super critical pressure condition. *Annals of Nuclear Energy*, vol. 37, pp. 1723–1734.
13. Kartashev K. V., Bogolovskaya G. P. (2012). [Conducting thermohydraulic calculations of the VVER–SKD reactor core for different coolant flow patterns under design operating conditions]. *Voprosy atomnoy nauki i tekhniki*. [Problems of atomic science and technology], vol. 31, pp. 71–77. (in Russ.)
14. Grabezhnaya V. A., Kirillov P. L. (2003). *O raschetakh teploobmena v trubakh i puchkakh sterzhney pri tehnologii vody sverkhkriticheskogo davleniya* [On heat transfer calculations in pipes and bundles of rods in supercritical pressure water flow]. FEI review 0297. Atominform. (in Russ.)
15. Dadyakin B. V., Popov A. S. (1977). [Heat transfer and hydraulic resistance of a close seven-rod bundle cooled by a stream of water at supercritical state parameters]. *Proc. VTI*, vol. 11, pp. 244–253. (in Russ.)
16. Aleksandrov A. A., Grigor'ev B. A. (1999). *Tablitsy termodinamicheskikh svoystv vody i vodianogo para* [Tables of thermophysical properties of water and water vapor]. Handbook. Gos. Sluzhby standartnykh spravochnykh dannykh. GCCCД P-776–98. Moscow: MEI Publ. (in Russ.)
17. Shelegov A. S., Leskin S. T., Chusov I. A., Slobodchuk V. I. (2010). *Eksperimental'noe issledovanie teploobmena v puchke iz semi sterzhney pri sverkhkriticheskikh parametrokh freona-12* [An experimental study of heat transfer in a beam of seven rods with supercritical parameters of Freon-12]. Preprint SATE-001–2010. Obninsk. (in Russ.)

18. Kirillov P. L., Baranaev Yu. D., Glebov A. P., Klushin A. V. (2011). *Reaktor, okhlazhdaemyj vodoy sverkhkriticheskogo davleniya, VVER-SKD — osnynnoj pretendent v “Super-VVER”* [The reactor cooled by supercritical water, VVER-SKD is the main contender in Super-VVER]. Proceedings of the 7th Int. Conf. “Ensuring the safety of NPPs with WWER” (Podolsk, Russia). Podolsk: Gidropress. (in Russ.)
19. Makhin V. M., Vasil’chenko I. N., V’yalitsyn V. V., Kushmanov S. A., Kurakin K., Churkin A. N., Lapin A. V., Semiglazov S. V. (2011). *Koncepcia aktivnykh zon VVER-SKD: usloviya ekspluatsiyi tvelov, konstrukciya TVS i kandidatnye materialy* [VVER SKD active zones concept: fuel rod operating conditions, fuel assembly design and candidate materials]. Proceedings of the 7th Int. Conf. “Ensuring the safety of NPPs with WWER” (Podolsk, Russia). Podolsk: Gidropress. (in Russ.)
20. Churkin A. N., Yagov P. V., Mokhova O. V. (2011). *Teplogiravlika odnozakhodnoy aktivnoy zony VVER-SKD. Gidroprofilirovnie i ustoichivost’* [Thermohydraulics of a single-run core of VVER-SKD. Hydroprofiling and stability.]. Proceedings of the 7th Int. Conf. “Ensuring the safety of NPPs with WWER” (Podolsk, Russia). Podolsk: Gidropress. (in Russ.)

Надійшла 23.06.2020

Received 23.06.2020

В. І. Борисенко¹, В. В. Горанчук¹, Е. М. Чалий², В. В. Стаднік²

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

²ВП «Науково-технічний центр» ДП «НАЕК «Енергоатом», вул. Гоголівська, 22–24, Київ, 01054, Україна

Вибір оптимальних умов опромінення зразків у матеріалознавчому каналі ядерного реактора ВВР-М

Ключові слова:

дослідницький ядерний реактор ВВР-М, активна зона, матеріалознавчий канал, щільність потоку нейтронів, твел, тепловидільна збірка.

Представлено методологію вибору оптимальних умов опромінення зразків у матеріалознавчому каналі дослідницького ядерного реактора ВВР-М. Розв'язання такого завдання є необхідним для обґрунтування можливості проведення опромінення зразків у матеріалознавчому каналі за заданих умов опромінення. У цьому випадку умови опромінення передбачають не тільки значення висотного розподілу щільності нейтронного потоку, а також і спектр нейтронів, і температуру зразка в матеріалознавчому каналі. Такий підхід оптимізує роботу ВВР-М шляхом розташування в матеріалознавчому каналі максимально можливої кількості зразків для опромінення. Також оптимізація роботи ВВР-М полягає у виборі місця розташування дослідного каналу в активній зоні ВВР-М, де протягом запланованого часу опромінення буде досягнуто максимальну щільність потоку швидких нейтронів або нейтронів інших енергій залежно від поставленого завдання. Для досліджень застосовано нейтронно-фізичну модель дослідницького ядерного реактора ВВР-М у розрахунковому коді SCALE. Коректність визначення нейтронно-фізичних характеристик у матеріалознавчому каналі ВВР-М підтверджено результатами валідації, проведеної на попередньому етапі досліджень. Показано, що для забезпечення необхідної точності визначення параметрів нейтронного потоку в матеріалознавчому каналі необхідно обов'язково враховувати вигорання палива, а також реальну схему перестановки тепловидільних збірок по активній зоні ВВР-М для різних паливних завантажень. Наведено результати розрахунків важливих нейтронно-фізичних характеристик моделі ядерного реактора ВВР-М для паливного завантаження, яке експлуатується сьогодні, на основі яких можна оптимізувати вибір місця розташування матеріалознавчого каналу в активній зоні ВВР-М.

Вступ

У статті наведено основні результати застосування методології вибору оптимальних умов опромінення зразків у матеріалознавчому каналі дослідницького ядерного реактора ВВР-М. Для досліджень застосовано нейтронно-фізичну модель ядерного реактора ВВР-М у розрахунковому коді SCALE [1]. Підтвердженням

коректності визначення нейтронно-фізичних характеристик (НФХ) у дослідних каналах ВВР-М є результати валідації нейтронно-фізичних моделей ВВР-М та установки SF-9 [2, 3]. Дослідження проведено для визначення оптимального місця розташування дослідного каналу в активній зоні ВВР-М для забезпечення необхідних умов опромінення зразків щодо спектра та щільності потоку нейтронів у матеріалознавчому каналі.

© В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, Е. М. Чалий, В. В. Стаднік, 2020

Для моделювання було обрано всі паливні завантаження з моменту початку використання тепловідільних збірок (ТВЗ) зі збагаченням по ^{235}U 19,7%. Кількість ТВЗ поступово збільшувалася від 72 ТВЗ у паливному завантаженні № 396 (рис. 1) до 129 ТВЗ у паливному завантаженні № 402.

ТВЗ реактора ВВР-М складається із трьох трубчатих твелів: два внутрішніх — кільцеві, зовнішній — шестигранний (рис. 2). Висота паливної частини ТВЗ 50 см.

Під час моделювання паливних кампаній ВВР-М кожна ТВЗ розбивалася на 5 рівнів за висотою (висота одного рівня 10 см) для розрахунку висотного

вигорання та виведення інформації про важливі для подальшого аналізу параметри нейтронно-фізичної моделі. Результати моделювання представлено для трьох різних конфігурацій:

конфігурація № 1 — визначення НФХ ВВР-М для паливного завантаження № 402;

конфігурація № 2 — визначення НФХ ВВР-М з дослідним каналом, розташованим за результатами аналізу НФХ конфігурації № 1;

конфігурація № 3 — визначення НФХ ВВР-М з дослідним каналом, розташованим за результатами аналізу НФХ конфігурацій № 1 і 2.

Конфігурація № 1

На рис. 3 представлено картограму паливного завантаження № 402 ВВР-М, а також розташування органів регулювання системи управління та захисту (ОР СУЗ). Значення числа в кожній комірці ТВЗ визначає номер паливної кампанії ТВЗ. Так, число 1 у комірці відповідає тим ТВЗ, що були завантажені останіми.

Протягом завантажень № 396–402 було завантажено 129 ТВЗ, що відповідає масі урану 27,31 кг. У результаті вигорання на початок паливного завантаження № 402 залишилося 26,71 кг (таблиця).

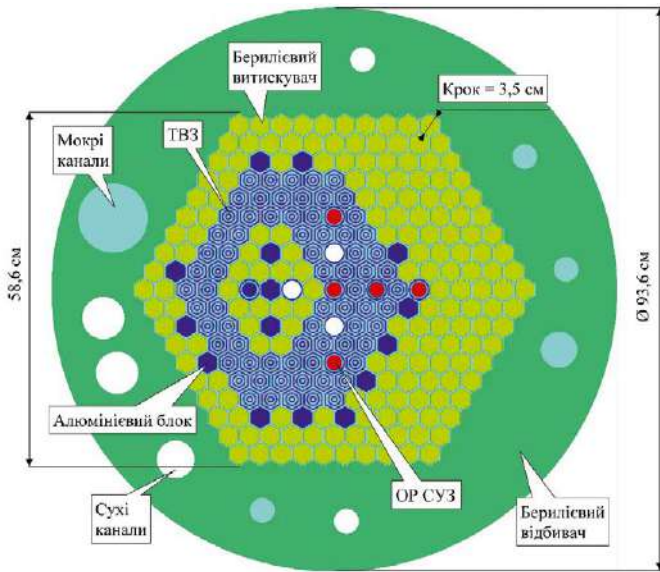


Рис. 1. Модель у кодї SCALE. Завантаження № 396. Переріз на рівні середини паливного стовпа

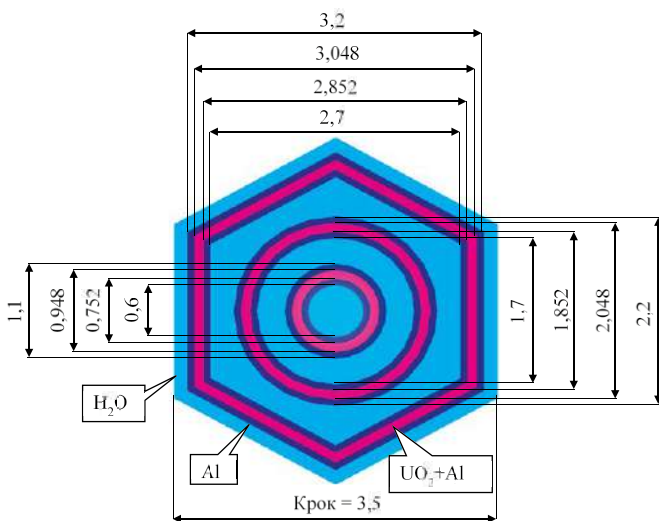


Рис. 2. Модель ТВЗ у кодї SCALE

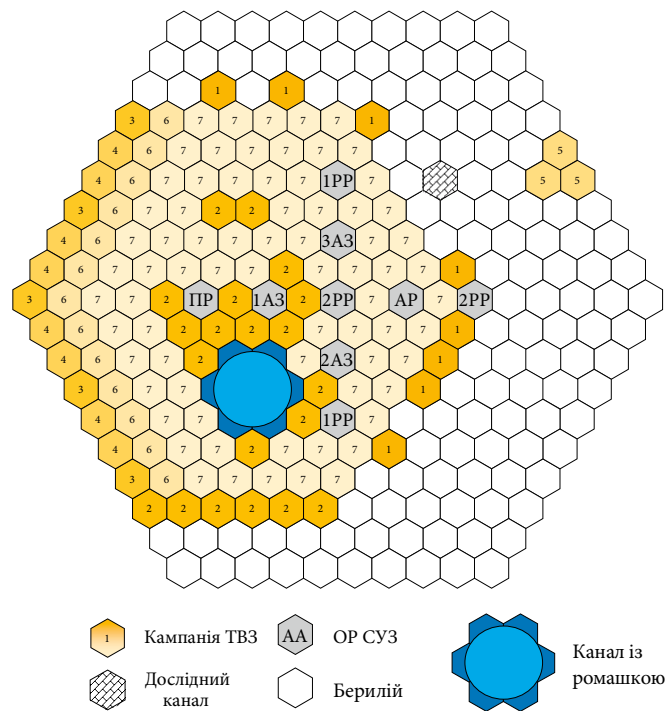


Рис. 3. Картограма паливного завантаження № 402 ВВР-М

**Зміна кількості урану
протягом паливних кампаній № 396–402**

Ізотоп	Завантажено, кг	Залишилося	
		кг	%
^{235}U	5,38	5,09	94,56
^{238}U	21,93	21,62	98,60
$^{235}\text{U} + ^{238}\text{U}$	27,31	26,71	97,81

На рис. 4–6 представлено відносні кількості ^{235}U , ^{238}U та урану відповідно, що залишилися в кожній ТВЗ відносно до початкової концентрації на рівні середини ТВЗ (область висотою 10 см) для паливного завантаження № 402.

Розглянуто два положення ОР СУЗ.

Положення 1: 1А3, 2А3, 3А3, ПР — у верхньому положенні; 2РР, 2РР, АР — 50%; 1РР, 1РР — у нижньому положенні.

Положення 2: 1А3, 2А3, 3А3, 2РР, 2РР — у верхньому положенні; АР — 50%; 1РР, 1РР, ПР — у нижньому положенні.

Щільність потоку швидких нейтронів з $E > 0,4 \text{ MeV}$ при положенні ОР СУЗ № 1 і тепловій потужності ВВР-М 0,57 МВт на рівні середини активної зони представлено на рис. 7, а при положенні ОР СУЗ № 2 — на рис. 8.

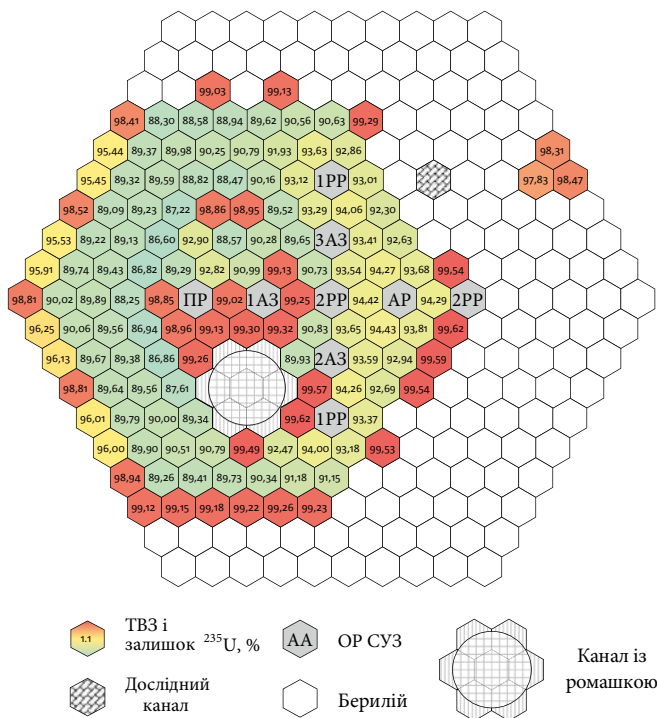


Рис. 4. Маса ^{235}U (%), що залишилася від початкової маси на паливне завантаження № 402 ВВР-М

Проведено порівняння щільності потоку швидких нейтронів ($E > 0,4 \text{ MeV}$) у матеріалознавчому каналі для моделей з урахуванням вигорання і без (рис. 9).

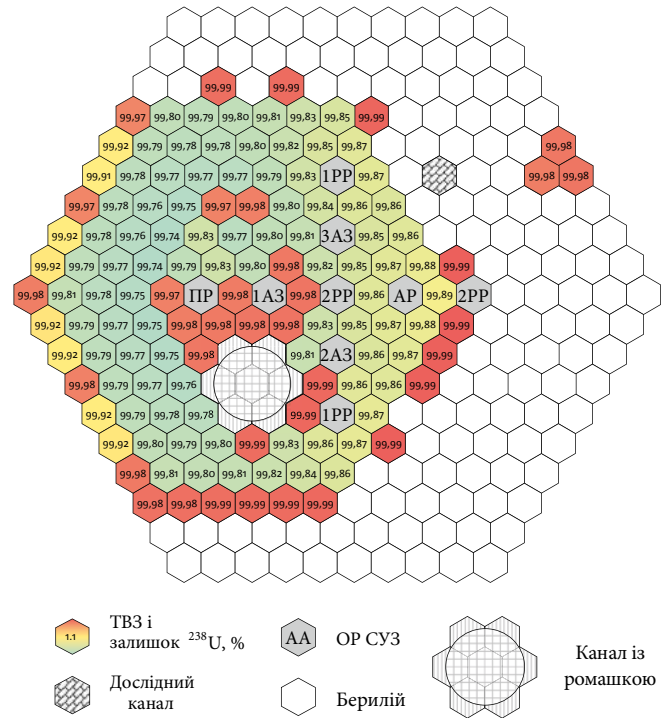


Рис. 5. Маса ^{238}U (%), що залишилася від початкової маси на паливне завантаження № 402 ВВР-М

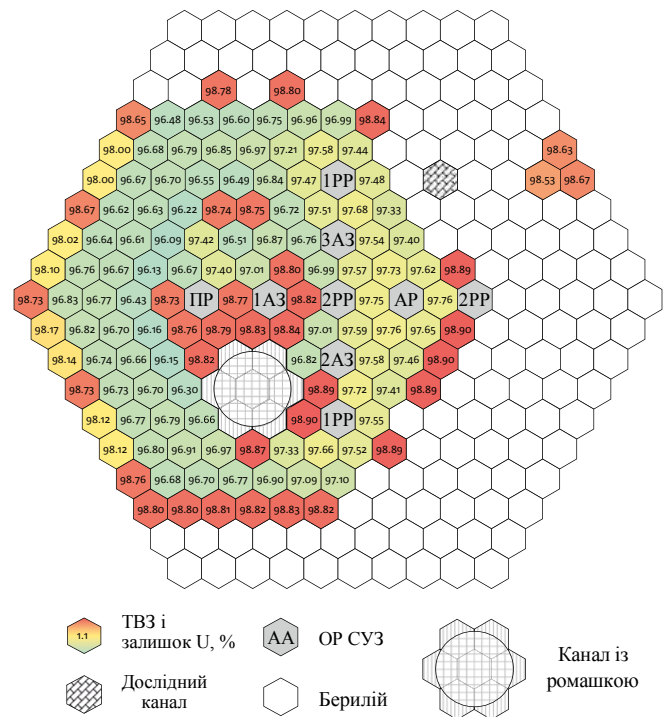


Рис. 6. Маса урану (%), що залишилася від початкової маси на паливне завантаження № 402 ВВР-М

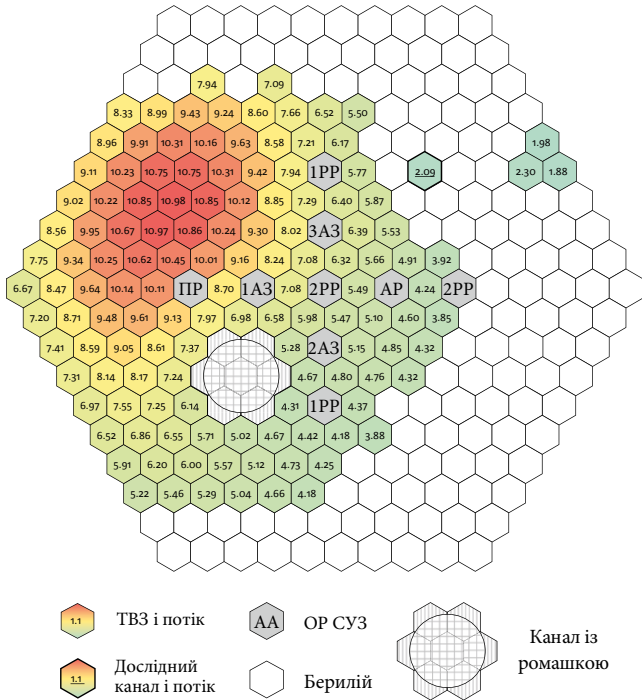


Рис. 7. Щільність потоку швидких нейтронів при положенні ОР СУЗ № 1 ($10^{12} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$)

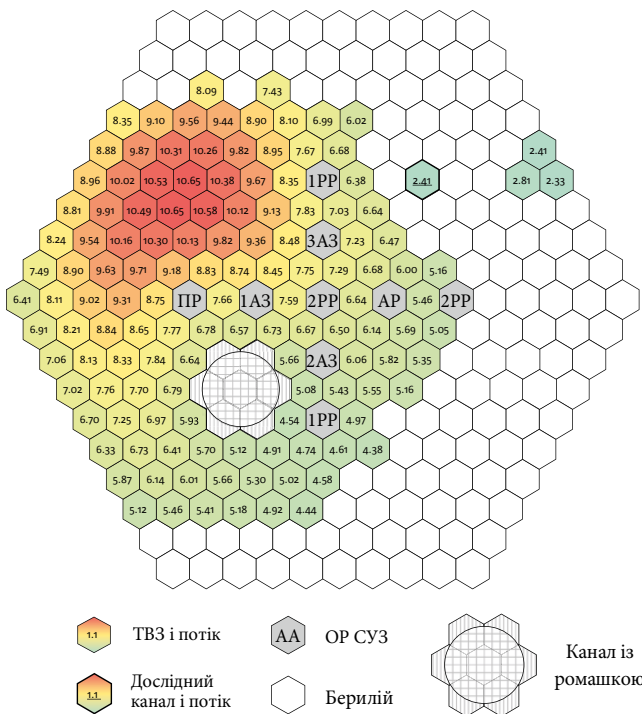


Рис. 8. Щільність потоку швидких нейтронів при положенні ОР СУЗ № 2 ($10^{12} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$)

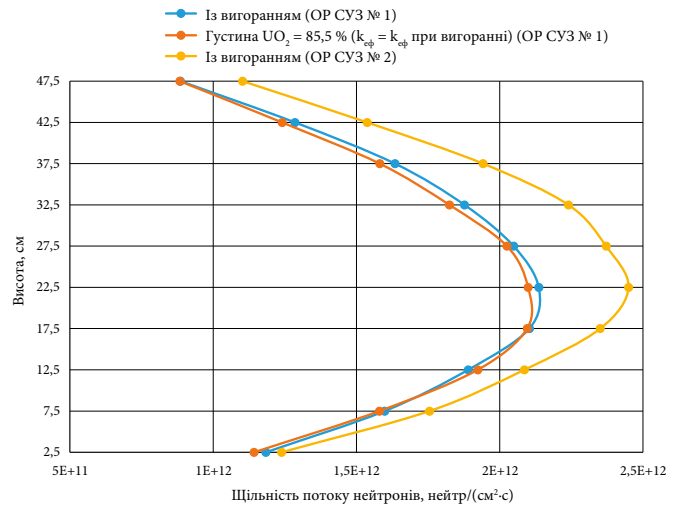


Рис. 9. Щільність потоку швидких нейтронів ($E > 0,4 \text{ MeV}$) у матеріалознавчому каналі за конфігурації активної зони № 1

У моделі без урахування вигорання густина палива підбиралася так, щоб забезпечити значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів k_{ef} рівним k_{ef} у моделі з вигоранням. Для моделі без вигорання густина UO_2 становила 85,5 % від значення свіжого палива, при цьому, як було зазначено в таблиці, для моделі з вигоранням урану залишилося 97,8 % від початкового значення. Максимальне відхилення в щільності нейтронного потоку між моделями становило до 4 %.

Конфігурація № 2

Місце розташування дослідного каналу в активній зоні ВВР-М визначено за результатами аналізу НФХ конфігурації № 1. Побудовано модель нової конфігурації активної зони ВВР-М із розташуванням матеріалознавчого каналу в активній зоні ВВР-М замість однієї ТВЗ. Проведено дослідження щодо визначення щільності потоку швидких нейтронів для конфігурації № 2 (рис. 10 і 11).

Проведено порівняння щільності потоку швидких нейтронів ($E > 0,4 \text{ MeV}$) у матеріалознавчому каналі для моделей з урахуванням вигорання і без (рис. 12). У моделі без урахування вигорання густину палива підбирали так, щоб забезпечити значення ефективного коефіцієнта розмноження рівним моделі з вигоранням. Для моделі без вигорання густина UO_2 становила 85,5 % від значення свіжого палива. Відхилення в щільності нейтронного потоку між моделями становило до 3 %.

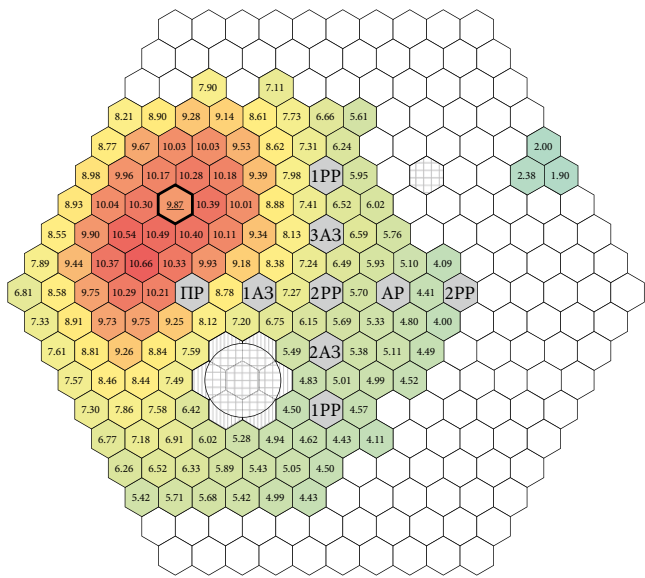


Рис. 10. Щільність потоку швидких нейтронів за конфігурації № 2 активної зони та положення OP СУЗ № 1 ($10^{12} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$)

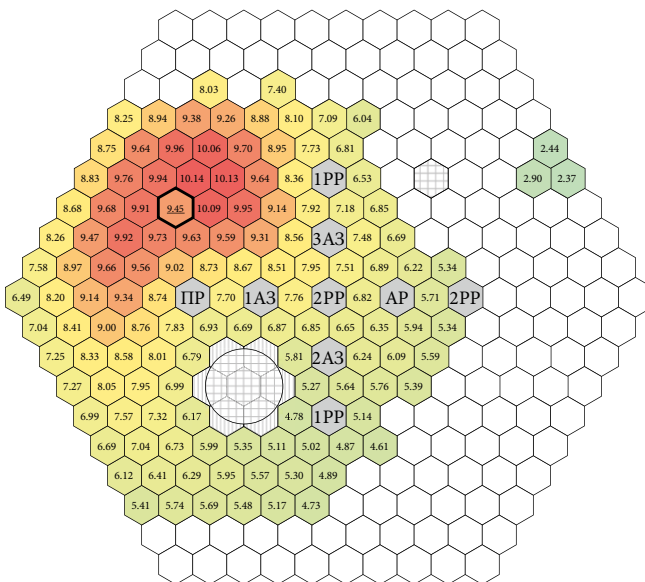


Рис. 11. Щільність потоку швидких нейтронів за конфігурації активної зони № 2 та положення OP СУЗ № 2 ($10^{12} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$)

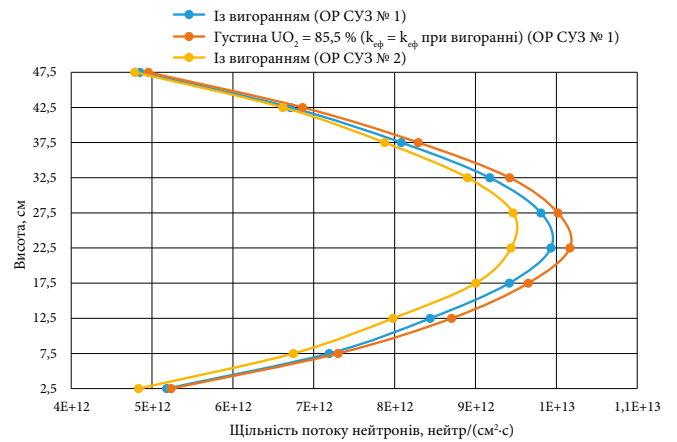


Рис. 12. Щільність швидких нейтронів ($E > 0,4 \text{ MeV}$) у матеріалознавчому каналі за конфігурації активної зони № 2

Конфігурація № 3

Дослідний канал був зміщений на одну комірку відносно до конфігурації № 2. Потоки швидких нейтронів представлено на рис. 13 і 14.

Стандартне відхилення визначення щільності потоку швидких нейтронів у розрахунках не перевищувало 0,35 %.

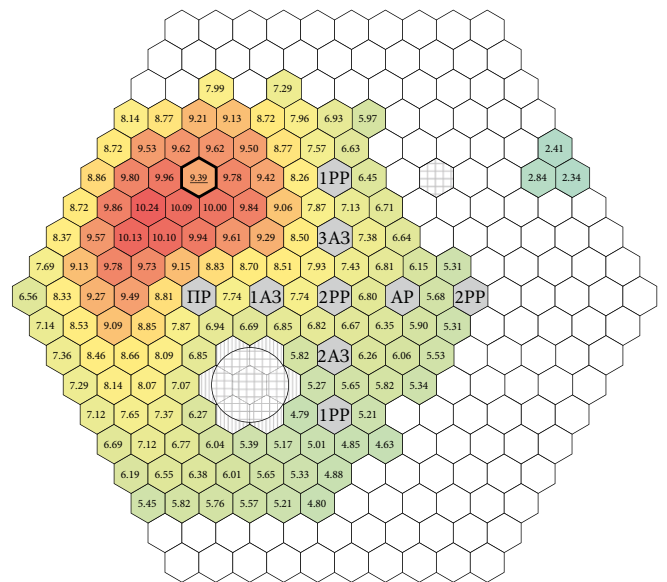


Рис. 13. Щільність потоку швидких нейтронів за конфігурації активної зони № 3 та положення OP СУЗ № 2 ($10^{12} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$)

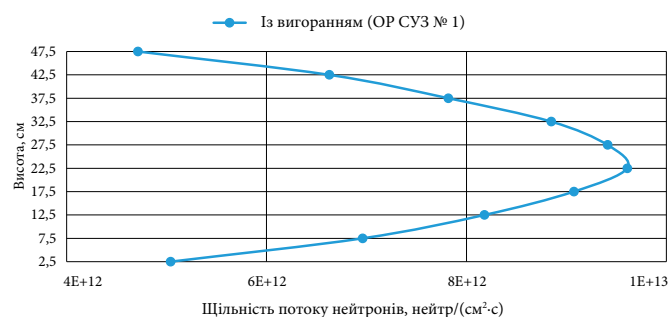


Рис. 14. Щільність швидких нейтронів ($E > 0,4$ MeV) у матеріалознавчому каналі за конфігурації активної зони № 3 та положення ОР СУЗ № 2

Таким чином, проведені дослідження дають змогу визначити місце розташування матеріалознавчого каналу в активній зоні ВВР-М для досягнення найоптимальніших умов опромінення зразків. У результаті проведених досліджень обрано конфігурацію № 2, яка забезпечує в матеріалознавчому каналі найбільшу щільність потоку швидких нейтронів.

Висновки

Для визначення нейтронно-фізичних характеристик у матеріалознавчому каналі, розташованому в активній зоні ВВР-М, застосовано нейтронно-фізичну модель ВВР-М у розрахунковому коді SCALE. Проведені розрахункові дослідження дають змогу визначити оптимальне місце розташування дослідного каналу в активній зоні ВВР-М, що дозволяє мінімізувати час опромінення для досягнення заданих умов опромінення зразків. Для тривалих за часом періодів опромінення зразків проведено дослідження зміни конфігурації нейтронного потоку за переміщення ОР СУЗ, розміщених поблизу місця розташування матеріалознавчого каналу. У моделі враховано детальне навантаження ВВР-М під час роботи з початку експлуатації ТВЗ зі збагаченням 19,7%. Результати досліджень представлено для паливного завантаження № 402, яке експлуатується з початку 2020 р.

Наведено результати визначення нейтронно-фізичних характеристик у коді SCALE, що обґрунтовують оптимальне місце розташування матеріалознавчого каналу в активній зоні ВВР-М для проведення опромінення зразків.

Список використаної літератури

1. SCALE-4.4a: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing

Evaluation, NUREG-CR-0200, Rev. 6. — Oak Ridge National Laboratory, 1998.

2. Борисенко В. І. Валідація моделі реактора ВВР-М, розробленої в коді SCALE / В. І. Борисенко, В. В. Горанчук // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — Вип. 3 (18). — С. 42–47.
3. Результати валідації розрахункових кодів SCALE і MCNP на даних критичних бенчмаркекспериментів на установці SF-9 / В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, Ю. Ф. Піонтковський, І. О. Тітінець // Ядерна енергетика та довкілля. — 2019. — Вип. 1 (13). — С. 17–22.

V. I. Borysenko¹, V. V. Goranchuk¹, E. M. Chalyi²,
V. V. Stadnik²

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

²SS "Scientific and Technical Center", SE "NNEGC 'Energoatom'", 22–24, Gogoliv'ska st., Kyiv, 01054, Ukraine

Choosing the Optimal Conditions for Irradiation of Specimens in the Material Testing Channel of the VVR-M Nuclear Reactor

The methodology for choosing the optimal conditions for irradiation of specimens in the material testing channel of the VVR-M research nuclear reactor is presented in the article. The solution to such a problem is necessary to justify the possibility of irradiation of specimens in the material testing channel under given irradiation conditions. In this case, the irradiation conditions include not only the height distribution of the neutron flux density, but also the spectrum of neutrons and the temperature of the specimen in the material testing channel. This approach optimizes the work of VVR-M reactor by placing the maximum possible number of specimens in the material testing channel for irradiation. Also, the optimization of the VVR-M operation involves choosing the location of the research channel in the VVR-M core, where, during the planned irradiation time, the maximum flux density of fast neutrons or neutrons of other energies will be reached, depending on the task.

The neutron-physical model of the research nuclear reactor VVR-M in the calculation code SCALE was used for research. The reliability in the determination of neutron-physical characteristics in the VVR-M material testing channel is confirmed by the results of validation carried out at the previous stage of research. It is

shown that in order to ensure the necessary accuracy in the determination of the neutron flux parameters in the material testing channel, it is necessary to take into account the fuel burnup, as well as the actual scheme of fuel assemblies rearranging in the VVR-M core for various fuel loads.

The results of calculations of important neutron-physical characteristics of the model of a VVR-M nuclear reactor for fuel loading, which is in operation today, on the basis of which it is possible to optimize the choice of the location of the material testing channel in the VVR-M core are presented in the article.

Keywords: VVR-M research nuclear reactor, reactor core, material testing channel, neutron flux density, fuel element, fuel assembly.

References

1. SCALE-4.4a: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, NUREG-CR-0200, Rev. 6. — Oak Ridge National Laboratory, 1998.
2. Borysenko V. I., Goranchuk V. V. (2020). [Validation of SCALE Model of VVR-M Reactor]. *Yaderna enerhetyka ta dovkillia* [Nuclear Power and the Environment], vol. 3(18), pp. 42–47. (in Ukr.)
3. Borysenko V. I., Goranchuk V. V., Piontkovskyi Yu. F., Titimets I. O. (2019). [Validation results of SCALE and MCNP calculation codes on data of benchmark critical experiments at SF-9 installation]. *Yaderna enerhetyka ta dovkillia* [Nuclear Power and the Environment], vol. 1(13), pp. 17–22. (in Ukr.)

Надійшла 16.11.2020

Received 16.11.2020

Т. В. Пирогов¹, О. В. Корольов²

¹ДП «Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування», просп. Героїв Сталінграда, 64/56, Київ, 04213, Україна

²Одеський національний політехнічний університет, просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044, Україна

Аналіз термонапруженого стану елементів фланцевих з'єднань теплообмінників аварійного розхолодження під час аварійних ситуацій реакторної установки ВВЕР-1000

Ключові слова:

теплообмінник аварійного розхолодження, термонапружений стан, розрахункове обґрунтування безпечної експлуатації, фланцеві з'єднання.

У ході робіт з оцінки статичної міцності елементів фланцевих з'єднань Дн2130 та Дн2080 теплообмінників аварійного розхолодження (ТОАР) 08.8111.335 СБ установлено, що існує перевищення допустимих значень напружень. Ці розрахунки статичної міцності виконано за допомогою методу скінченних елементів (МСЕ). Аналіз статичної міцності фланцевих з'єднань проводився з урахуванням проектних значень затягу шпильок, що дорівнюють 22 527 та 8 836 кгс відповідно. У той же час одним з основних призначень ТОАР реакторної установки (РУ) ВВЕР-1000 є робота під час аварійних ситуацій (АС). Аналіз АС РУ ВВЕР-1000 показав, що найбільші значення зміни параметрів робочих середовищ ТОАР відповідають АС «Режим великої течі: Двосторонній розрив ГЦТ». Виходячи з цього, розглядали термонапружений стан теплообмінників саме для цієї АС. Для визначення термонапруженого стану елементів ТОАР під час АС РУ виконували розрахунки міцності в нестационарній постановці завдання. Однією з граничних умов для цих розрахунків міцності є розподіл температур по товщині та довжині стінок елементів теплообмінника, що змінюється в часі. Для визначення даних граничних умов виконувалися числові теплогідрравлічні розрахунки. Авторами статті вперше отримано результати розрахунків термонапруженого стану окремих елементів ТОАР для роботи під час АС РУ. Установлено, що елементи фланцевого з'єднання Дн2130 є одними з найбільш критичних елементів ТОАР. Для визначення термонапруженого стану елементів теплообмінників виконано аналітичні теплові, числові теплогідрравлічні та міцнісні розрахунки за допомогою МСЕ. У результаті аналізу виконаних розрахунків міцності зроблено висновок про необхідність зниження значення затягу шпильок фланцевого з'єднання Дн2130 до 14 600 кгс для виконання умов безпечної експлуатації ТОАР під час АС РУ ВВЕР-1000.

Вступ

У роботі [1] вперше розглянуто термонапружений стан теплообмінників аварійного розхолодження (ТОАР) реакторної установки ВВЕР-1000

в умовах нормальної експлуатації. Аналіз викладених у роботі результатів показав, що в елементах фланцевих з'єднань Дн2130 та Дн2080 є перевищення допустимих значень напружень. У той же час слід відзначити, що в роботі розглядалася статична по-

© Т. В. Пирогов, О.В. Корольов, 2020

становка завдання з використанням паспортних розрахункових параметрів середовищ теплообмінників, які є максимальними їхньої безпечної експлуатації.

Одним з основних призначень ТОАР є аварійне охолодження активної зони реактора та тривале відведення від неї залишкових тепловиділень у разі аварійних ситуацій (АС) реакторної установки (РУ), тобто робота теплообмінників під час нестаціонарних теплогідралічних процесів. Аналіз АС РУ ВВЕР-1000 з ТОАР, наведений у роботі [2], показав, що найбільші значення температури теплоносія на вході в теплообмінники відповідають АС «Режим великої течі: Двосторонній розрив ГЦТ». Тобто ця АС є найбільш консервативною з точки зору зміни параметрів робочих середовищ у теплообмінниках. Значення температури теплоносія в ТОАР у разі АС «Режим великої течі: Двосторонній розрив ГЦТ», прийняте рівним значенню температури середовища бака-приямка ГА-201, отриманому відповідно до документа [11]. Значення температури середовища бака-приямка, яке потрапляє в ТОАР, визначене для варіанта роботи трьох каналів системи аварійного охолодження зони.

У попередній роботі [1] розглядалася лише стаціонарна постановка задачі з розрахункового обґрунтування безпечної експлуатації ТОАР. У цих розрахунках не були враховані реальні зміни параметрів середовищ у теплообмінниках. Виходячи з цього, у цій роботі ставиться завдання щодо визначення термонапруженого стану найбільш напруженого

фланцевого з'єднання ТОАР під час нестаціонарних теплогідралічних процесів, що відповідають роботі теплообмінників під час АС «Режим великої течі: Двосторонній розрив ГЦТ». Ця АС прийнята як найбільш консервативна АС РУ ВВЕР-1000 з точки зору зростання параметрів робочих середовищ у ТОАР.

Розв'язання нестаціонарної задачі з визначення термонапруженого стану окремих елементів ТОАР під час АС «Режим великої течі: Двосторонній розрив ГЦТ»

ТОАР є кожухотрубними теплообмінниками зворотнотічного типу, що мають плаваючу головку та зовнішню й внутрішню обичайки корпусу (рис. 1).

Аналіз конструкції та умов експлуатації ТОАР показав, що фланцеві з'єднання Дн2080 входять до складу елементів трубного простору — зона 2. У ньому тече технічна вода, температура якої в умовах протікання нестаціонарного процесу, що розглядається, змінюється від 40 до 60 °С. У той же час фланцеві з'єднання Дн2130 входять до складу елементів міжтрубного простору та з'єднані з зовнішньою обичайкою — зона 1. У міжтрубному просторі ТОАР протікає теплоносій, який за нестаціонарного процесу АС «Режим великої течі: Двосторонній розрив ГЦТ» має більшу зміну температури: від 109 °С на вході в теплообмінник до 76 °С на виході з нього. З огляду на це, є доцільним у першу чергу визначати термонапружений стан елементів фланцевих з'єднань Дн2130.

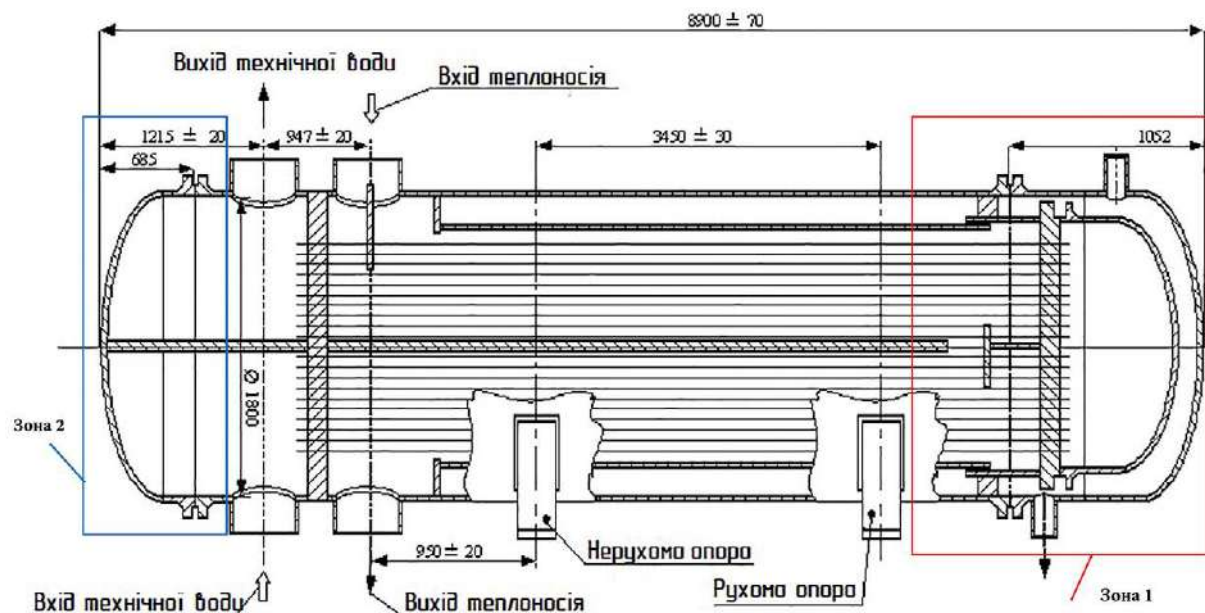


Рис. 1. Загальний вигляд ТОАР

Для вирішення поставленого завдання розроблено тривимірну розрахункову модель окремих елементів ТОАР, до складу яких входять фланцеві з'єднання Дн2130.

Однією з граничних умов під час визначення термонапруженого стану елементів теплообмінників є розподіл температури по товщині та довжині стінок його елементів. Для вирішення цього завдання виконуються числові теплогідрравлічні розрахунки за допомогою методу скінченних елементів (МСЕ). Для цього будується тривимірна модель теплообмінника, яка враховує робочі тіла внутрішніх середовищ.

Виходячи з того, що об'єктом дослідження є тільки елементи фланцевих з'єднань Дн2130 ТОАР, авторами запропоновано виконувати розрахунки температурних полів не в усьому теплообміннику, а тільки в окремих його елементах, що входять до зони 1 (див. рис. 1). Пропонується виконувати це завдання за допомогою поєднання аналітичних та числових теплогідрравлічних розрахунків. Враховуючи те, що ТОАР має симетричну конструкцію, використовувалися додаткові граничні умови симетрії, що дає змогу додатково спростити розрахункову модель.

Розрахункова модель зони 1 включає в себе робочі тіла середовищ трубного та міжтрубного просторів ТОАР, а також його корпусні елементи. Загальний вигляд корпусних металевих елементів розрахункової моделі, яка містить фланцеве з'єднання Дн2130, наведено на рис. 2. Ця модель має 4027 666 вузлів і 6046 546 скінченних елементів та враховує три комірки в граничному шарі рідини та не менш ніж три елементи по товщині стінок елементів теплообмінника.

Для вирішення поставленого завдання з визначення термонапруженого стану елементів теплообмінника використовувалися числові теплогідрравлічні розрахунки, виконані за допомогою МСЕ. Для виконання таких розрахунків використовувалася математична модель потоку рідини, в основі якої лежать осереднені за Рейнольдсом рівняння Нав'є — Стокса для нестисливої рідини. Вони представлені рівняннями нерозривності, зміни кількості руху та збереження енергії.

Виходячи з того, що рідини в теплообміннику рухаються турбулентно, для моделювання впливу турбулентності та опису турбулентного граничного шару на твердих поверхнях приймається напівемпірична модель $k-\omega$ Ментера [3, 4]. Ця модель забезпечує достатню точність результатів та ефективну збіжність ітераційного процесу навіть при досить грубих сітках та за помірної розрядності граничного шару [5].



Рис. 2. Загальний вигляд металевих елементів скінченноелементної розрахункової моделі зони 1 ТОАР

Теплопередача в корпусі моделюється рівнянням теплопровідності, для вирішення якого використовуються граничні умови третього роду (використовують задані значення температур та коефіцієнта тепловіддачі):

$$\frac{d}{dt}(\rho c_p T) = \frac{d}{dx_j} \left(\lambda \frac{dT}{dx_j} \right) + qv, \quad (1)$$

де t — час; x_j — декартові координати; ρ — густина; c_p — теплоємність за постійного тиску; T — температура; λ — теплопровідність; qv — тепловий потік.

Для вирішення спільної задачі теплогідрравлики та теплопровідності на границі між рідиною та елементами корпусу теплообмінника приймається рівність температур і теплових потоків.

Граничними умовами для виконання числових теплогідрравлічних розрахунків є витрата, тиск та температура рідини на вході в міжтрубний і трубний простори. Виходячи з того, що характеристики теплоізоляції корпусу теплообмінника невідомі, консервативно приймалося, що ззовні теплообмінник не має теплоізоляції та обдувається повітрям із температурою 35 °С природною конвекцією.

Для визначення значень температур на вході в міжтрубний і трубний простори розрахункової моделі виконувалися аналітичні теплові розрахунки. За допомогою цих розрахунків визначається середнє значення температури середовищ у заданому перерізі теплообмінника. Надалі результати, отримані аналітичним шляхом, є граничними умовами для виконання числових теплогідрравлічних розрахунків МСЕ.

Сформулюємо математичну модель аналітичного теплового розрахунку з визначення температур

по перерізу кожухотрубних теплообмінників зворотнотічного типу.

Запишемо формулу різниці температур, що змінюються по довжині теплообмінника, відповідно до [6]:

$$\Delta t = \Delta t_0 e^{-mkF}, \quad (2)$$

де $\Delta t = t_2 - t_1$ — різниця температур середовищ трубного та міжтрубного просторів теплообмінника в одній точці його довжини, °С; $\Delta t_0 = t_2'' - t_1'$ — різниця температур на кінці теплообмінника, де t_1' — початкова температура рідини, що нагрівається, t_2'' — кінцева температура рідини, що віддає тепло; $m = \frac{1}{G_1 c_{p1}} - \frac{1}{G_2 c_{p2}}$, с·град/Дж — константа, k — коефіцієнт теплопередачі, F — площа поверхні теплообміну, м²; G_1, G_2 — масова витрата рідин, кг/с; c_{p1}, c_{p2} — питомі теплоємності рідин, Дж/(кг·град).

Використаємо формулу теплового балансу теплообмінника:

$$Q = G_1 c_{p1} (t_1'' - t_1') = G_2 c_{p2} (t_2' - t_2''), \quad (3)$$

де t_2' — початкова температура рідини, що віддає тепло; t_1'' — кінцева температура рідини, що нагрівається.

З формул (2) та (3) можна визначити значення температур по перерізу теплообмінника в заданих точках довжини його теплообмінних елементів:

$$t_1 = t_1' + \frac{G_2 c_{p2}}{G_1 c_{p1}} (t_2'' - t_2'),$$

$$t_2 = \frac{t_1' - \frac{G_2 c_{p2}}{G_1 c_{p1}} t_2'' + (t_2'' - t_1') e^{-mkF}}{1 - \frac{G_2 c_{p2}}{G_1 c_{p1}}}, \quad (5)$$

де t_1 — температура рідини, що нагрівається, у заданій точці довжини теплообмінника, °С; t_2 — температура рідини, що віддає тепло, у заданій точці довжини теплообмінника, °С.

Для визначення температур по заданому перерізу ТОАР, що відповідає входу в міжтрубний та трубний простори розрахункової моделі, скористаємося значеннями температур на вході в патрубки трубного та міжтрубного просторів теплообмінника. Дані температури визначалися відповідно до даних, наведених у роботах [2, 7]. Температура технічної води на вході в ТОАР (температура t_1), яка потрапляє в трубний простір, дорівнює +40 °С і є незмінною. Темпе-

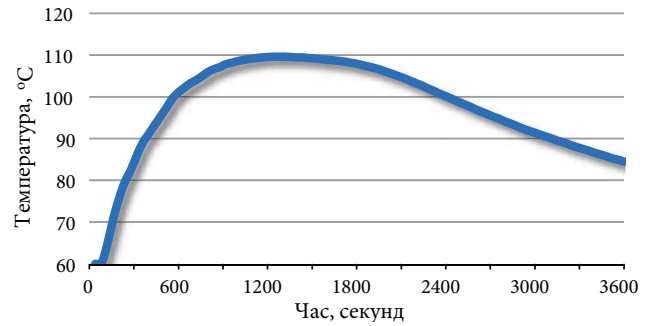


Рис. 3. Зміна температури теплоносія, який надходить у міжтрубний простір теплообмінника, у часі

ратура теплоносія (температура t_2'), який надходить у міжтрубний простір теплообмінника, змінюється відповідно до графіка на рис. 3 [2].

Виходячи з вищенаведеного, за допомогою рівнянь (2) — (4) визначимо температури середовищ міжтрубного та трубного просторів по заданому перерізу ТОАР. Основні параметри середовищ, що використовуються в чисельних теплогідравлічних розрахунках, що отримані відповідно до положень документів [2, 7, 8] і враховують похибку ± 1 °С, наведено в табл. 1. Робочим середовищем міжтрубного та трубного просторів теплообмінника є вода.

Таблиця 1. Основні розрахункові параметри середовищ міжтрубного та трубного просторів

Середовище теплообмінника	Тиск, МПа	Температура на вході, °С	Витрата води, т/год
Міжтрубний простір	2,1	+56 → +95 → +75	1 750
Трубна частина	0,5	+41 → +46 → +44	3 000

У результаті виконаних числових теплогідравлічних розрахунків отримано розподілення температурних полів по товщині та довжині стінок елементів теплообмінника. Графічний вигляд розподілу температурних полів в елементах розрахункової моделі, отриманих для різних моментів роботи теплообмінника, наведено на рис. 4.

Використовуючи отриманий розподіл температурних полів по товщині стінок елементів ТОАР, можна виконати розрахунки міцності з метою визначення термонапруженого стану елементів фланцевого з'єднання Дн2130. Ці розрахунки міцності ви-

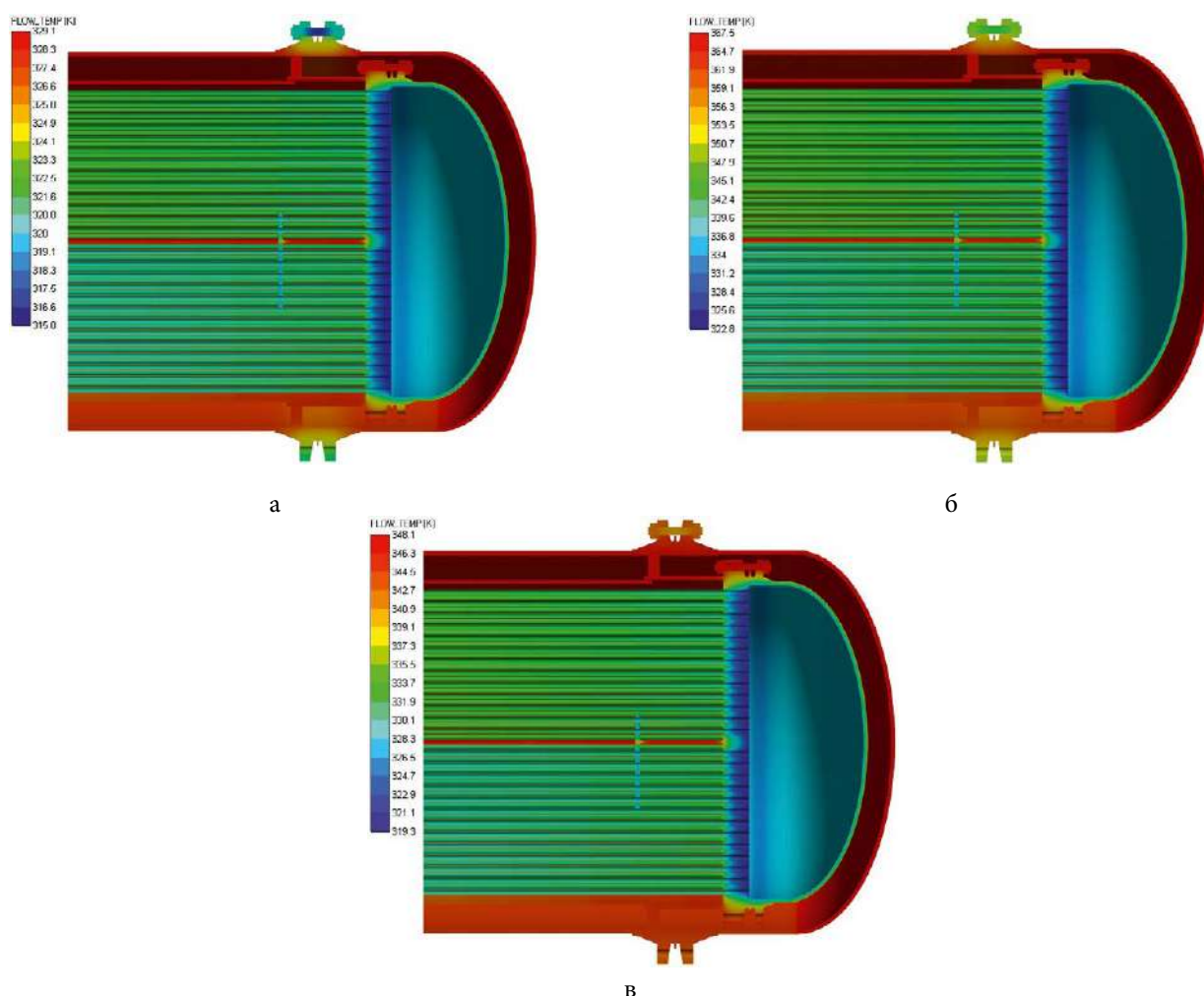


Рис. 4. Розподіл температурних полів в елементах розрахункової моделі теплообмінника:
а — на 1-й с; б — на 1 300-й с; в — на 3 600-й с

конувалися в нестационарній постановці задачі, де розподіл температур в елементах теплообмінника змінювався в часі, а тиск середовищ мав постійні значення. Як силові граничні умови розрахункової моделі враховувалися: тиск середовищ; розподіл температур в елементах теплообмінника; зусилля затягнення шпильок фланцевих з'єднань.

Відповідно до документа [9] шпильки фланцевих з'єднань Дн2130 повинні затягуватися моментом 246 кг·м, що відповідає силі попереднього затягу 22 527 кгс.

Графічний вигляд розподілу еквівалентних напружень SMAXTAU в елементах ТОАР та елементах фланцевого з'єднання Дн2130 зокрема, який відповідає 1 300-й секунді розрахунку, наведено на рис. 5 і 6.

Результати розрахунку напружень в елементах фланцевого з'єднання Дн2130 та порівняння з до-

пустимими значеннями відповідних груп категорій напружень, отриманими відповідно до положень норм [10], наведено в табл. 2.

Як видно з отриманих результатів, для проектного значення затягу шпильок, що дорівнює 22 527 кгс, в елементах фланцевого з'єднання Дн2130 спостерігається перевищення допустимих значень у деяких групах напружень. Це також підтверджується результатами раніше виконаних статичних розрахунків міцності елементів фланцевого з'єднання Дн2130, наведених у роботі [1].

Розглянемо термонапружений стан елементів фланцевого з'єднання Дн2130 під час АС «Режим великої течі: Двосторонній розрив ГЦТ» з використанням затягу шпильок 14 600 кгс. Результати розрахунку напружень в елементах фланцевого з'єднання Дн2130, отримані в результаті перерахунку, та порівняння з допустимими значеннями відповідних

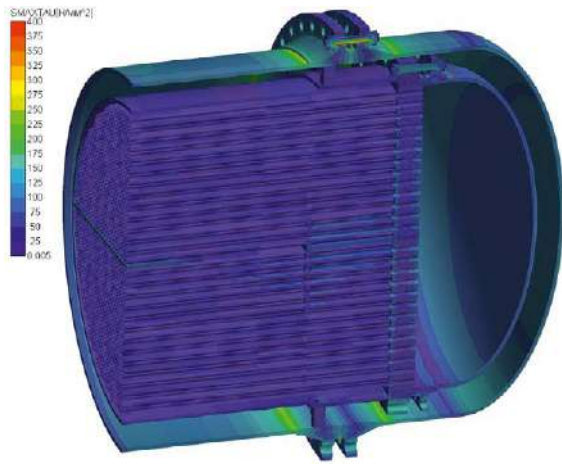


Рис. 5. Результати розрахунку еквівалентних напружень в елементах ТОАР на 1 300-й секунді

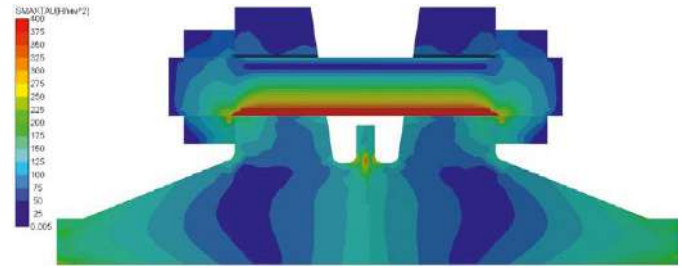


Рис. 6. Результати розрахунку еквівалентних напружень фланцевого з'єднання Дн2130 на 1 300-й секунді

Таблиця 2. Розрахункові напруження в елементах фланцевого з'єднання Дн2130 та порівняння їх з допустимими значеннями

Елемент фланцевого з'єднання	$(\sigma)_1$ або $(\sigma)_{mw}$, МПа	Допустиме напруження, МПа	$(\sigma)_2$ або $(\sigma)_{3w}$, МПа	Допустиме напруження, МПа	$(\sigma)_{RV}$ або $(\sigma)_{4w}$, МПа	Допустиме напруження, МПа
Шпилька	195,0	181,0	367,3	236,0	369,8	308,0
Зварювальна наплавка	96,4	191,0	96,2	248,0	95,4	496,0
Зварювальний вус (точка 1)	216,8	124,0	244,4	161,0	397,5	372,0
Зварювальний вус (точка 2)	218,9		236,8		385,2	

Примітка. $(\sigma)_1$ і $(\sigma)_{mw}$ — загальні мембранні напруження; $(\sigma)_2$ — загальні або місцеві мембранні та загальні згинальні напруження; $(\sigma)_{3w}$ — загальні або місцеві мембранні та загальні температурні напруження; $(\sigma)_{RV}$ і $(\sigma)_{4w}$ — розмах загальних або місцевих мембранних, загальних і місцевих згинальних, температурних напружень.

груп категорій наведених напружень, отриманими відповідно до положень норм [10], наведено в табл. 3.

Як бачимо з отриманих результатів розрахунків, найбільший внесок у термонапружений стан елементів фланцевих з'єднань ТОАР вносять як сила затягу шпильок і тиск робочого середовища, так і зміна температури середовищ, характерна для нестационарного процесу аварійного розхолодження РУ ВВЕР-1000. У той же час внесок зміни температури в часі в термонапружений стан шпильок фланцевих з'єднань є незначним. Дане твердження обумовлене тим, що зміна температур від часу відбувається поступово, а також максимальний перепад значень температур теплоносія становить приблизно на 40 °С.

Висновки

Уперше проаналізовано термонапружений стан елементів фланцевого з'єднання Дн2130 ТОАР під час АС РУ ВВЕР-1000.

Виходячи з аналізу отриманих результатів розрахунків міцності елементів фланцевого з'єднання Дн2130 можна зробити такі висновки:

- 1) спостерігається перевищення допустимих значень напружень в елементах фланцевого з'єднання Дн2130 при проектному значенні затягу шпильок;
- 2) уперше встановлено, що зміна розподілу температурних полів в елементах ТОАР, яка властива для роботи теплообмінників під час найбільш консервативної АС «Режим великої течі: Двосторон-

Таблиця 3. Розрахункові напруження в елементах фланцевого з'єднання Дн2130, отримані з використанням зтягу шпильок 14600 кгс та порівняння їх з допустимими значеннями

Елемент фланцевого з'єднання	$(\sigma)_1$ або $(\sigma)_{mv}$, МПа	Допустиме напруження, МПа	$(\sigma)_2$ або $(\sigma)_{3w}$, МПа	Допустиме напруження, МПа	$(\sigma)_{rv}$ або $(\sigma)_{4w}$, МПа	Допустиме напруження, МПа
Шпилька	126,6	181,0	237,4	236,0	255,2	308,0
Зварювальна наплавка	77,2	191,0	77,3	248,0	74,7	496,0
Зварювальний вус (точка 1)	81,6	124,0	157,9	161,0	296,4	372,0
Зварювальний вус (точка 2)	83,5		151,0		265,6	

ній розрив ГЦТ», є внеском у термонапружений стан конструкції.

Виходячи з вищенаведеного, можна в цілому зробити висновок про безпечну експлуатацію ТОАР під час АС РУ ВВЕР-1000, за умови зниження значення зтягу шпильок фланцевого з'єднання Дн2130 до 14 600 кгс.

Список використаної літератури

- Pyrohov T. V. Analysis of the static strength of the emergency-cooldown heat exchanger with the use of the design tightness value of flange-joint pins / T. V. Pyrohov // Journal of Mechanical Engineering. — 2020. — Vol. 23, No. 3. — P. 37–45.
- Analysis of accidents of the WWER-1000 reactor in which emergency cooling heat exchangers operate / T. Pyrohov, A. Korolev, V. Inyushev, V. Kurov // Technology audit and production reserves. — 2020. — № 5/1(55). — P. 43–47.
- Menter F. R. Eddy Viscosity Transport Equations and their Relation to k-ε the Model / F. R. Menter. — NASA Technical Memorandum, 1994.
- Menter F. R. Two-Equation Eddy-Viscosity Turbulence Models for Engineering Applications / F. R. Menter // AIAA Journal. — 1994. — Vol. 32, № 8. — P. 1598–1605.
- Белов И. А. Моделирование турбулентных течений: учебное пособие / И. А. Белов. — Санкт-Петербург : БГТУ, 2001. — 107 с.
- Флореа О. Расчеты по процессам и аппаратам химической технологии / О. Флореа, О. Смигельский. — Москва : Химия, 1971. — 450 с.
- Пирогов Т. В. Аналіз проектних розрахунків на міцність теплообмінника аварійного розхолодження на відповідність вимогам діючих нормативних документів в атомній енергетиці / Т. В. Пирогов, В. В. Іню-

шев, В. О. Куров, А. С. Колядюк // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — № 2 (17). — С. 30–38.

- 08.8111.335 ИЭ. Теплообменник аварийного расхоложивания. Инструкция по эксплуатации. — Москва : ВНИИИМ, 1982. — 19 с.
- 61409 PP1. Теплообменник аварийного расхоложивания. Расчет на прочность. — Москва : ВНИИИМ, 1982. — 70 с.
- ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. — Москва : Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
- 21.4.59.ОВ.02.01. Отчет по анализу безопасности. Анализ проектных аварий. Адаптация. Итоговый отчет. — НАЭК «Энергоатом», 2010. — 1910 с.

T. V. Pyrohov¹, A. V. Korolev²

¹SE "State Scientific Engineering Center for Control System and Emergency Response", 64/56, Heroiv Stalinhrada ave, Kyiv, 04213, Ukraine

²Odessa National Polytechnic University, 1, Shevchenko ave, Odessa, Ukraine, 65044

Analysis of the Thermal Stress State of the Flange Connections Elements of the Emergency Cooling Heat Exchangers During Accidents of the WWER-1000 Nuclear Installation

During the assessment of the static strength of the flange connections elements Dn2130 and Dn2080 of the emergency cooling heat exchangers 08.8111.335 SB (TOAR), it was found that there is an excess of the allowable stress values. These calculations of static strength per-

formed using the finite element method (FEM). The analysis of the static strength of the flange joints was performed taking into account the design values of the tightening of the studs, equal to 22,527 kgf and 8,836 kgf, accordingly.

At the same time, one of the main purposes of heat exchangers TOAR nuclear installation (NI) WWER-1000 is the work until accidents. The analysis of accidents of NI WWER-1000 showed that the largest values of change of parameters of environments in heat exchangers of TOAR correspond to accident "LOCA: Bilateral rupture of MCT". Based on this, we considered the thermal stress state of heat exchangers for this accident.

To determine the thermal stress state of the TOAR heat exchanger elements, during accidents of the nuclear installation, strength calculations were performed in the non-stationary formulation of the problem. One of the boundary conditions for these strength calculations is the distribution of temperatures along the thickness and length of the walls of the elements of the heat exchanger, which changes over time. Numerical thermohydraulic calculations were performed to determine these boundary conditions.

In the article for the first time the results of calculations of thermal stress state of separate elements of heat exchangers TOAR, for work of heat exchangers during accidents of nuclear installation are received. It is established that the elements of the flange connection Dn2130 are one of the most critical elements of TOAR heat exchangers. To determine the thermal stress state of the heat exchanger elements, analytical thermal calculations, numerical thermohydraulic and strength calculations were performed using the FEM method.

As a result of the analysis of the performed strength calculations, it was concluded that it is necessary to reduce the tightening value of the flanges of the flange connection Dn2130 to 14600 kgf.

Keywords: emergency cooling heat exchanger, thermal stress state, design justification for safe operation, flange connections.

References

1. Pyrohov T. V. (2020). Analysis of the static strength of the emergency-cooldown heat exchanger with the use of the design tightness value of flange-joint pins. *Journal of Mechanical Engineering*, vol. 23, no. 3, pp. 37–45.
2. Pyrohov T., Korolev A., Inyushev V., Kurov V. (2020). Analysis of accidents of the WWER-1000 reactor in which emergency cooling heat exchangers operate. *Technology audit and production reserves*, vol. 55, no. 5/1, pp. 43–47.
3. Menter F. R. (1994). *Eddy viscosity transport equations and their relation to the k-ε model*. NASA Technical Memorandum 108854.
4. Menter F. R. (1994). Two-Equation Eddy-Viscosity Turbulence Models for Engineering Applications. *AIAA Journal*, vol. 32, no. 8, pp. 1598–1605.
5. Belov I. A. (2001). *Modelirovaniye turbulentnykh tekheniy* [Modeling of turbulent flows]. Saint Petersburg: Baltic State Technical University, 107 p. (in Russ.)
6. Florea O., Smigel'skiy O. (1971). *Raschety po protsessam i apparatam khimicheskoy tekhnologii* [Calculations for processes and devices of chemical technology]. Moscow: Khimiya, 450 p. (in Russ.)
7. Pyrohov T. V., Inyushev V. V., Kurov V. O., Koliadiuk A. S. (2020). [Analysis of the emergency cooling heat exchanger design strength calculations for compliance with existing regulatory documents in nuclear power engineering requirements]. *Yaderna energetyka ta dovkillia* [Nuclear Power and the Environment], vol. 17, no. 2, pp. 30–38. (in Ukr.)
8. 088111.335 IE. *Emergency cooling heat exchanger. Instruction manual*. Moscow: VNIAM, 1982, 19 p. (in Russ.)
9. 61409 PPI. *Emergency cooling heat exchanger. Strength calculation*. Moscow: VNIAM, 1982, 70 p. (in Russ.)
10. PNAE G-7-002-86. *Standards for strength calculation of equipment and pipelines of nuclear power plants* [introduced with changes on 07.01.1987]. Moscow: Energoatomizdat, 1989, 525 p. (in Russ.)
11. 21.4.59.OB.02.01. *Safety analysis report. Analysis of design basis accidents. Adaptation*. Final report. NNEGC "Energoatom", 2010, 1910 p. (in Russ.)

Надійшла 11.11.2020

Received 11.11.2020

К. К. Ярошенко, Б. Г. Шабалін, Г. М. Бондаренко

ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України», просп. Палладіна, 34а, Київ, 03142, Україна

Дослідження процесів озонолізу органічних компонентів модельних розчинів рідких радіоактивних відходів реакторів ВВЕР

Ключові слова:

рідкі радіоактивні відходи, озоноліз та деструкція органічних сполук, етилендіамінтетраацетат натрію, щавлева кислота, синтетичні поверхнево-активні речовини, цезій, стронцій, кобальт, марганець.

Наведено результати дослідження умов окиснення озonom органічних компонентів рідких радіоактивних відходів (РРВ) на прикладі модельного розчину з імітованими розчинами щавлевої кислоти та динатрієвої солі етилендіамінтетраоцтової кислоти (ЕДТА). Установлено, що в процесі обробки органічних складових РРВ озonom відбувається зменшення величини рН, що призводить до зниження ефективності їхньої деструкції. Утримання рН на рівні вихідних значень (11–12 одиниць) шляхом постійного підлогування здатне підвищити ефективність деструкції органічних компонентів РРВ на 30 %. ЕДТА краще піддається деструкції озonom (озонолізу), ніж щавлева кислота. Деструкція органічних компонентів РРВ відбувається в два етапи: перший, більш швидкий, та другий, більш повільний. Максимальний ступінь деструкції ЕДТА в умовах експерименту становив 86 %, ступінь деструкції щавлевої кислоти — 51 %, максимальний ступінь деструкції органічних компонентів модельного розчину РРВ (ЕДТА, щавлева кислота, синтетичні поверхнево-активні речовини) становив 67 %. За рахунок співосадження та адсорбції під час озонування розчину відбувається зменшення концентрації марганцю в модельному розчині РРВ на 94,3 %, знижується активність ^{137}Cs на 26 %, а ^{90}Sr на 15,7 %, концентрація кобальту зменшується лише на 6 %.

Вступ

Сьогодні найбільш поширеними способами переробки рідких радіоактивних відходів (РРВ) вітчизняних АЕС є дистиляція (випарювання) та іонообмінна сорбція [1]. Випарювання дає можливість отримати дистилат, проте кінцевими продуктами переробки є кубовий залишок, відпрацьовані сорбенти і шлами, сольовий плав зі значною радіоактивністю, які накопичуються у великих об'ємах і не відповідають критеріям приймання їх на довгострокове зберігання та захоронення. Іонообмінна сорбція дає змогу сконцентрувати радіонукліди в невеликому об'ємі регенераційного розчину або у твердій фазі сорбенту, що спрощує кондиціонування їх для довгостроково-

го зберігання та захоронення. Проте використання іонообмінних смол утруднено високою іонною силою РРВ і наявністю зависей, органічних сполук і колоїдних часточок у розчинах.

За якісним складом РРВ водо-водяних енергетичних реакторів (ВВЕР) є суміші розчинених солей — нітрати, оксалати, карбонати, фосфати, борат натрію; суспензій — нерозчинні фосфати, оксалати і карбонати, діоксид марганцю; органічні речовини — комплекси; турбінне масло; синтетичні поверхнево-активні речовини (СПАР) — солі сульфокислот: алкільних ароматичних вуглеводнів, алкільбензолсульфонати, солі вищих жирних кислот, алкларилсульфонати, солі сульфоефірів нормальних первинних аліфатичних спиртів, алкілсульфати, на-

© К. К. Ярошенко, Б. Г. Шабалін, Г. М. Бондаренко, 2020

бір алкіларисульфокислот. РРВ містять радіоактивні нукліди, що утворюються в результаті поділу ядерного палива та взаємодії іонізуючого випромінювання палива з теплоносієм і домішками, що містяться в ньому, а також продукти активації [2]. До них, зокрема, належать: продукти поділу — ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{90}Sr та продукти активації — ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{55}Fe . Радіонукліди перебувають у вигляді простих і складних комплексних іонів, нейтральних молекул і колоїдних часточок. Для ізотопів цезію і стронцію характерна іонна форма знаходження. Радіонукліди кобальту, заліза і мангану перебувають переважно у формі органічних комплексних сполук із дезактивуєчими лігандами (головним чином з етилендіамінтетраацетатом натрію (ЕДТА) і оксалат-іонами). У разі змішування всіх цих компонентів загальний солевміст до випарювання (у трапних водах) для АЕС із реакторами типу ВВЕР може досягати 5–15 г/дм³ [3].

Відомо, що за присутності органічних лігандів і їхніх комплексів коефіцієнт сорбційного очищення від радіонуклідів може знижуватись у 4–5 разів [3]. Саме наявність органічних комплексоутворювальних лігандів у РРВ призводить до необхідності під час розробки технологічних схем очищення на перших стадіях переробки передбачити їхнє руйнування і цим виключити їхній негативний вплив на подальші процеси очищення й отримати кінцевий продукт із низькими рівнями активності, достатніми для зняття з радіаційного контролю [4]. У цілому такий підхід відповідає загальній ідеї раціоналізації у сфері поводження з радіоактивними відходами АЕС і нині реалізується на комплексах переробки РРВ кількох станцій, зокрема на Кольській та Ленінградській (РФ), Ловйса (Фінляндія), Пакш (Угорщина).

Розчини трапних вод мають високі значення рН = 11–13. За таких умов для руйнування комплексних сполук радіонуклідів і поверхнево-активних речовин (ПАР) найбільш придатним способом вважається окиснювальний розклад. Одним із найбільш ефективних способів є окиснення озоном, який має більш високу окиснювальну здатність порівняно з деякими іншими окиснювачами: окисний потенціал 2,07 В проти 1,77 В і 1,69 В для H_2O_2 і MnO_4^{2-} відповідно [5].

Вибір методу озонування для деструктивного окиснення розчинів, що містять органічні сполуки, обумовлений такими його перевагами [6]:

озонування руйнує з достатньою швидкістю більшість органічних сполук, у тому числі й комплексоутворювальні ліганди;

продукти деструкції, що утворюються під час окиснення комплексонів, не погіршують параметри наступних процесів, тому озонування може використовуватися практично на будь-якій стадії технологічної схеми очищення розчинів без погіршення загальних її показників;

продукти радикального характеру ($\cdot\text{O}$, $\cdot\text{OH}$ та ін.), що утворюються у процесі саморозпаду озону і його взаємодії з молекулами води та луку (NaOH) мають потенціал окиснення вищий, ніж в озоні (O_3), що зумовлює високу ефективність використання озону в технологічних процесах;

ступінь токсичності продуктів, що утворюються під час окиснення комплексонів озоном, є значно нижчою, ніж у вихідних реагентах;

озонування є практично безвідходним способом очищення й не потребує внесення додаткових забруднювальних компонентів у розчин;

процеси озонування досить широко використовують у промисловості для водопідготовки та обробки стічних вод;

озон ефективно окиснює органічні речовини в розчинах з підвищеним сольовим фоном.

У процесі озонування РРВ одночасно проходить кілька фізико-хімічних перетворень. Відбувається руйнування комплексів й органічних речовин, що «отруюють» сорбенти. У результаті руйнування комплексних сполук досліджувані радіонукліди переходять у форму, придатну до ефективної сорбції. Водночас відбувається утворення твердої фази гідроксидів і оксидів перехідних металів, наявних у вихідних РРВ, на яких відбувається співосадження й адсорбція радіонуклідів ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{137}Cs та ^{90}Sr .

Метою роботи є експериментальне дослідження умов окиснення озоном органічних компонентів модельних розчинів РРВ реакторів типу ВВЕР.

Об'єкти та методи дослідження

Основними органічними комплексоутворювальними лігандами у складі РРВ є ЕДТА (Трилон-Б або динатрію етилендіамінтетраацетат) та щавлева кислота. Під час дослідження деструкції окремих органічних складових РРВ використовували розчин ЕДТА 0,04 моль/дм³ і розчин щавлевої кислоти 0,02 моль/дм³.

Склад модельного розчину не упарених (трапних вод) РРВ було розраховано з даних усередненого складу РРВ чотирьох АЕС України з реакторами типу ВВЕР і наведено в табл. 1. До модельного розчину, крім

стабільних ізотопів стронцію та цезію, додавали мітку радіоактивних ізотопів ^{90}Sr та ^{137}Cs визначеної активності. Активність радіонуклідів у модельному розчині: ^{90}Sr — $3,2 \cdot 10^4$ Бк/дм³; ^{137}Cs — $3,45 \cdot 10^4$ Бк/дм³. Визначення активності ^{90}Sr та ^{137}Cs у розчинах проводили методом β -спектрометрії. Загальна мінералізація розчину становить 17,6 г/дм³; рН розчину доводили до 11,5 розчином NaOH. Також до розчину вводили фосфати з концентрацією 120 мг · Р/дм³ та СПАР — 350 мг/дм³ у складі миючих засобів — порошку для дезактивації «Захист» та прального порошку «Лотос-М» у пропорції 1 : 1. Турбінне масло до модельного розчину не додавали.

Таблиця 1. Склад вихідного модельного розчину РРВ

Компонент	Концентрація, мг/дм ³	Компонент	Концентрація, мг/дм ³	Радіонуклід	Активність, Бк/дм ³
BO ₃ ³⁻	1 500	Co (II)	36,5	⁴⁰ K	550
Na	4 600	Mn (II)	8,5	⁹⁰ Sr	32 000
K	1 000	Sr (II)	45	¹³⁷ Cs	34 500
Cl ⁻	3 500	Cs (I)	36	pH ₀ = 11,5 t = 60 °C Солевміст = 17,6 г/дм ³	
NO ₃ ⁻	1 600	Ca (II)	0,8		
SO ₄ ²⁻	4 000	Fe (III)	0,7		
P	120	ЕДТА	100		
СПАР	350	C ₂ O ₄ ²⁻	40		

* Дані отримано розрахунковим методом.

Експериментальні дослідження окиснення органічних компонентів РРВ проводили з використанням методу озонування за схемою, зображеною на рис. 1: озон отримували в генераторі озону «Крозон-2001» OZP-6Y з продуктивністю роботи 2,5 г O₃/год та подавали озono-повітряну суміш із витратою повітряного потоку 1,2 м³/год у колонку знизу (діаметр 3,5 і висота 31 см) через диспергатор. У колонку заливали 100 см³ модельного розчину та пропускали озон протягом певного часу. Після проведення озонування досліджувані розчини перенесли в конічні колби місткістю 250 см³, де вони самостійно охолоджувалися до кімнатної температури. Після цього проводили визначення рН_к за допомогою іономіра «рН-160МИ» та хімічного споживання кисню (ХСК) біхроматним методом [7]. Оскільки досліджуваний процес гетерогенний, досліди проводили з використанням інертного зернистого завантаження

(скляні кульки), що дозволило збільшити ефективність деструкції органічних компонентів РРВ шляхом збільшення площі поверхні контакту фаз досліджуваної рідини та озono-повітряної суміші, а також для покращення перемішування в системі. Для кожного проміжку часу озонування проводили окремий дослід з усіма вищевказаними діями.

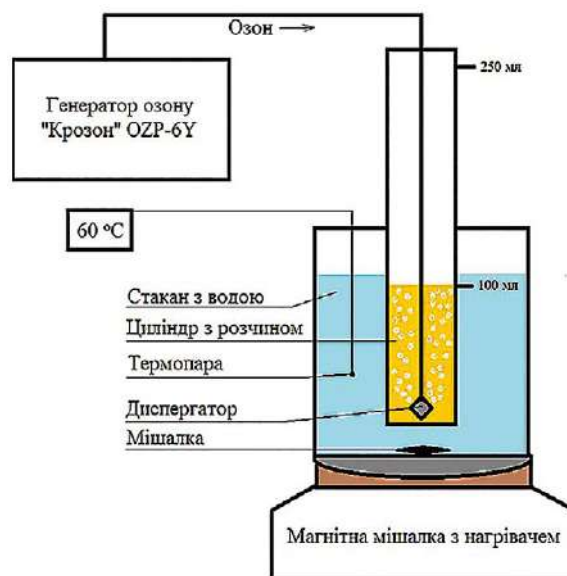


Рис. 1. Схема дослідної установки для проведення озонування

Корекція рН у бік підвищення дозволяє оптимізувати процес озонолітичної деструкції за рахунок спрямованого перетворення O₃ → ·ОН та ефективного залучення радикалів у процес окиснення. Підвищення рН призводить, по-перше, до помітного прискорення процесу і, по-друге, до підвищення ефективності використання озону, тому проведено паралельні досліди з тривалістю озонування 10, 20, 30, 40, 60, 80, 100 та 120 хв. У кожному випадку проводили контроль рН: вимикали установку та вимірювали рН. Потім доводили рН проби до початкової величини розчином NaOH, нагрівали до 60 °C і продовжували озонування. Цю операцію повторювали через кожні 20 хв озонування [4]. Після проведення експериментів з періодичним підлогуванням розраховували необхідну кількість луку для безперервної його подачі протягом озонування та повторювали експеримент із постійним підлогуванням.

Під час дослідження озонолітичної деструкції ЕДТА значення рН₀ становило 12,09, а ХСК₀ — 728 мг O/дм³, у випадку з щавлевою кислотою рН₀ — 11,40, а ХСК₀ — 94 мг O/дм³, у випадку модельного роз-

чину не упарених РРВ $pH_0 = 11,5$, а ХСК₀ — 77 мг О/дм³. Для останнього характерний вміст великої кількості солей, отже важливою характеристикою цього розчину є загальний солеміст, який становив 17,6 г/дм³.

Результати дослідження та обговорення

Дослідження ефективності деструкції органічних речовин озоном без підлюговування показало, що за періодичного підлюговування кожні 20 хв ефективність деструкції збільшується на 15–20%. Максимальна ефективність деструкції досягнута під час постійного підлюговування з утриманням значення рН на рівні 11–12 одиниць. За дві години обробки озоном із постійним підлюговуванням ефективність деструкції ЕДТА (рис. 2, а) становила 86%, у разі періодич-

ного підлюговування — 73%, без підлюговування — 58%. Слід відзначити, що повний розклад ЕДТА до N₂ і СО₂ вимагає значних енергетичних затрат (близько 120 кДж/моль комплексу ЕДТА з кобальтом [8]), і частіше за все відбувається частковий розклад, тобто до припинення комплексоутворювальної дії ЕДТА. У такому випадку можливе утворення проміжних сполук розкладу ЕДТА (наприклад, нітрилотриоцтова та амінодиоцтова кислоти) [9].

Визначено, що в процесі обробки модельного розчину РРВ озоном відбувається значне зниження рН: за дві години обробки 0,04М розчину ЕДТА (див. рис. 2, б) рН зменшилось із початкового значення 12,09 до кінцевого 4,67; при обробці 0,02М розчину щавлевої кислоти (рис. 3, б) — від 11,40 до 8,18; модельного розчину не упарених РРВ (рис. 4, б) — від

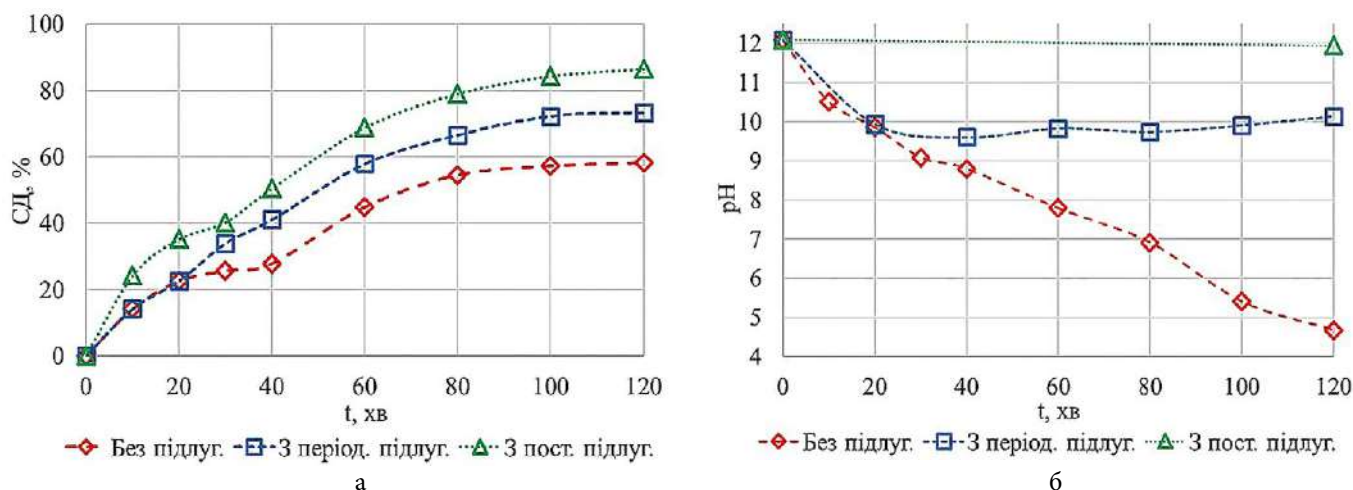


Рис. 2. Залежність ступеня деструкції (СД) ЕДТА (а) від часу озонування та зміна значень рН розчину (б) у процесі озонування

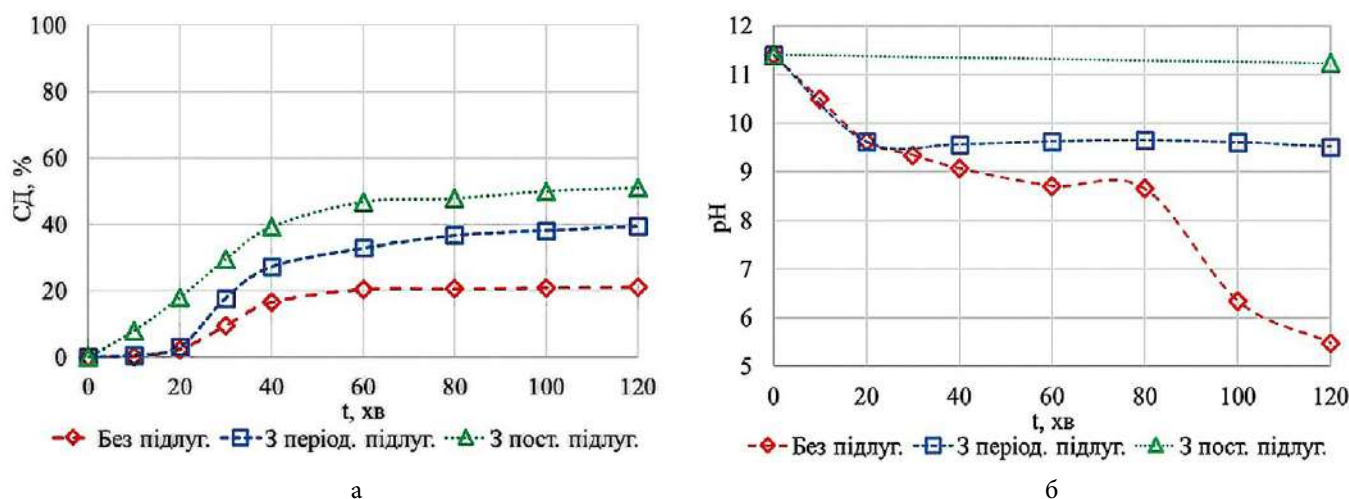


Рис. 3. Залежність СД щавлевої кислоти (а) від часу озонування та зміна значень рН розчину (б) у процесі озонування

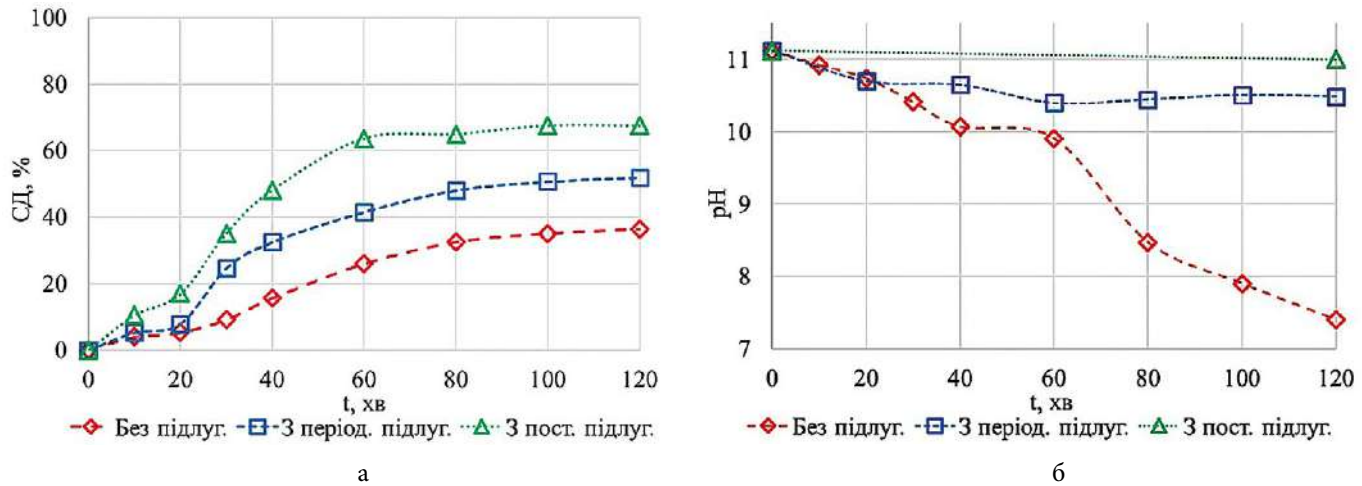


Рис. 4. Залежність СД органічних компонентів модельного розчину не упарених РРВ від часу озонування (а) та зміна значень рН розчину (б) у процесі озонування

11,5 до 6,34. Це можна пояснити тим, що в процесі пропускання через розчин озono-повітряної суміші відбувається розчинення значної кількості вуглекислого газу, який утворює в разі взаємодії з водою вуглекислоту або взаємодії озону з азотом повітря з подальшим утворенням у розчині азотної кислоти [10].

Оскільки за деструкції органічних речовин озonom відбувається значне зниження рН розчину, що в результаті знижує ефективність деструкції, було вирішено провести паралельні дослід з утриманням на рівні рН₀ (11–12 одиниць) двома способами — періодичним і постійним підлугуванням.

Ефективність деструкції щавлевої кислоти (див. рис. 3, а) за постійного підлугування становила 51 %, у разі періодичного підлугування — 39 %, без підлугування — 21 %. Таким чином, деструкція озonom ЕДТА як з підлугуванням, так і без нього відбувається набагато ефективніше, ніж деструкція щавлевої кислоти, оскільки ЕДТА має значно більше циклів з молекулою ліганду, ніж щавлева кислота, тому і значно краще піддається озонуванню.

Деструкція ЕДТА (див. рис. 2, а), щавлевої кислоти (див. рис. 3, а) та модельного розчину РРВ (див. рис. 4, а) як під час підлугування, так і без нього відбувається в два етапи: перший, більш швидкий, та другий, більш повільний. Перший етап закінчується відповідно для ЕДТА на 30-у хвилину, для щавлевої кислоти — на 40-у хвилину, для модельного розчину — на 20-у хвилину озонування. Наявність двох етапів за деструкції озonom можна пояснити тим, що швидкість витрати ·ОН-радикалів більша, ніж швидкість деструкції органічних речовин, тому зниження швидкості на другому етапі пояснюється

необхідністю накопичення цих радикалів. З іншого боку, наявність двох етапів може бути обумовлена утворенням продуктів деструкції органічних речовин. На першому етапі протікає накопичення їх, тобто озон витрачається тільки на окиснення вихідних органічних речовин. На другому, коли продукти деструкції вже накопичені в суттєвій кількості, озон витрачається як на руйнування вихідних органічних речовин, так і на окиснення проміжних продуктів.

Дослідження утворення проміжних продуктів деструкції та швидкості утворення вільних радикалів у цій роботі не здійснювалось, тому однозначно визначити роль кожного процесу в загальній деструкції ЕДТА та щавлевої кислоти неможливо. Остаточну відповідь можна отримати лише після проведення більш детальних досліджень. Найменша тривалість першого етапу деструкції органічної складової для модельного розчину РРВ (див. рис. 4, а) вірогідно є наслідком того, що в цьому розчині значний відсоток органічних речовин становлять СПАР, які відносно легко піддаються деструкції озonom. Так, уже через годину озонування в модельному розчині не упарених РРВ практично повністю припинялось піноутворення, що може свідчити про практично повну деструкцію СПАР, що містились у вихідному розчині.

Для модельного розчину не упарених РРВ ефективність становила відповідно 67 % за постійного підлугування, 52 % за періодичного підлугування та 36 % без підлугування (див. рис. 4, а).

Проведені дослідження показали, що вплив підлугування на ступінь деструкції практично не залежить від часу озонування, оскільки різниця між ступенем деструкції без підлугування та ступенем

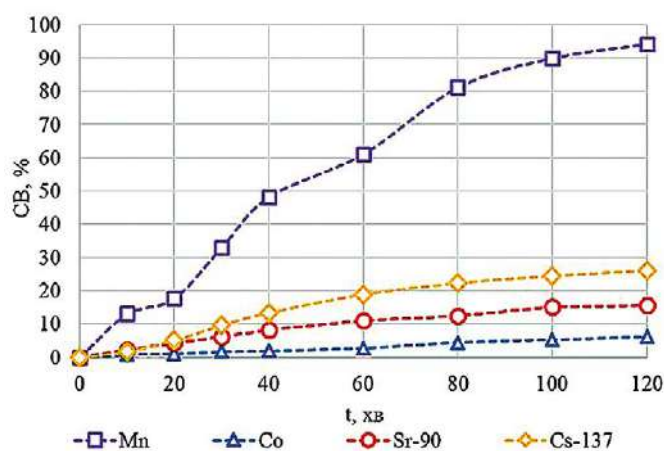


Рис. 5. Вплив тривалості озонування на ступінь видалення радіонуклідів із розчину

деструкції з підлогуванням практично однакова в усіх точках.

У процесі обробки органічних речовин озоном утворюються нанорозмірні аморфні осади на основі оксигідратів заліза Fe (II) і Fe (III) [11], на поверхні яких відбувається фіксація радіонуклідів за рахунок процесів співосадження та адсорбції. Тому було вирішено дослідити зміну концентрацій кобальту, мангану та активності ^{90}Sr , ^{137}Cs (рис. 5) під час обробки модельного розчину не упарених РРВ озоном. Визначено, що за озонування відбувається окиснення та зменшення концентрації мангану в модельному розчині РРВ на 94,3%. За рахунок співосадження та адсорбції в модельному розчині РРВ знижується активність ^{137}Cs на 26%, а ^{90}Sr на 15,7%. Концентрація кобальту зменшується лише на 6% протягом експерименту, що можна пояснити утворенням надзвичайно стійких і стабільних комплексних сполук кобальту в розчинах з ЕДТА та щавлевою кислотою (ряд Ірвінга — Вільямса), а також із проміжними продуктами їхнього розпаду, які також утворюють комплексні сполуки з радіонуклідами [12].

Висновки

1. Установлено, що в процесі обробки органічних речовин озоном відбувається значне зниження рН, що призводить до зниження ефективності деструкції.

2. Визначено, що найвища ефективність деструкції органічних компонентів РРВ досягається за постійного підлогування розчину та утримання рН на рівні 11–12.

3. Одержано дані, що максимальний ступінь деструкції ЕДТА в умовах експерименту значно ви-

щий (86%), ніж для щавлевої кислоти (51%), а максимальний ступінь деструкції органічних компонентів (ЕДТА, щавлева кислота, СПАР) модельних розчинів РРВ становив 67%.

4. Деструкція органічних компонентів РРВ відбувається у два етапи: швидкий (до 40–60 хв експерименту) та повільний, що ймовірно пов'язано зі швидким використанням радикалів ($\cdot\text{OH}$ та $\cdot\text{O}$) на першому етапі деструкції та необхідністю накопичення їх на другому етапі.

5. Визначено, що під час озонування відбувається окиснення та зменшення концентрації манганцю в модельному розчині РРВ на 94,3%. За рахунок співосадження та адсорбції в модельному розчині РРВ знижується активність ^{137}Cs на 26%, а ^{90}Sr на 15,7%. Концентрація кобальту зменшується на 6%.

6. Припинення піноутворення через годину озонування свідчить про практично повну деструкцію СПАР вихідного модельного розчину РРВ.

Список використаної літератури

1. Поводження з радіоактивними відходами при експлуатації АЕС ДП «НАЕК «Енергоатом»: звіт. — Київ, 2016. — 137 с.
2. Ахмедзянов В. Р. Обращение с радиоактивными отходами: учебное пособие / В. Р. Ахмедзянов, Т. Н. Лашёнова, О. А. Максимова. — Москва: Энергия, 2008. — 284 с.
3. Никифоров А. С. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов / А. С. Никифоров, В. В. Куличенко, М. И. Жихарев. — Москва: Энергоатомиздат, 1985. — 184 с.
4. Андронов О. Б. О создании современной системы обращения с жидкими радиоактивными отходами на АЭС Украины. Постановка задачи / О. Б. Андронов // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2015. — Вып. 24. — С. 32–41.
5. Рабинович В. А. Краткий химический справочник / В. А. Рабинович, З. Я. Хавин. — Москва: Химия, 1977. — 376 с.
6. Метод ионоселективной очистки жидких радиоактивных отходов атомных станций / А. Э. Арустамов, А. В. Зинин, П. В. Красников [и др.] // Безопасность жизнедеятельности. — 2005. — № 4. — С. 23–31.
7. Запольський А. К. Фізико-хімічні основи технології очищення стічних вод / А. К. Запольський, Н. А. Мішкова-Клименко, І. М. Астрелін, М. Т. Брик. — Київ: Лібра, 2000. — 552 с.
8. Гидротермальное окисление комплексов Со-ЭДТА / В. А. Авраменко, А. В. Войт, Е. Э. Дмитриева

- [и др.] // Доклады Академии наук. — 2008. — Т. 418. — № 3. — С. 1–4.
9. Simultaneous recovery of heavy metals and degradation of organic species copper and ethylenediaminetetraacetic acid (EDTA) / A. J. Chandhary, J. D. Donoldson, S. M. Grimes [et al.] // *Journal of Chemical Technology and Biotechnology*. — 2000. — Vol. 75. — № 5. — P. 353–385.
 10. Исследование изменения рН воды при озонировании / А. В. Шабалина, Е. Д. Фахрутдинова, М. И. Федотова [и др.] // *Вестн. Томск. гос. ун-та.* — 2013. — № 375. — С. 200–203.
 11. Плотников В. И. Радиохимическое исследование соосаждения микроколичеств некоторых гидролизующихся элементов с гидроксидами и оксидами металлов / В. И. Плотников, И. И. Сафонов // *Радиохимия*. — 1983. — № 2. — С. 161–170.
 12. Martell A. E. *Critical stability constants. Volume. 3* / A. E. Martell, R. M. Smith. — New York : Plenum Press, 1974. — 496 p.

K. K. Yaroshenko, B. G. Shabalin, G. M. Bondarenko

SI "Institute of Environmental Geochemistry of NAS of Ukraine", 34a, Palladin ave., Kyiv, 03142, Ukraine

Investigation of the Processes of Organic Components Ozonolysis of Liquid Radioactive Waste Model Solutions of VVER Reactors

The article highlights the problem of reprocessing of liquid radioactive waste (LRW) from the Ukrainian nuclear power plants with VVER reactors. The main method of these LRW treatment is distillation (evaporation) and ion exchange sorption. The final products of LRW processing by distillation are distillation residues, spent sorbents and sludges, and salt melt with significant radioactivity accumulated in large volumes, which do not meet the long-term storage and disposal criteria. So, it is necessary to develop a new, more efficient LRW treatment scheme that can solve the problems of large volumes of LRW and transfer waste to a state suitable for long-term storage and disposal. One of the important and challenging problems of LRW treatment is the presence of organic components (ethylenediaminetetraacetic acid (EDTA), oxalic acid, synthetic surfactants (SPAR) in the waste, since these substances complicate removal of radionuclides from the LRW. The results of investigation of ozonolysis conditions of LRW organic components are presented on the example

of a model solution with imitated solutions of disodium salt of ethylenediaminetetraacetic acid and ethane diacid. It was established, that ozonation of organic components of LRW results in decreasing of pH value, which causes reduction of their destruction efficiency. Control of the pH values at the initial level (11–12 units) by permanent alkalifying can increase the ozonolysis efficiency of LRW organic components in 30%. EDTA is better destructed by ozone than ethane diacid. Destruction of LRW organic components progresses in two stages: the first is fast and second is low. The maximum of EDTA destruction degree, in the experimental conditions, was 86%; destruction degree of ethane diacid — 51%; maximum of LRW model solution organic components (EDTA, ethane diacid, synthetic surface-active reagent) destruction degree was 67%. Due to co-precipitation and adsorption during the solution ozonizing, decrease in Mn concentration in LRW model solution reaches 94.3%, ¹³⁷Cs activity decreases by 26%, and ⁹⁰Sr — 15.7%, concentration of Co decreases only by 6%.

Keywords: liquid radioactive waste, ozonolysis and destruction of organic components, sodium ethylenediaminetetraacetate, oxalic acid, synthetic surfactants, cesium, strontium, cobalt, manganese.

References

1. *Treatment with liquid radioactive wastes in exploitation of nuclear power plants by SE "NNEGC 'Energoatom'".* Kyiv, 2016, 137 p. (in Ukr.)
2. Ahmedzyanov V. R., Laschenova T. N., Maximova O. A. (2008). *Obrashenie s radioaktivnymi othodami* [Treatment with radioactive waste]. Moscow: Energy, 284 p. (in Russ.)
3. Nikiforov A. S., Kulichenko V. V., Zhyharev M. I. (1985). *Obezvrezhivanie zhidkih radioaktivnykh othodov* [Decontamination of liquid radioactive wastes]. Moscow: Energoatomizdat, 184 p. (in Russ.)
4. Andronov O. B. (2015). [About creation of modern system for treatment with liquid radioactive waste on nuclear power plants of Ukraine. Goal setting]. *Problemy bezpeky atomnykh elektrostantsiy i Chornobylya* [Problems of Nuclear Power Plants' Safety and of Chornobyl], vol. 24, pp. 32–41. (in Russ.)
5. Rabinovich V. A., Havin Ya. Z. (1977). *Kratkij himicheskij spravochnik* [Quick chemical reference book]. Moscow: Chemistry, 376 p. (in Russ.)
6. Arustamov A. E., Zinin A. V., Krasnikov P. V., Prilepo Yu. P., Perevezencev V. V., Savkin A. E., Svitcov A. A., Hubecov S. B. (2005). Method of ion-selective purification

- of liquid radioactive waste of nuclear power plants. *Bezopasnost zhiznedeyatelnosti* [Life safety], vol. 4, pp. 23–31. (in Russ.)
7. Zapolskyi A. K., Mishkova-Klimenko N. A., Astrelin I. M., Bryk M. T. (2000). *Fyzyko-khimichni osnovy tekhnolohii ochyshchennia stichnykh vod* [Physico-chemical basis of technology of purification of waste waters]. Kyiv: Libra, 552 p. (in Ukr.)
 8. Avramenko V. A., Voyt A. V., Dmitrieva E. Je., Dobrzanskiy V. G., Majorov V. S., Sergienko V. I., Shmatko S. I. (2009). [Hydrothermal oxidation of complexes of Co-EDTA]. *Doklady Akademii nauk* [Report of Academy of Sciences], vol. 418, no. 3, pp. 1–4. (in Russ.)
 9. Chandhary A. J., Donaldson J. D., Grimes S. M., Hassan M., Spencer R. J. (2000). Simultaneous recovery of heavy metals and degradation of organic species copper and ethylenediaminetetra-acetic acid (EDTA). *Journal of Chemical Technology and Biotechnology*, vol. 75, no. 5, pp. 353–385.
 10. Shabalina A. V., Fahrutdinova E. D., Fedotova M. I., Belova K. A., Bykova P. V. (2013). Investigation of change of water pH in ozonizing. *Vestnik Tomskogo gosudarstvennogo universiteta* [Bulletin of Tomsk State University], vol. 375, pp. 200–203. (in Russ.)
 11. Plotnikov V. I., Safonov I. I. (1983). Radiochemical investigation of co-deposition of microquantity of some hydrolysable elements with hydroxide and oxides of metals. *Radiochemistry*, no. 2, pp. 161–170. (in Russ.)
 12. Martell A. E., Smith R. M. (1974). *Critical stability constants. Volume. 3*. New York: Plenum Press, 496 p.

Надійшла 01.04.2020

Received 01.04.2020

O. V. Mykhailov, V. M. Bezmylov

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

New Methodological Approaches in Solving Certification Problem of Historical Solid Radioactive Waste Sent for Burial from Chornobyl Nuclear Power Plant

Keywords:

radioactive waste,
Chornobyl NPP,
specific activities,
difficult-to-measure radionuclides,
key nuclides,
certification,
scaling factor.

Two methodological approaches for radioactive waste (RAW) certification used in RAW management systems in Italy and France, are addressed. Their applicability was assessed in solving certification problem of historical waste accumulated at the Chornobyl NPP in comparison with the standard methods recommended by the IAEA. Testing new methodological approaches was carried out on the example of solid RAW (SRW) of operational origin, which were previously studied for the content of 24 radionuclides within their composition. The procedures for testing researchable methods have used the criteria for SRW acceptance for burial valid in SRW Treatment Plant, which met their current provisions and those ones planned for approval. It was established that the use of quantitative criteria applied in the algorithms of studied methodological approaches for radwaste certification can significantly reduce overestimation degree of summary activity of waste packages by way of removing from the list of difficult-to-measure radionuclides, whose presence can be neglected in view of negligible risk of exceeding the activity limits established for them. The methodological approaches addressed in this work allow optimizing radionuclide contents subject to mandatory measurement, or calculated determination of their activity in waste packages, and can be recommended to solve the problems when characterizing ChNPP's historical waste transported for their final disposal.

Introduction

The radiological characterization plays an important role when decommissioning nuclear facilities and is crucial in planning, implementing and optimizing the decommission projects [1]. Effective characterization allows determining the extent and nature of contamination, providing the most important evidence to support facility dismantling, management of producible materials and wastes, protection of workers, public and environment, and associated costs estimates.

The disposal of radioactive waste requires the knowledge of its radioactivity content in terms of specific radionuclide concentrations [2]. This information is used by the repository operator and/or regulatory body to trace radio-

nuclide inventories and concentrations, which are generally limited by the safety assessment of repository and available operation license. The regulations for transfer and final disposal of radioactive waste require that the inventory of radionuclides for each package enclosing such waste were estimated and declared. The specific activities are then compared to the acceptance limits of national agencies for waste management. The waste producers must ensure that these limits were respected and distribution of quantities of interest were estimated. To date, the management of solid radioactive waste (SRW) in the Exclusion Zone of State Specialized Enterprise "Chornobyl Nuclear Power Plant" (SSE "ChNPP") sent for burial in a specially equipped near-surface repository for solid radwaste (SESRSRW) is regulated by waste acceptance Criteria [3].

© O. V. Mykhailov, V. M. Bezmylov

The characterization of SRW is a comprehensive task, especially when historical waste is involved. According to [2], the historical wastes are those, which have been stored for a long period before their characterization. Currently, this type of ChNPP wastes accumulated over normal work period of its power Units, is being stored in the Building No 85 of Repository for SRW (RSRW) [4]. The rules for SRW management valid in Exclusion Zone [3] require identifying radionuclide content of each package (batch) of wastes coming for its disposal with determining specific and total activity of controllable radionuclides. At the next stage of monitoring, specific and total activities of all controllable radionuclides in packages are compared to their permissible limits, and then they are checked for non-exceeding of their ratio sums in relation to the established criteria. The French National Agency for Radioactive Waste Management (ANDRA) uses a similar approach to assess the hazard of packages and a special term for this sum, called as IRAS from the French abbreviation: Indice Radiologique d'Acceptation en Stockage (Radiological Acceptance Index in Storage) [5, 6].

Today, the list of radionuclides subject to declaration in the ChNPP SRW consists of 25 nuclides [3]. According to information available, the next version of Criteria (revision 6) [7], which is now at its consultation phase, will contain a list of 38 radionuclides to be declared in the certificate for each waste package sent for burial. Many of these relevant radionuclides cannot be measured directly by nondestructive methods in radioactive waste packages. According to [8], each nuclide of radionuclide inventory is classified as follows:

Easy-to-Measure (ETM) nuclides, such as γ -emitters, which can be measured via non-destructive nuclear assay (e. g., in-situ γ -spectrometry);

Difficult-to-Measure (DTM) nuclides, such as pure- β emitters, which cannot be measured via non-destructive techniques (e. g., they require radiochemical analysis of samples);

Impossible-to-Measure (ITM) nuclides, such as α -emitters, pure- β and low-energy X-emitters, whose measurement is very difficult, and therefore, which are quantified via simulations or calculations.

From the ETMs list, the dominant γ -emitter, which is called Key Nuclide (KN) or tracer, should be selected. The KN is a nuclide, which is systematically measured in each single waste package, with a relative long half-life (years or dozens of years) and whose activity can be correlated to DTM and ITM nuclide activities. When the radionuclide inventory is available, the activity of DTM nuclides with using so-called Scaling Factors method (SF, [9]) should be

evaluated, and calculations performed to estimate ITM nuclide activities with using Correlation Factor method (CF, [10]). The SFs and CFs are specific for each nuclear facility, operational regime, radioactive waste stream and DTM/KN nuclide pairs [2].

The experience accumulated underway nuclear installation decommissioning, for example [6, 11–14], demonstrated that it is difficult to predict the nuclide content in very low-level, low- and intermediate-level SRW by purely theoretical methods due to physical and chemical processes involved in waste generation. In addition, experimental measurements of nuclide contents are the only tool for testing any theoretical predictions [2]. In practice, the procedure of empirical determination of SF values includes the sampling and laboratory determination of radionuclide contents in the waste, statistical analysis of experimental data and selection of KN based on evidence of correlation between the DTM and KN nuclide activities [2, 13]. If a correlation is not found, so-called “Mean Activity Method” (MAM) can be applied for SF estimation [2, 15].

Finally, after a waste package is monitored by a γ -spectrometric system, DTM or ITM activities in this package are then calculated by multiplying the measured KN activity by SF or CF values. The resulting specific activities of controllable radionuclides are compared to the limits given by national regulatory bodies for waste management to check for waste acceptability in the storage facilities. In our case, the acceptance criteria for burial [3] are relevant ones. In the Fig. 1 taken as a reference from [6], the main stages of radiological characterization process of SRW are reflected.

However, for historical waste, another problem occurs when certifying DTM or ITM nuclide activities in the wastes sent for burial. It is as follows. A number of studies, for example [4, 6, 14–16, 17], have shown that the activity levels of a large number of DTM nuclides in historical waste often may be at or below the detection limits (DL or MDA — minimum of detectable activity). The presence of samples with such low levels of DTM activity of nuclides in the waste complicates significantly the statistical analysis of laboratory control data and the quantitative determination of corresponding SF values. Application of the MAM method, which is used in many countries for evaluation of such results [2], allows estimating the upper limit only of expected specific activity levels of DTM nuclides in a package. This method of certification leads to a significant overestimation of total activity of these nuclides in the batch sent for burial. In the event when this DTM nuclide belongs to the radionuclides with

low limits on their total activity, such a circumstance can lead to reduction of storage capacity, and therefore, to their ineffective use.

In the recent years, the attention of a number of researchers in various countries has been paying to improvement of efficiency of RAW radiological characterization during nuclear installations decommission, development of algorithms allowing a balanced approach to the determination of optimal composition of declared radionuclides and, in particular, to identify more accurately the total activity of waste packages sent for burial (for example [1, 6, 11, 12, 14, 15]).

The current Criteria [3] provided for an algorithm for comparing the characteristics of ETM and DTM nuclide activity with the limits for maximum specific and total activity in the package. Unfortunately, in addition to the provision that the methods and techniques used to determine radionuclide composition should ensure the determination of alpha- and beta-emitting radionuclides with activity above the indicated lower bound of definition, the Criteria [3] do not provide a clear indication of the basis, on which the decision is made on “zero declaration” of radionuclide activity, i. e. indication in certificate of symbol “-” instead of numerical value, when according to measurement results the radionuclide activity is less than MDA. It should be noted that in France the practice of using IRAS is not limited to checking only that its critical values are not exceeded. If a radionuclide contributes to more than 1 % of IRAS, its specific activity is to be measured (direct measurement of ETM and use of SFs for DTM), otherwise it is estimated with using the Correla-

tion Method (CF for ITMs) [6]. In [14], quantitative criteria were proposed, which, according to their developers, are quite appropriate to use when deciding on the presence or absence of DTM radionuclide content in waste and choosing the appropriate form for declaring their activity in the package certificate. Such an algorithm is of particular relevance for low activity levels of desired radionuclide in waste (below or slightly above the DL), when it becomes difficult to determine the exact value of SF.

The purpose of this article is to summarize new methodological approaches to certify low-level radionuclides in radioactive waste, as well as to present the results of their pilot use for historical solid waste from the Chornobyl NPP, taking into account the current and planned criteria for SRW acceptance for burial.

Objects and methods

The object of our research is historical SRW, which was generated before 1986 accident and which was stored in the Chornobyl SESRSRW. It is planned to bury this waste after determination of radiation hazard levels based on the results of monitored content of radionuclides in accordance with current criteria [3]. The subject of this work is consideration of two methods, which have not yet been used to characterize the Chornobyl SRW, but which can be useful to solve the problems associated with the certification of low-activity DTM nuclides in their composition. Hereinafter, for easy comparison of data obtained as result of their application, they are called as Method 1 and Method 2.

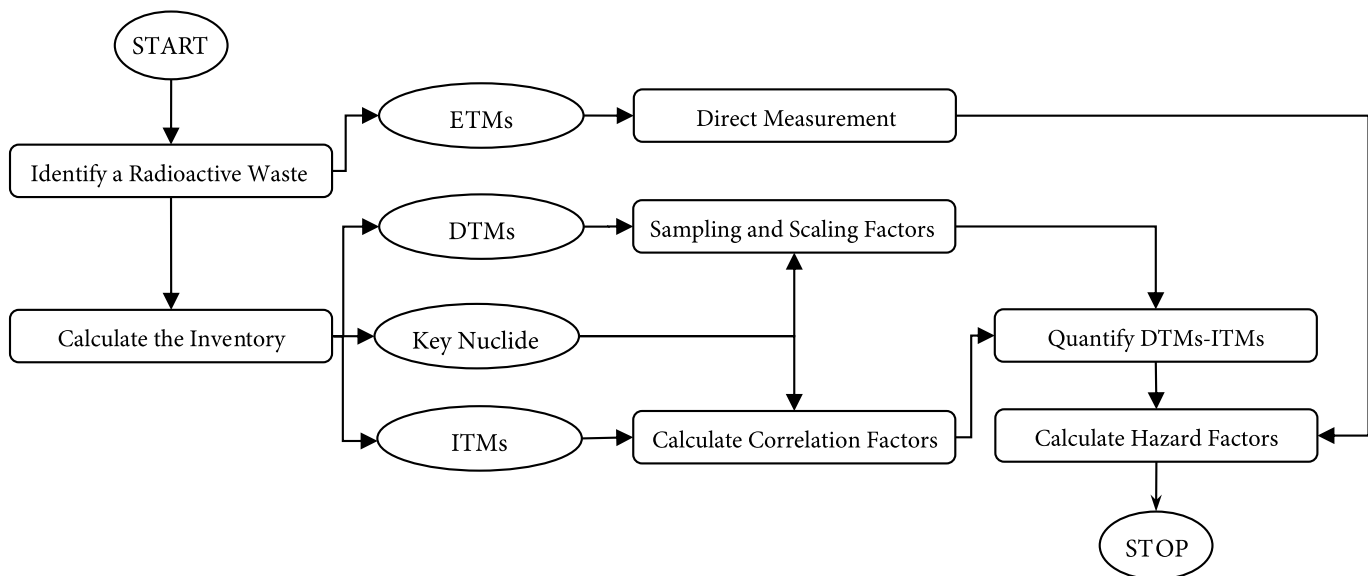


Fig. 1. The main stages of process for SRW radiological characterization

Determination of SF value method for low level Difficult-To-Measure nuclides in waste (Method 1).

The description of this method is given as based on the materials presented in [14], which analyzes the practical activities associated with the management of low-level SRW produced during the operation of nuclear power plants and nuclear installations in Italy. The main attention in this work is paid to the problem of correct determination of SF for DTM nuclides, which makes it possible to estimate the levels of nuclide contamination of various materials and split them into different waste streams. This is important, especially when it is necessary to compare the measured data to activity limit (for example, clearance levels) to make appropriate decisions about the choice of technology for their treatment or burial. The presence of very low concentrations (specific activity) of radionuclides in waste makes it difficult to identify corresponding SF from the measurement data. At the same time, the use of MAM recommended by the IAEA for the results below DL leads to a deliberately overestimated activity of DTM nuclides in waste packages. The SF assessment method proposed in [14] is intended to assist in making a decision to confirm or exclude the presence of radionuclides when verifying the compliance with activity limits with using the example of clearance levels (see the Fig. 2).

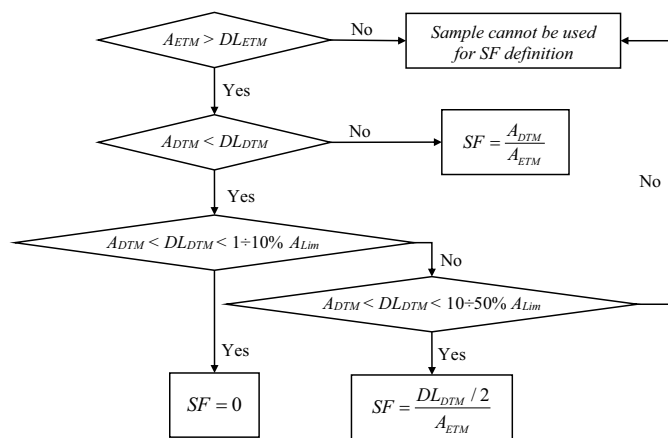


Fig. 2. Scaling factors’ decision flow chart: A_{ETM} and A_{DTM} — specific activity of ETM and DTM nuclides, respectively; DL_{DTM} and A_{Lim} — detection limit and activity limit for DTM nuclide, respectively

The algorithm shown schematically in the Fig. 2 provides, along with the use of well-known standard procedures for calculating SF, assigning its zero or non-zero values, depending on which proportion (in percent) of established activity limit (reference level) is the DL value for a specific DTM nuclide. When illustrating the algorithm proposed in [14], instead of “Nuclide concentration” sym-

bol, which was given in the original text, the symbol “Specific activity of a nuclide” was used in the elements of block diagram. In the case when DTM nuclide activities exceed the DL, in identifying the SF it is proposed to use methodological guidelines, such as [2, 9], based on the calculation of its average value (arithmetic mean and geometric (logarithmic) mean). It is known that the arithmetic mean will tend to give a conservative value, while the geometric mean will tend to give a more representative mean when the data is distributed over several orders of magnitude. Logarithm regression can also be used to estimate the SF. The choice of one or another method for assessing the SF is widely presented in IAEA documents and scientific publications, for example [2, 4–6, 9, 11–13, 15]. In our case, the most interesting is the part of algorithm that allows obtaining SF values for DTM of nuclides, whose activity is below DL.

The application of developed algorithm shall be based on the following requirements:

- in all samples taken for SF assessment, one ETM radionuclide at least must be detectable, and it shall be used as a KN;

- the detection limit must be correctly determined as based on current regulatory documentation or on the basis of procedure described in ISO11929 standard [18];

- if according to the measurement results the activity of some DTM nuclide in samples is below DL_{DTM} and at the same time DL value does not exceed 10% of corresponding activity limit (clearance level), the presence of DTM nuclide in the waste can be excluded;

- if according to measurement results the activity of any DTM nuclide in samples is below DL_{DTM} , but the latter is within the range of 10–50% of corresponding activity limit, the presence of such DTM nuclide in the waste is impossible to exclude. It is necessary to use a non-zero SF value estimated for the case when the DTM activity of a nuclide has a rectangular distribution within the range of 0 — DL_{DTM} , and its average value is $DL_{DTM} / 2$ (a more cautious assumption from radiation protection point of view).

Within the framework of our study, above methodological approach was tested on real data obtained by us for ChNPP SRW [16]. To confirm or reliably exclude any presence of DTM nuclide in the characterized waste with activity limits proposed in [3, 7], the DL values (MDA) were compared to DTM nuclides, whose content in all samples, according to measurement results, was below the DL declared in laboratory report (ITM nuclides).

The test results were compared to the data obtained by standard procedure [2, 9, 16] with identifying contribution to total activity of each radionuclide subject to certification. The total activity was determined with using the example of

a SRW package in container form with 15-ton maximum weight. In our example, summary activity of radionuclides to be indicated in package certificate, was estimated for SRW with a mass equal to 6.444 tons. This value corresponds to its maximum value, based on capacity of empty container weighting 6.6 tons and cement mortar mass (1,956 kg), which is used according to procedure for RAW preparation before its burial.

To identify nuclide group contribution to summary activity, the nuclides were split as follows: ^{137}Cs and ^{60}Co — to ETM nuclides; ^{90}Sr , ^{94}Nb , ^{241}Am , ^{14}C , ^3H , ^{235}U and ^{238}U — to DTM nuclides and all other nuclides, whose activities according to measurement results were below the DL, — to ITM nuclides. To estimate the contribution of nuclides from ITM nuclide group, relevant DL (MDA) value was taken into account.

Method for assessment of wastes acceptability and their hazard factors by IRAS value (Method 2). The hazard factor, called IRAS was introduced by the French National Radioactive Waste Management Agency (ANDRA) to quantify the acceptability of waste packaging for disposal [6]. The IRAS is defined as:

$$IRAS = \sum_i \frac{A_i}{A_{Lim,i}}, \quad (1)$$

where A_i is specific activity (in Bq/g) of radionuclide i within a package, and $A_{Lim,i}$ is activity limit of radionuclide i . The activity of ETM, DTM and ITM nuclides are estimated with using different techniques. To make explicit the contribution to IRAS of each this family, Eq. (1) can be rewritten as follows [5]:

$$IRAS = \sum_l \frac{A_{ETM,l}}{A_{Lim,l}} + \sum_m \frac{A_{DTM,m}}{A_{Lim,m}} + \sum_n \frac{A_{ITM,n}}{A_{Lim,n}}. \quad (2)$$

The first summation accounts for specific activity of ETMs nuclides, which is based on direct measurement results. The second term includes contribution to DTMs nuclide sums, whose activity is determined with using SF method or MAM for the results including also the data below DL. And the third summation evaluates contribution to IRAS of calculated DTM nuclides from the number of nuclides ITM — all data below the DL.

The waste is accepted for final disposal if each package's IRAS is below 10 and weighted IRAS of the batch is below 1:

$$IRAS_{batch} = \frac{\sum_j IRAS_j \times M_j}{\sum_j M_j} < 1, \quad (3)$$

where $IRAS_j$ is package j IRAS, and M_j is its weight (in kg).

A similar procedure is provided for in the criteria [3] for acceptance of ChNPP waste at Exclusion Zone territory. However, the latter does not provide for any analysis of individual radionuclide contributions to the sum (1), and comparison with some limit values, as it is done in the IRAS assessment. The contribution C_i of a radionuclide i to the IRAS is defined as:

$$C_i = \frac{\frac{A_i}{A_{Lim,i}}}{\sum_j \frac{A_j}{A_{Lim,j}}}. \quad (4)$$

If nuclide contribution to the IRAS is more than 1%, ANDRA considers that it is necessary to measure it (direct ETM measurement and Scaling Factor application for DTMs), otherwise it is estimated with using Correlation Method (ITMs) [6]. Such a procedure allows revising the list of declared radionuclides and removing low-level radionuclides that do not impact the total activity of package.

In this study, above methodological approach was applied to assess the contribution to IRAS by following equation (4) of each radionuclide, whose activity shall be certified according to the acceptance criteria [3, 7]. Since at the time of study [16] the list of controllable radionuclides in SRW was limited by document [3] requirements, the comparison with the values of new reference levels that are planned to be introduced in the near future [7] for a wider list of DTM nuclides was not carried out due to lack of measurement results for them.

To determine the contribution of each nuclide group to equation (2), the nuclides were split in manner like in previous chapter. The contribution of DTM (ITM) nuclides to IRAS package was estimated with using calculated values of their activity in the waste. Specific activity of DTM nuclide was identified by multiplying measured specific activity of KN in the waste (A_{aver} and A_{max} for ^{137}Cs or ^{60}Co) by the value of corresponding SF established for ChNPP SRW in [16]. Thus, a software identification of DTM activity was simulated, provided in automated control systems based on the results of direct measurement of KN activities, e. g., with using gamma spectrometry method. Based on comparison of estimated value of contribution of each nuclide to the total IRAS with 1% threshold value, a new list of nuclides was compiled, which are subject to certification by direct measurement of activity (in a SRW package) or activity identification with using relevant calculation method. The total activity was estimated for a SRW mass equal to 6.444 tons. The test results were compared to the data obtained for all radionuclides subject to certification, without exception.

Results and Discussion

Following the above methods methodology, for radionuclides subject to certification within the list and regulated by the requirements [3], the results presented in Tables 1–4 were obtained. The radionuclides in Tables 1 and 2 are arranged in the same order as in document [3].

Taking into account the fact that after repeated safety analysis of ChNPP SRW storage facility, the document [3] revision and its approval in new edition [7] were envisaged, the results obtained made it possible to evaluate the tested methods for the current and planned limits of radionuclide activities in packages. As can be seen from the Table 1, for some radionuclides, specific activity limits in [7] grew as compared to [3] (from 1.5 to 17.6 times, on average — 5.3 times). For other nuclides, on the contrary, limit values have become more severe, and for some other, they sharply dropped by 4–6 orders of magnitude. This is a crucial point in the discussion of results obtained, since the methodology of tested methods is mainly based on identification of list of radionuclides which shall be measured on the results of comparison of observable nuclide activity levels in the wastes with their limits allowable in the package for burial.

Unfortunately, the amount of experimental data on radionuclide specific activities in historical waste of ChNPP [16] was initially limited by the requirements of document [3]. For the same reason, analysis of results for extended list of nuclides, which is proposed to be certified according to [7], was impossible. The maximum values of levels of radionuclide specific activities in the wastes (A_{\max}) were also used to assess the compliance of IRAS values with the limits allowable for individual packages (up to 10) under their disposal in the compartments of waste storage facility.

Let's see the results of tested Method 1 presented in Table 1. According to its algorithm (see Fig. 2), we had to identify SF calculation options as based on the results of analyzed measured levels of specific activity of radionuclides in the waste, and to compare the DL values for DTM (ITM) nuclides to activity limits. Or, if DL is not beyond the established limits ($0.1 A_{\text{Lim}}$, see in Table 1), to assign 0 value for SF. It means that the presence of DTM nuclides in the waste can be neglected, and their activity should not be taken into account when identifying summary activity of the package.

As a result, all ITM radionuclides (all measurement results containing $A < DL$) without any exception, were not included in the list of those ones, whose activity shall be taken into account when identifying summary activity of the package. The following fact should be noted. The introduction of new, more severe activity limits brought only ^{99}Tc closer to the established limits. However, the

$DL_{\text{DTM}} / A_{\text{Lim}}$ ratio did not exceed recommended 10% barrier; therefore, the activity of this nuclide was not also taken into account in the Method 1. Nonzero SF values correspond to the data [16], which were calculated with using standard procedure for their establishment. As expected, as a result of this methodological approach, summary activity of SRW in package has dropped. Quantitative characteristics of this effect are given below (see Table 3) along with the evaluation results of applied other calculation methods.

The Table 2 shows the results of tested Method 2. Method 2 algorithm is built analogously to Method 1 algorithm, but uses other criteria to select the nuclides, whose activity in the waste shall be measured or calculated (with using SF or average activity method). The values of nuclide activity limits (A_{Lim}) are given in Table 1. As expected, the list of nuclides subject to mandatory certification in historical waste has significantly changed. In terms of its composition, it also radically differs from the result of used Method 1 (see Table 1), since many nuclides were excluded because of their contribution to IRAS made less, than 1%. For new Criteria edition [7] with stricter activity limits, this list turned out to be even narrower. The exceptions are ^{137}Cs and ^{60}Co nuclides, which, despite their scanty contribution to IRAS, cannot be excluded, since, first, they are KN, and second, as shown below (see Table 4), their contribution to summary package activity can make from 50 to 93%.

In addition to the above, it should be noted that the results shown in Table 2 for new revision of Criteria [7] are characterized by abnormally high contribution to the IRAS of ^{99}Tc radionuclide. It seems to us that this is a consequence of the fact that for ^{99}Tc the activity limit is set too low for ChNPP waste accepted for burial. As a result, even the absolute value of IRAS in waste package not only exceeded the value of 1, but also approached its critical value (equal to 10) allowable for a separate package.

Critical analysis of new activity limits proposed in [7] was not addressed in this work. However, on the assumption that the specific activity limit in the package (A_{Lim}) for the above nuclide remains the same, we performed an alternative IRAS estimate. As a result, for each radionuclide, its contribution to IRAS was overestimated. In Table 2, the results of realized alternative assessment are given in brackets, but for those radionuclides only, whose contribution to IRAS has significantly changed, and became of order above 1%. Even visually, it is possible to assess how the results of alternative assessment differ fundamentally from the previous assessment version, both in the number of nuclides requiring certification and in their relative contribution to the IRAS. Moreover, as it can be seen from the Table. 2, total IRAS decreased to an acceptable value and did not exceed 1 (0,36 for

Table 1. Results of applied Method 1 algorithm

Nuclide	A_{\max}^* or < DL, Bq/g	A_{Lim} , Bq/g		A_{\max} or DL, in % from A_{Lim}		Comparison result	SF value
		From [3]	From [7]	For [3]	For [7]		
^{90}Sr	$1.3 \cdot 10^2$	$2.88 \cdot 10^5$	$3.50 \cdot 10^6$	$4.5 \cdot 10^{-2}$	$3.7 \cdot 10^{-3}$	$A_{\text{DTM}} > DL_{\text{DTM}}$	$2.9 \cdot 10^{-1}$
^{93}Zr	$< 8.6 \cdot 10^{-2}$	$3.85 \cdot 10^3$	$6.76 \cdot 10^4$	$2.2 \cdot 10^{-3}$	$1.3 \cdot 10^{-4}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{94}Nb	$9.5 \cdot 10^{-1}$	$2.08 \cdot 10^3$	7.77	$4.6 \cdot 10^{-2}$	$1.2 \cdot 10^1$	$A_{\text{DTM}} > DL_{\text{DTM}}$	$1.1 \cdot 10^{-1}$
^{99}Tc	$< 5.8 \cdot 10^{-1}$	$4.17 \cdot 10^3$	$1.61 \cdot 10^1$	$1.4 \cdot 10^{-2}$	3.6	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{129}I	$< 6.0 \cdot 10^{-3}$	$9.09 \cdot 10^1$	$6.37 \cdot 10^1$	$6.6 \cdot 10^{-3}$	$9.4 \cdot 10^{-3}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{135}Cs	< 0.1	$8.07 \cdot 10^3$	$1.40 \cdot 10^3$	$1.2 \cdot 10^{-3}$	$7.1 \cdot 10^{-3}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{137}Cs	$4.8 \cdot 10^2$	$7.78 \cdot 10^5$	$1.96 \cdot 10^6$	$6.2 \cdot 10^{-2}$	$2.4 \cdot 10^{-2}$	$A_{\text{ETM}} > DL_{\text{ETM}}$	1.0 (KN)
^{235}U	$6.7 \cdot 10^{-4}$	3.51	6.66	$1.9 \cdot 10^{-2}$	$1.0 \cdot 10^{-2}$	$A_{\text{DTM}} > DL_{\text{DTM}}$	$5.9 \cdot 10^{-4}$
^{236}U	$< 2.2 \cdot 10^{-3}$	$1.54 \cdot 10^2$	$4.39 \cdot 10^2$	$1.4 \cdot 10^{-3}$	$5.0 \cdot 10^{-4}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{238}U	$1.4 \cdot 10^{-2}$	1.37	3.40	1.0	$4.1 \cdot 10^{-1}$	$A_{\text{DTM}} > DL_{\text{DTM}}$	$1.9 \cdot 10^{-4}$
^{237}Np	$< 2.4 \cdot 10^{-2}$	9.54	$1.99 \cdot 10^1$	$2.5 \cdot 10^{-1}$	$1.2 \cdot 10^{-1}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{238}Pu	$< 2.9 \cdot 10^{-2}$	$5.35 \cdot 10^2$	$7.03 \cdot 10^3$	$5.4 \cdot 10^{-3}$	$4.1 \cdot 10^{-4}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{239}Pu	$< 2.1 \cdot 10^{-2}$	$4.80 \cdot 10^1$	$1.38 \cdot 10^2$	$4.9 \cdot 10^{-2}$	$1.5 \cdot 10^{-2}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{240}Pu	$< 7.7 \cdot 10^{-2}$	$4.91 \cdot 10^1$	$1.43 \cdot 10^2$	$1.6 \cdot 10^{-1}$	$5.4 \cdot 10^{-2}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{241}Pu	$< 1.8 \cdot 10^{-1}$	$2.53 \cdot 10^3$	$1.08 \cdot 10^4$	$7.1 \cdot 10^{-3}$	$1.7 \cdot 10^{-3}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{242}Pu	$< 1.3 \cdot 10^{-3}$	$5.00 \cdot 10^1$	$1.48 \cdot 10^2$	$2.6 \cdot 10^{-3}$	$8.8 \cdot 10^{-4}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{241}Am	5.1	$8.76 \cdot 10^1$	$3.73 \cdot 10^2$	5.8	1.4	$A_{\text{DTM}} > DL_{\text{DTM}}$	$1.8 \cdot 10^{-2}$
^{243}Am	< 0.1	$5.42 \cdot 10^1$	$8.12 \cdot 10^1$	$1.8 \cdot 10^{-1}$	$1.2 \cdot 10^{-1}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{14}C	$1.8 \cdot 10^{-1}$	$1.30 \cdot 10^7$	$5.31 \cdot 10^1$	$1.4 \cdot 10^{-6}$	$3.4 \cdot 10^{-1}$	$A_{\text{DTM}} > DL_{\text{DTM}}$	$2.8 \cdot 10^{-1}$
^3H	3.6	$3.77 \cdot 10^{15}$	$5.11 \cdot 10^{14}$	$9.5 \cdot 10^{-14}$	$7.1 \cdot 10^{-13}$	$A_{\text{DTM}} > DL_{\text{DTM}}$	$8.0 \cdot 10^{-2}$
^{10}Be	< 0.5	$2.50 \cdot 10^6$	$1.59 \cdot 10^4$	$2.0 \cdot 10^{-5}$	$3.1 \cdot 10^{-3}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{59}Ni	< 1.0	$5.90 \cdot 10^7$	$3.82 \cdot 10^4$	$1.7 \cdot 10^{-6}$	$2.6 \cdot 10^{-3}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{63}Ni	< 1.0	$1.90 \cdot 10^8$	$4.91 \cdot 10^5$	$5.3 \cdot 10^{-7}$	$2.0 \cdot 10^{-4}$	$DL_{\text{ITM}} < 0.1A_{\text{Lim}}$	0.0
^{60}Co	5.9	—**	$1.00 \cdot 10^{17}$	—	$5.9 \cdot 10^{-15}$	$A_{\text{ETM}} > DL_{\text{ETM}}$	1.0 (KN)

Note.* — A_{\max} according to laboratory control results [16]. ** — specific and total activity of ^{60}Co is not standardized by document [3], but is subject to declaration in certificate for package being sent for burial. KN is the designation of a key nuclide for which SF value is conventionally assumed to be equal to 1.0.

Table 2. Assessment of IRAS for historical waste package from the ChNPP and contribution of nuclides to its value for two versions of Criteria for waste accepted for burial

Nuclide or IRAS	Contribution to IRAS of nuclides subject to certification in waste packaging							
	A_{Lim} according to [3]				A_{Lim} according to [7]*			
	Calculation for A_{aver}		Calculation for A_{max}		Calculation for A_{aver}		Calculation for A_{max}	
	rel. units	%	rel. units	%	rel. units	%	rel. units	%
⁹⁰ Sr	$2.3 \cdot 10^{-4}$	$3,3 \cdot 10^{-2}$	$4.8 \cdot 10^{-4}$	$3.3 \cdot 10^{-2}$	$1.9 \cdot 10^{-5}$	$5.2 \cdot 10^{-4}$	$4.0 \cdot 10^{-5}$	$5.2 \cdot 10^{-4}$
⁹³ Zr	$1.1 \cdot 10^{-4}$	$1.6 \cdot 10^{-2}$	$8.6 \cdot 10^{-4}$	$5.9 \cdot 10^{-2}$	$6.4 \cdot 10^{-6}$	$1.7 \cdot 10^{-4}$	$4.9 \cdot 10^{-5}$	$6.4 \cdot 10^{-4}$
⁹⁴ Nb	$4.1 \cdot 10^{-5}$	$5.8 \cdot 10^{-3}$	$3.1 \cdot 10^{-4}$	$2.1 \cdot 10^{-2}$	$1.1 \cdot 10^{-2}$	0.3 (3.1)	$8.4 \cdot 10^{-2}$	1.1 (10.1)
⁹⁹ Tc	$1.3 \cdot 10^{-2}$	1.8	$2.6 \cdot 10^{-2}$	1.8	3.3	90.6 (3.6)	6.9	89.5 (3.2)
¹²⁹ I	$6.1 \cdot 10^{-3}$	0.9	$1.3 \cdot 10^{-2}$	0.9	$8.7 \cdot 10^{-3}$	0.2 (2.4)	$1.8 \cdot 10^{-2}$	0.2 (2.2)
¹³⁵ Cs	$1.1 \cdot 10^{-3}$	0.2	$2.3 \cdot 10^{-3}$	0.2	$6.4 \cdot 10^{-3}$	0.2 (1.8)	$1.3 \cdot 10^{-2}$	0.2
¹³⁷ Cs	$2.9 \cdot 10^{-4}$	$4.2 \cdot 10^{-2}$	$6.2 \cdot 10^{-4}$	$4.2 \cdot 10^{-2}$	$1.2 \cdot 10^{-4}$	$3.2 \cdot 10^{-3}$	$2.4 \cdot 10^{-4}$	$3.2 \cdot 10^{-3}$
²³⁵ U	$1.3 \cdot 10^{-4}$	$1.8 \cdot 10^{-2}$	$9.9 \cdot 10^{-4}$	$6.8 \cdot 10^{-2}$	$6.8 \cdot 10^{-5}$	$1.9 \cdot 10^{-3}$	$5.2 \cdot 10^{-4}$	$6.8 \cdot 10^{-3}$
²³⁶ U	$5.7 \cdot 10^{-3}$	0.8	$1.2 \cdot 10^{-2}$	0.8	$2.0 \cdot 10^{-3}$	$5.5 \cdot 10^{-2}$	$4.2 \cdot 10^{-3}$	$5.4 \cdot 10^{-2}$
²³⁸ U	$3.2 \cdot 10^{-2}$	4.5	$6.6 \cdot 10^{-2}$	4.5	$1.3 \cdot 10^{-2}$	0.4 (3.6)	$2.7 \cdot 10^{-2}$	0.3 (3.2)
²³⁷ Np	$2.3 \cdot 10^{-1}$	32.4	$4.7 \cdot 10^{-1}$	32.4	$1.1 \cdot 10^{-1}$	3.0 (30.6)	$2.3 \cdot 10^{-1}$	2.9 (27.4)
²³⁸ Pu	$4.7 \cdot 10^{-3}$	0.7	$9.9 \cdot 10^{-3}$	0.7	$3.6 \cdot 10^{-4}$	$9.9 \cdot 10^{-3}$	$7.5 \cdot 10^{-4}$	$9.8 \cdot 10^{-3}$
²³⁹ Pu	$3.9 \cdot 10^{-2}$	5.6	$8.2 \cdot 10^{-2}$	5.6	$1.4 \cdot 10^{-2}$	0.4 (3.9)	$2.8 \cdot 10^{-2}$	0.4 (3.5)
²⁴⁰ Pu	$1.4 \cdot 10^{-1}$	20.1	$2.9 \cdot 10^{-1}$	20.1	$4.8 \cdot 10^{-2}$	1.3 (13.6)	$1.0 \cdot 10^{-1}$	1.3 (12.2)
²⁴¹ Pu	$6.5 \cdot 10^{-3}$	0.9	$1.4 \cdot 10^{-2}$	0.9	$1.5 \cdot 10^{-3}$	$4.2 \cdot 10^{-2}$	$3.2 \cdot 10^{-3}$	$4.2 \cdot 10^{-2}$
²⁴² Pu	$1.0 \cdot 10^{-2}$	1.4	$2.1 \cdot 10^{-2}$	1.4	$3.4 \cdot 10^{-3}$	$9.4 \cdot 10^{-2}$ (0.9)	$7.1 \cdot 10^{-3}$	$9.3 \cdot 10^{-2}$ (0.9)
²⁴¹ Am	$4.7 \cdot 10^{-2}$	6.8	$9.8 \cdot 10^{-2}$	6.7	$1.1 \cdot 10^{-2}$	0.3 (3.1)	$2.3 \cdot 10^{-2}$	0.3 (2.8)
²⁴³ Am	$1.6 \cdot 10^{-1}$	23.7	$3.4 \cdot 10^{-1}$	23.7	$1.1 \cdot 10^{-1}$	3.1 (31.1)	$2.3 \cdot 10^{-1}$	3.0 (27.9)
¹⁴ C	$1.7 \cdot 10^{-8}$	$2.4 \cdot 10^{-6}$	$1.3 \cdot 10^{-7}$	$8.7 \cdot 10^{-6}$	$4.1 \cdot 10^{-3}$	0.1 (1.2)	$3.1 \cdot 10^{-2}$	0.4 (3.8)
³ H	$4.9 \cdot 10^{-15}$	$6.9 \cdot 10^{-13}$	$1.0 \cdot 10^{-14}$	$6.9 \cdot 10^{-13}$	$3.6 \cdot 10^{-14}$	$9.9 \cdot 10^{-13}$	$7.5 \cdot 10^{-14}$	$9.8 \cdot 10^{-13}$
¹⁰ Be	$7.4 \cdot 10^{-7}$	$1.1 \cdot 10^{-4}$	$5.6 \cdot 10^{-6}$	$3.9 \cdot 10^{-4}$	$1.2 \cdot 10^{-4}$	$3.2 \cdot 10^{-3}$	$8.9 \cdot 10^{-4}$	$1.2 \cdot 10^{-2}$
⁵⁹ Ni	$6.1 \cdot 10^{-8}$	$8.8 \cdot 10^{-6}$	$4.7 \cdot 10^{-7}$	$3.2 \cdot 10^{-5}$	$9.5 \cdot 10^{-5}$	$2.6 \cdot 10^{-3}$	$7.3 \cdot 10^{-4}$	$9.5 \cdot 10^{-3}$
⁶³ Ni	$1.9 \cdot 10^{-8}$	$2.7 \cdot 10^{-6}$	$1.5 \cdot 10^{-7}$	$1.0 \cdot 10^{-5}$	$7.4 \cdot 10^{-6}$	$2.0 \cdot 10^{-4}$	$5.6 \cdot 10^{-5}$	$7.4 \cdot 10^{-4}$
⁶⁰ Co	–	–	–	–	$7.7 \cdot 10^{-18}$	$2.1 \cdot 10^{-16}$	$5.9 \cdot 10^{-17}$	$7.7 \cdot 10^{-16}$
IRAS	0.7		1.5		3.6 (0.4)		7.7 (0.8)	

Note.* — Results of alternative variant of assessed radionuclides contribution to IRAS are given in brackets.

Table 3. Evaluation of tested methods in comparison with the standard procedure for assessing radionuclide total activity in waste packages and laboratory control data

Compared parameter	Calculation method and variant							
	Standard method		Method 1		Method 2		On laboratory data	
	A _{aver}	A _{max}	A _{aver}	A _{max}	A _{aver}	A _{max}	A _{aver}	A _{max}
Total activity, Bq	2.79 · 10 ⁹	6.20 · 10 ⁹	2.06 · 10 ⁹	4.35 · 10 ⁹	1.99 · 10 ^{9*} 1.94 · 10 ^{9**} 2.05 · 10 ^{9***}	4.17 · 10 ^{9*} 4.09 · 10 ^{9**} 4.32 · 10 ^{9***}	1.59 · 10 ⁹	4.03 · 10 ⁹
K1	1.00	1.00	1.35	1.43	1.40* 1.43** 1.36***	1.49* 1.52** 1.44**	1.75	1.54
K2	1.75	1.54	1.29	1.08	1.25* 1.22** 1.29***	1.04* 1.01** 1.07***	1.00	1.00

Note. K1 — relation to calculation result according to the standard procedure. K2 — relation to calculation result according to laboratory control data of representative samples. * — Results for V5 versions of the Criteria [3]. ** — Results for V6 versions of the Criteria [7]. *** — Alternative assessment results for V6 versions of the Criteria [7].

A_{aver} and 0,83 for A_{max}). Such a circumstance, in our opinion, indicates that under the above-mentioned assumptions about ⁹⁹Tc, the list of most significant radionuclides for ChNPP historical waste appears more preferable and adequate.

The results of Methods 1 and 2 tested on the assessment of total radionuclide activity in the package were compared to the results of applied standard calculation procedure (“standard method”) based on used SF, and to the results of summed radionuclide activity in representative waste samples according to laboratory control data. As the Table 3 demonstrates, each of calculation algorithms was applied for two versions of initial data (1 — for average specific activity A_{aver} and 2 — for maximum specific activity A_{max} of radionuclides in waste). The Table 4 shows assessment results of structure of summary activity of waste in a package as based on the contribution of different nuclides groups to its value.

When comparing the data given in Table 3, an unambiguous conclusion can be made as regards: the tested Methods 1 and 2 not only significantly reduce conservatism degree of calculated value of total radionuclide activity in a package (see parameter K1), but also significantly bring its value closer to laboratory control data (see parameter K2). Moreover, this effect is most pronounced when used in the assessment of maximum levels of KN activities in the waste. The list of nuclides subject to certification has also radically changed. At the same time, as Table 4 shows, if Method 1 practically completely excludes ITM nuclides from the determination of total activity of package, then Method 2, on the contrary, forms a more

Table 4. The contribution of nuclide group to total activity of a SRW package, %

Group of nuclide	Calculation method and variant							
	Standard method		Method 1		Method 2		On laboratory data	
	A _{aver}	A _{max}	A _{aver}	A _{max}	A _{aver}	A _{max}	A _{aver}	A _{max}
ETM	53.3	50.5	72.0	72.0	74.9* 76.5** 72.5***	75.0* 76.6** 72.5***	93.3	77.2
DTM	20.7	19.6	28	28	1.3* 0.0** 1.4***	1.4* 0.1** 1.7***	5.2	22.2
ITM	26.0	29.9	0.0	0.0	23.8* 23.5** 26.0***	23.6* 23.3** 25.8***	1.5	0.6

Note. * — Results for V5 versions of the Criteria [3]. ** — Results for V6 versions of the Criteria [7]. *** — Alternative assessment results for V6 versions of the Criteria [7].

balanced list of nuclides based on the contribution of DTM (ITM) nuclides in summary package IRAS.

Conclusions

The use of quantitative criteria proposed in the tested methods allows significantly reducing overestimation degree of total activity of a package due to removal from the

list of difficult-to-measure radionuclides, whose presence of activity in the wastes can be neglected in terms of negligible risk for exceeding their established activity limits.

The methods addressed in this work, which are based on used quantitative criteria, optimize the content of radionuclides subject to mandatory measurement or calculated determination of their activity in waste packages, and which can be recommended to solve existing problems with the characterization of low-level historical waste from Chornobyl Nuclear Power Plant being transported for burial.

When the data are available on activity levels of radionuclides, which were not included in the consideration within this work framework, repeated analysis of tested methods efficiency shall be conducted with using extended list of nuclides planned to be certified in accordance with the requirements of new revision of Acceptance Criteria [7]. In our opinion, it would be very useful to supplement the text of new Criteria revision with a term analogous in its content to IRAS notion, which is used in RAW management system at the territory of France.

References

1. OECD (2017). *Radiological characterization from a waste and materials. end-state perspective: practices and experience (NEA-7373)*. Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA), 100 p. Available at: <https://www.oecd-nea.org/rwm/pubs/2017/7373-rad-char-pers.pdf>.
2. *Determination and use of scaling factors for waste characterization in NPP*. IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.18. Vienna: IAEA, 2009, 142 p.
3. *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.)
4. 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. *Yaderna Energetyka ta Dovkillia* [Nuclear Power and the Environment], vol. 16, no. 1, pp. 40–48.
5. Zaffora B., Magistris M., Saporta G., Chevalier J. (2017). Uncertainty quantification applied to the radiological characterization of radioactive waste. *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 127, pp. 142–149. doi: 10.1016/j.apradiso.2017.06.001.
6. Zaffora B., Magistris M., Chevalier J., Luccioni C., Saporta G., Ulrici L. (2017). A new approach to characterize very-low-level radioactive waste produced at hadron accelerators. *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 122, 141–147. doi: 10.1016/j.apradiso.2017.01.019.
7. *Criteria for acceptance of waste for burial in specially equipped near-surface repository for solid radwaste (SESRSRW)*. KR-III.109–4.023.-2018. Revision 6. Project. Endorsed by acting Director SSE "CERWM". Chornobyl, 2018, 39 p. (in Ukr.).
8. *Strategy and methodology for radioactive waste characterization*. IAEA-TECDOC-1537. IAEA, VIENNA, 2007, 182 p.
9. ISO 21238:2007 Nuclear energy — Nuclear fuel technology — Scaling factor method to determine the radioactivity of low- and intermediate-level radioactive waste packages generated at nuclear power plants. Geneva: International Organization for Standardization, 2007.
10. ISO 16966:2013 Nuclear energy — Nuclear fuel technology — Theoretical activation calculation method to evaluate the radioactivity of activated waste generated at nuclear reactors. Geneva: International Organization for Standardization, 2013.
11. Lukauskas D., Plukiene R., Plukis A., Gudelis A., Duskešas G., Juodis L., Druteikiene R., Lujanienė G., Luksiene B., Remeikis V. (2006). Method to determine the nuclide inventory of low-activity waste of the RBMK-1500 reactor. *Lithuanian J. Phys.*, vol. 46, no. 4, pp. 497–503. doi: 10.3952/lithjphys.46413.
12. Plukis A., Remeikis V., Juodis L., Plukiene R., Lukauskas D., Gudeli A. (2008). Analysis of nuclide content in Ignalina NPP radioactive waste streams. *Lithuanian J. of Phys.*, vol. 48, no. 4, pp. 375–379. doi: 10.3952/lithjphys.48409.
13. Mykhailov O. V., Krasnov V. O., Bezmylov V. M. (2019). Theoretical and Practical Aspects in Using Scaling Factor Method to Characterize Operational Solid Radioactive Waste Producing at Nuclear Power Plants. *Yaderna Energetyka ta Dovkillia* [Nuclear Power and the Environment], vol. 13, no. 1, pp. 52–58.
14. Albertone L., Altavilla M., Marga M., Porzio L., Tozzi G., Tura P. (2019). Control Experiences Regarding Clearable Materials from Nuclear Power Plants and Nuclear Installations: Scaling Factors Determination and Measurements' Acceptance Criteria Definition. *Environments*, vol. 11, no. 6, p. 120. doi:10.3390/environments6110120.
15. Zaffora B., Magistris M., Saporta G., La Torre F. (2016). Statistical sampling applied to the radiological characterization of historical waste. *EPJ Nuclear Sci. Technol.*, vol. 2., no. 34, pp. 1–11. doi: 10.1051/epjn/2016031.
16. Mykhailov A. V., Pavljuchenko N. I., Mjasnikov A. V., Terzi A. K., Krasnov V. A. (2019). [Results of radionuclide vectors determination to be used in characterization of SSE NPP's solid radwaste]. *Problemy Chornobyl'skoi zony vidchuzhennia* [Problems of Chornobyl exclusion zone], vol. 20, pp. 13–26. (in Russ.)

17. 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]. *Yaderna Energetyka ta Dovkillia* [Nuclear Power and the Environment], vol. 13, no. 1, pp. 67–75. (in Russ.)
18. ISO 11929 *Determination of the Characteristic Limits (Decision Threshold, Detection Limit and Limits of the Confidence Interval) for Measurements of Ionizing Radiation—Fundamentals and Application*. Geneva, Switzerland: International Standard Organization, 2019.

О. В. Михайлов, В. М. Безмилов

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

Щодо нових методичних підходів з вирішення проблеми паспортизації історичних твердих радіоактивних відходів Чорнобильської АЕС, які направляються на захоронення

Діючи в зоні відчуження правила передачі й остаточного захоронення радіоактивних відходів (РАВ) вимагають оцінки та паспортизації активності радіонуклідів у кожній упаковці з відходами відповідно до затвердженого переліку. Ця інформація використовується Оператором сховища для контролю запасів і активності радіонуклідів, які зазвичай обмежуються оцінкою безпеки сховища та наявною ліцензією на його експлуатацію. Для оптимального вирішення питань, пов'язаних із паспортизацією радіонуклідного складу РАВ в упаковках, що спрямовуються на захоронення, Міжнародне агентство з атомної енергії (МАГАТЕ) рекомендує використовувати методологію радіонуклідних векторів (Scaling Factors methodology). Однак під час її реалізації виникли певні труднощі, особливо в частині визначення низьких рівнів активності радіонуклідів, що важко вимірюються (РВВ), у так званих історичних РАВ, накопичених ще до аварії на Чорнобильській АЕС у 1986 р. Методи, які використовуються на сьогодні, дозволяють проводити лише консервативну оцінку вмісту РВВ у відходах, що в кінцевому підсумку призводить до істотного завищення їх сумарної активності в упаковках.

Останніми роками увага дослідників різних країн була направлена на підвищення ефективності методів радіологічної характеристики партій РАВ під час знят-

тя з експлуатації ядерних установок та розробку алгоритмів визначення оптимального складу радіонуклідів, що підлягають сертифікації (паспортизації). Це сприяло б зниженню ступеня переоцінки сумарної активності в упаковках з відходами, які направляються на захоронення в сховища РАВ.

У роботі розглянуто два методичних підходи до сертифікації радіонуклідного складу, які використовуються в системах поводження з РАВ Італії та Франції. Перший з них — метод визначення коефіцієнтів масштабування для РВВ у відходах на основі порівняння вимірних рівнів питомої активності радіонуклідів, у тому числі у вигляді <МДА (мінімально детектованої активності), з їхніми граничними значеннями згідно з критеріями приймання на захоронення. Метод дозволяє виключити з розгляду РВВ у разі, якщо його МДА знаходиться нижче певного значення, кратного встановленій межі активності (припустима питома активність в упаковці). Другий — методика оцінки прийнятності відходів і факторів їхньої небезпеки за величиною параметра IRAS (Radiological Acceptance Index in Storage). Метод дозволяє оптимізувати список нуклідів, що підлягають обов'язковому вимірюванню або розрахунковій оцінці їхньої активності у РАВ на основі кількісної оцінки внеску кожного з нуклідів, що мають бути задекларовані в паспорті, в сумарний IRAS упаковці.

За результатами проведеного дослідження встановлено, що застосування кількісних критеріїв, які використовуються в алгоритмах вивчених методичних підходів до сертифікації РАВ, дозволяє істотно знизити ступінь переоцінки сумарної активності упаковок з відходами за рахунок видалення зі списку РВВ, присутністю активності яких можна знехтувати з точки зору мізерності ризику перевищення встановлених для них меж активності. Розглянуті в роботі методичні підходи дозволяють оптимізувати склад радіонуклідів, що підлягають обов'язковому вимірюванню або розрахунковому визначенню їхньої активності в упаковках відходів, і можуть бути рекомендовані для вирішення проблем з характеристикою історичних відходів Чорнобильської АЕС, які направляються на захоронення.

Ключові слова: радіоактивні відходи, Чорнобильська АЕС, питома активність, мінімально детектована активність, радіонукліди, що важко вимірюються, реперні радіонукліди, сертифікація, коефіцієнт масштабування.

Надійшла 28.10.2020

Received 28.10.2020

M. V. Saveliev^{1,2}, V. A. Krasnov², A. P. Levchenko², A. E. Novikov³, A. Y. Evstigneev³, M. A. Pantin⁴

¹ Institute of Mathematical Machines and Systems Problems, NAS of Ukraine, Kyiv, 42, Akademika Glushkov ave, 03187, Ukraine

² Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 36a, Kirova st., Chornobyl, 07270, Ukraine

³ State Specialized Enterprise "Chornobyl NPP", p.o. Box 11, Slavutych, 07101, Ukraine

⁴ LLC "Digital Data Pro", 7, Druzhby Narodiv ave, Slavutych, 07101, Ukraine

Measuring the Equivalent Dose Rate Over the Shelter Object after Completion of the New Safe Confinement

Keywords:

Shelter object,
New Safe Confinement,
radiation mapping,
gamma radiation,
equivalent dose rate.

An experiment on measuring the equivalent dose rate over the Shelter object after the completion of the construction of the New Safe Confinement is described. Measurements of the gamma radiation were performed in the time of commissioning of the New Safe Confinement with the help of the sensor installed on its Main Cranes System. The carriage with a sensor was moved by a chaotic trajectory so the method of missing data interpolation was proposed. As a result, a cartogram of the distribution of the gamma field at the level of movement of the bogies of the Main Cranes System of the New Safe Confinement is provided in this paper.

Introduction

After completion of construction and commissioning of the New Safe Confinement (NSC), 2019 was the year of actual completion of the "Shelter Implementation Plan" (SIP) [1] project, which was funded by the international community for the implementation of phases 1 and 2 of the long-term strategy for the transformation of the Unit 4 of the Chornobyl Nuclear Power Plant (ChNPP) into an ecologically safe facility which was destroyed due to the accident in 1986 [2].

In the future, Ukraine will be faced with the task of implementing phase 3 — the direct transformation of the Shelter object (SO) facility, including the dismantling of unstable structures, radioactive waste management (RAW) and the development and implementation of technology for the extraction of fuel-containing masses (FCM) from the SO. These activities will be carried out under very difficult radiation conditions, both in respect of gamma radiation equivalent dose rate (EDR) and aerosol activity.

Thus, in order to prevent personnel over-exposure and based on the need to minimize the collective dose during the implementation of Phase 3 of SO conversion, the task of effective planning of activities based on the current radiation situation at the SO will remain relevant throughout the life cycle of the NSC. In its turn, such planning will be inefficient without development of a system for updating information on radiation situation at the SO.

The conceptual decision to dismantle the SO is based on the "top-to-down" principle [3]. It means the use of Main Crane System (MCS) under the roof of NSC to deliver mechanisms and personnel to the work areas, to extract the RAW and fragments of the SO, and to perform other necessary works. The planning of such activities requires up-to-date knowledge of the dose environment both in the work areas and at the height of the MCS movement.

To date, the most relevant published studies of EDR distribution on the roofs of the SO are dated 2002. [4].

© M. V. Saveliev, V. A. Krasnov, A. P. Levchenko,
A. E. Novikov, A. Y. Evstigneev, M. A. Pantin, 2020

The lack of more relevant data is due to high dose loads on the personnel required to perform these works, as well as the absence of a proven technology for remote measurement. The proposals of a number of organizations to perform such measurements with the help of commercially available drones were rejected by the ChNPP because of the justified risk of the control electronics failure and the subsequent uncontrolled drone fall on the OS.

The works on completion of the NSC project, together with the fact of creation in Ukraine the functional compatible device of the Mirion GIM204 type EDR measurement unit (which make it possible to connect it to NSC Radiation Monitoring System (RMS)) [5] has opened possibilities on placing of such device directly on the MCS and performance of remote measurements of a gamma dose distribution over the SO. As a result, the ChNPP, together with the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants (ISP NPP) of the National Academy of Sciences of Ukraine (NASU) developed Decision No. 0500/14–04 of the ChNPP Radiation Protection Shop [6] on conducting such measurements in parallel with the tests on putting into operation of the MCS.

The works on this Decision were distributed as follows:

The ISP NPP of the NASU developed the methodology of the experiment and is engaged in interpretation of the result;

The Institute of Mathematical Machines and Systems Problems (IMMSP) of the NASU developed the program and technical architecture and conceptual mathematical algorithms;

The company “Digital Data Pro” developed software;

The company “Inter Atom Instrument” manufactured and delivered the experimental device;

ChNPP placed the device on the MCS and ensured an experiment with the participation of representatives of the NASU and the developers of the device.

The results of these measurements are presented in this article.

Input data for the experiment

Traditional methods of radiation situation mapping assume the division of the investigated area into a conditional coordinate grid (usually with a fixed step in both coordinates). Further, the measurements at the nodes of this grid are performed with the subsequent construction of isolines of the spatial distribution of pollution. If the grid spacing is large, then it is necessary to estimate the pollution at any point of space resort to methods of spatial interpolation. For a two-dimensional coordinate

grid, these are usually the bilinear and bicubic interpolation methods. In this case, it is considered that the factors influencing the radiation situation are in a static state, i. e. the radiation situation in the investigated area is practically constant in a reasonable time interval.

According to the design criteria, the resolution of the MCS mechanisms ensures the positioning of the trolley with the installed EDR detector with an accuracy of ± 35 mm. The trolley can be moved at speeds of up to 15 meters per minute. The spatial position of the trolley (and the bridge) is updated approximately once per second.

Gamma radiation detection unit itself provides measurement in the range from $0.05 \mu\text{Sv/h}$ to 10Sv/h with a relative error of $\pm 17\%$ [7]. The actual data update is carried out every 2 seconds due to the operation of micro-computer software implemented in the detection unit.

In both cases, data on trolley location coordinates and EDR readings are recorded in the NSC ICS historical database. In this case, the registration is based on the principle of “on change” recording.

The existing restrictions in the MCS commissioning test programme did not envisage the possibility of organizing the movement of MCS components along a regular grid. Moreover, the participants in the experiment could not significantly influence the trajectory and speed of the trolley movement.

Thus, the decision was made to limit the data obtained as a result of the actual movement of the trolley with the measuring instrument and to estimate the missing data by spatial interpolation.

Research progress

The detector of the instrument was placed on the “safe trolley” of the MCS with a slight offset from the centre of its movement axis, from the “north” side of the trolley under its floor at the level of the lower plane of the MCS movement, so that from above the detector shields the MCS structural elements are placed (Fig. 1). It was made to avoid potential effects of scattered gamma radiation from NSC structures.

Several series of measurements were made. In all cases the trolley movement and EDR readings were recorded by the NSC’s ICS and archived on the historical server.

In order to eliminate the risk of data loss due to unstable communication with the instrument, all EDR measurements were duplicated to the internal memory of the device and were available for retrieval after communication recovery. Direct synchronization of the device operation with the NSC’s ICS archive data server was



Fig. 1. Placement of the instrument on the Safe Trolley of MCS

provided by a single NTP server for the device and NSC’s ICS (precise time server, with network protocol support for synchronization of the computer’s internal clock using variable latency networks).

First experimental measurements

The purpose of the first experiment was to check the operation of the device under conditions of dynamic movement of MCS across the “working field” over the SO. Namely:

- the influence of possible interferences from the operation of the MCS electric power equipment;
- the presence of possible “dead” zones, where there is no radio communication with the device;
- stability of the device interface with the NSC RMS;
- stability of the device operation in high gamma fields (more than 1 R/h).

After installation of the device, the ChNPP personnel moved the safe trolley of MCS according to the planned test program. The movement trajectory and time diagram of the experiment are shown in Figs. 2 and 3, respectively.

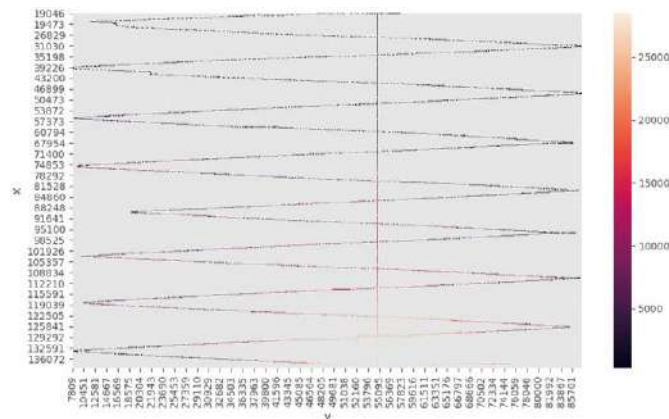


Fig. 2. Sensor trajectory over the Shelter object

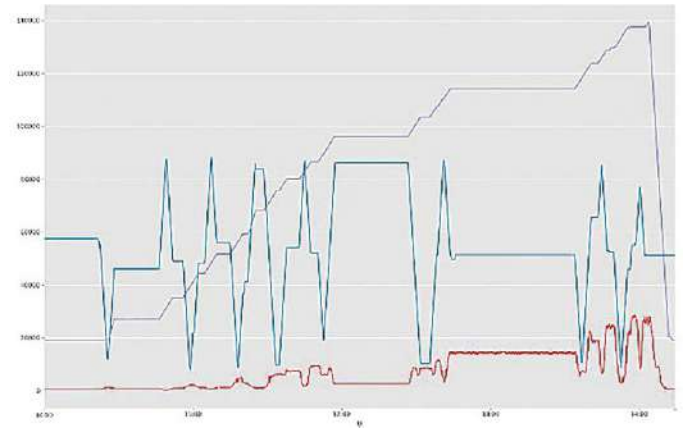


Fig. 3. Time diagram of the experiment

In the course of the experiment, a minimum value of 230 $\mu\text{S/hr}$ (in the area of the northern garage of the NSC) and a maximum value of 28490 $\mu\text{S/hr}$ (2.84 R/h) were recorded. Thus, the main purpose of the experiment — to check the operation of the software and hardware complex of the device and to obtain raw data for debugging mathematical algorithms — was fully achieved. As a result, it was decided to leave the device at the MCS in order to record all subsequent data on EDR values above the SO in automatic mode in the device memory and (if possible) on the NBC’s IMS archive server.

On the basis of the obtained data, a software module in Python language was developed, which made it possible to build a “thermal map” of EDR density distribution over the SO. The direct visualization was performed using the Seaborn module. The data obtained in this way were processed as follows.

1. The rectangular segment in the plane under the MSC was divided into squares with the side of 1 meter. Each square was assigned coordinates (x, y) — corresponding to an integer number of meters from the beginning of the MCS coordinates. The obtained points are considered as nodes of a simulated EDR distribution grid over the SO.

2. If trolley was above a certain square in coordinates (x, y) of one or more time intervals t_i — then the EDR for this square (D_{xy}) was defined as the arithmetic mean of the detector measurements at the union of all the above time intervals. A square meter with the calculated EDR in coordinates (x, y) is taken as interpolation node, and pairs $((x, y), D_{xy})$ are taken as basic data point.

3. By means of bilinear interpolation methods, the values in the remaining nodes of the modeled grid are calculated from the known data base points.

As a result of the algorithm work, the following data have been obtained (Fig. 5).

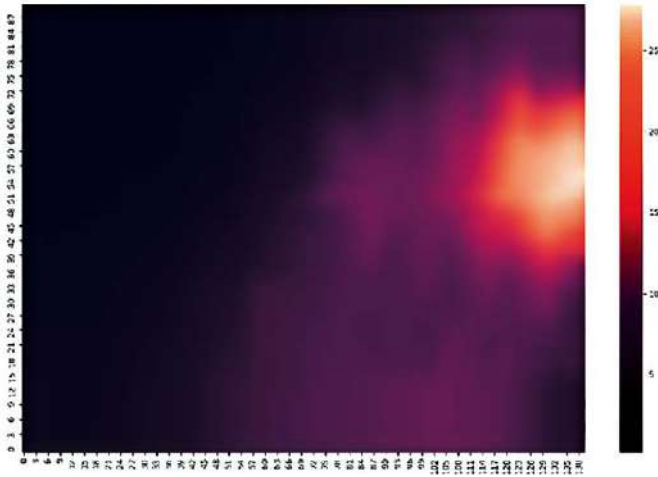


Fig. 5. Results of processing the first experimental data

As it can be seen in the figure, the calculated distribution of EDR has a pronounced form in the form of oscillating flame, and the contours of oscillation are clearly associated with the trajectory of the trolley.

A detailed analysis of the primary results showed that there is an 8-second delay in the reading of the BDBG-09 type EDR detector. That, when the trolley moves from a “hot” place to a “cold” place, shifts the “heat” pattern to a “cold” place and vice versa. Such delay is typical for all detectors having microprocessor processing and it is caused by delays in signal processing and applied numerical filters. It should be noted here that the lag effect for the original NSC RMS detector — GIM-204 — is more significant (about 30 seconds at low activity).

Further measurements

As it was noted above, the EDR measuring device mounted on the MCS provided functional compatibility with the standard radiation monitoring instruments of the NSC RMS. Besides, the EDR readings are duplicated in the device memory. This made it possible to make a sampling of experimental data post factum, after the completion of the complex of works on testing the MCS, carried out by the ChNPP. And based on the results of long-term observations during the commissioning with the help of stationary sensors of the NSC RMS, which indicate that EDR under the NSC roof is in stable condition and its changes are related only to the shielding that occurs when the MCS is moved, it was decided to combine the results of all measurements, including the first one. The combined result of the measurements, combined with the trajectory of movement, is shown in Fig. 6.

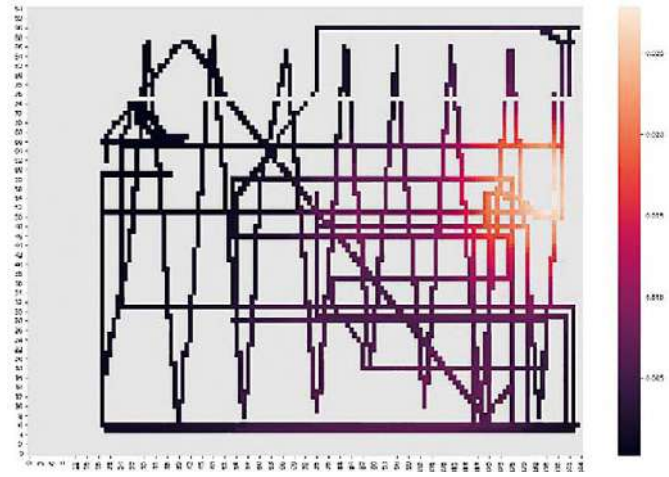


Fig. 6. Total EDR sensor trajectory for all observed time intervals

Thus, a new dataset was selected, on which the corrected algorithm for constructing the “heat map” was applied. The essence of the algorithm changes from the one described above was reduced to the correction of the delay time of the EDR readings relative to the actual position of the cart, as well as the use of various methods for interpolating the missing data. And here it should be noted that a discussion of the “best” interpolation method is beyond the scope of this article.

Interpolation is performed by the method of iterative reconstruction of missing data with the help of the closest neighbours located at a single distance from the point under reconstruction. The essence of interpolation method is reduced to the following algorithm.

1. All the points whose values need to be reconstructed are searched for.
2. For each such point, the nearest neighbours located at a given distance are found. These neighbours form a sample, in the terminology of mathematical statistics. In this case, the distance is equal to one, and the neighbours are located along the perimeter of a square matrix of 9 cells.
3. As a value for the point to be reconstructed, some weight function is applied. In this case, if the number of neighbours is greater than or equal to 7, the median of the sample is taken as the value of the point to be reconstructed. If the number of neighbours is greater than or equal to 3, then the value of the point to be reconstructed is determined as the arithmetic mean in the sample.
4. The algorithm is repeated until all the missing points are reconstructed.
5. When all missing points are discovered a Gaussian blur filter with radius 1 is applied on the whole map.

Results and Discussion

The final calculated heat map of EDR distribution over the SO after the NSC slide is shown in the Fig. 7.

It should be noted that there are different types of interpolation available. The calculated heat map of EDR distribution over the SO after the NSC slide by the Kriging interpolation is shown in the Fig. 8. It gives probably more conservative but quite similar results by identification gamma anomalies over the SO. However, the verification of the both methods were not performed and the problem of “best” interpolation of EDR data on measurements on a chaotic monitoring network requires further study.

The obtained result was integrated with the existing 3D model of the SO-NSC system. The result of such visualization is shown in Fig. 9. As it was expected, the zone

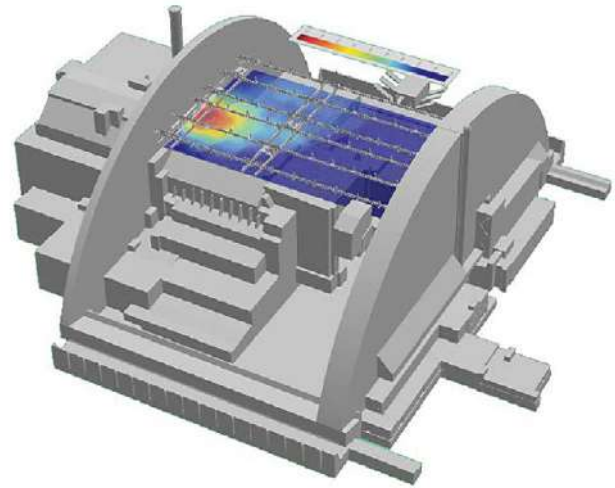


Fig. 9. Calculated “heat map” of EDR distribution over the SO superimposed on the 3D model of the SO-NSC system

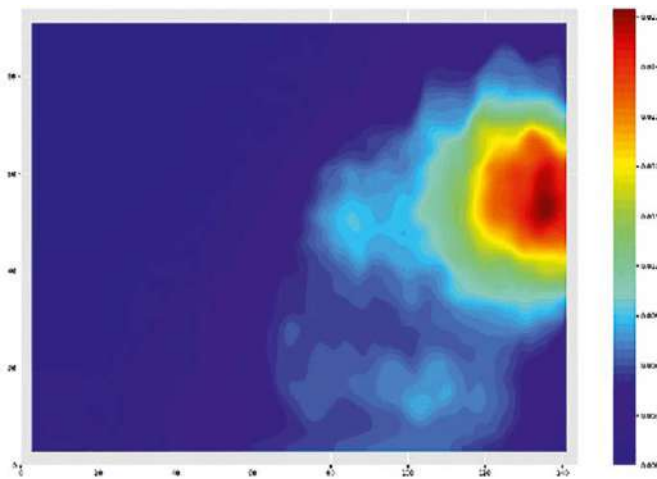


Fig. 7. Calculated “heat map” of EDR distribution over the SO after NSC slide by the algorithm above

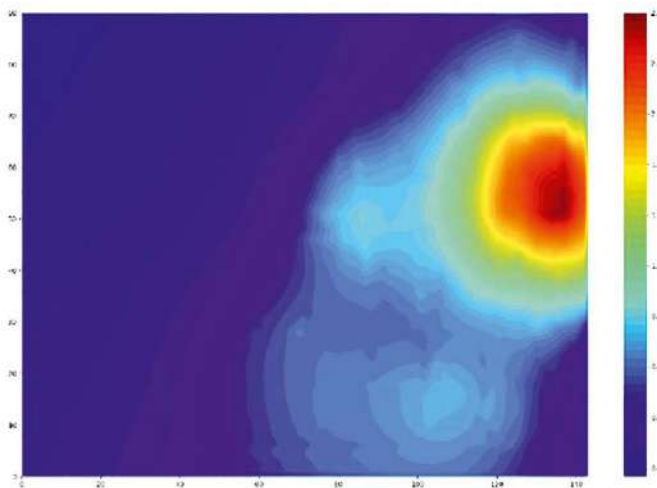


Fig. 8. Calculated “heat map” of EDR distribution over the SO after NSC slide by Kriging methods

with the highest gamma rate is located close to the west side of the SO. It could be easily explained by the closest distance between the sensor and structures of the SO during measurements and the fact that while cleaning the roof of the ChNPP just after the accident, the biggest and highly contaminated (more than 1000 R/h) reactor’s core parts found on the roof were dumped into the breakdown of 4 Unit exactly on this side. Here we could say that obtained results are completely corresponds to existing studies of the EDR distribution on the roofs of the SO dated in 2002 [4].

The gamma anomaly on the south close to reactor hall could also be identified. However the measurements done in 2002 show 2 anomalies when measurements show only one. It will require future study and more detailed measurements in this zone.

A new measurements show also an anomaly over the reactor shaft, which are missing on the results obtained 2002 [4]. This area will need more detailed inspection in the future.

Conclusion

The work performed made it possible to create an operating technical system that ensures the actualization of data on the EDR distribution over the SO. The data obtained make it possible to continue research in the field of assessing the current state of the SO.

The problem of “best” interpolation of EDR data on measurements on a chaotic monitoring network requires further study. And a verification approach for such algorithms needs to be elaborated.

At this stage, the obtained result can be taken as a basis for calculating the collective dose when planning

the maintenance of the MCS of the NSC, for example, using the tools of the ChNPP Visualization Center [8].

The obtained results of this work are planned to be used as the basis for the creation of a technical vision system to determine the radiation and technical state of the SO during the planning and carrying out work to dismantle its unstable structures.

Acknowledgments

The authors would like to express their gratitude:

To all staff of the Chornobyl NPP, and personally: Mr. S. Kondratenko Technical Director Deputy; Managers and staff of the Radiation Safety Department — L. Yakovenko, N. Selyansky, E. Stromko, E. Sholokh, I. Grabov; Managers and staff of the Operation Shop of NSC—Mr. S. Poplygin, P. Lukashevich, D. Didovsky; Managers and staff of the Instrumentation Shop — Mr. V. Vorobey, A. Kokorev, I. Smolin, I. Chaadayev, I. Kokshin, E. Koloda, S. Perfilov; Department for Strategic Planning — Mr. D. Stelmakh, F. Lansikh.

To the team of the Shelter Implementation Plan Project Management Unit and personally — Bernard Banat, Phillippe Casse, Mustapha Merabti, Andrey Levchenko, Sergey Derjuga, Alexandr Skripov, Roman Kuchma, Evgeny Alfimov, Vlad Shumilov.

To the Staff of JE “NOVARKA” and personally to Vincent Jehanno, Timur Stolinets, Maxim Pabot, Alexander Boginsky, Denis Shvets, Elena Obi, Evgeny Kolesnik.

To the Staff of Actemium Portugal (NOVARKA subcontractor in the development of the control system of the NSC) Nuno Nogueira, José Martins, David Inácio, Vasco Brito, André Quintanova.

To the Head and Personnel of Inter Atom Instrument — N. Istomin, A. Nekrashevich, M. Tishchuk.

References

1. TACIS (1997). Chernobyl Unit 4: Shelter Implementation Plan.
2. Protocol No. 2 of 12.03.2001. *Object Shelter Conversion Strategy agreed upon by the Interdepartmental Commission for the Comprehensive Solution of the Chernobyl NPP Problems*. (in Russ.)
3. SIP-N-LI-22-A500_CDS-001. *Safety Document for Conceptual Design of NSC*, 2008.
4. Borovoi A. A., Velikhov E. P. (2015). [Experience of Chornobyl (works at Shelter Object)]. Part 4. — Moscow: SIC, 138 p. (in Russ.)
5. Istomin N., Pantin M., Saveliev M. (2019). Example of import substitution in the automated radiation control. *Proceedings of the Fourth International Conference on Nuclear Decommissioning and Environment Recovery INUDECO 19 (Slavutych, April 24–26)*, p. 102. (in Russ.)
6. Technical decision No. 0500/14–04 of the Radiation Safety Shop of Chernobyl NPP of 12.02.2020. (in Ukr.)
7. Gamma radiation detection unit BDBG-09. Operation manual BICT.418266.006–04 RE, 48 p. (in Russ.)
8. Mark N. K., Bilyk A., Gavrylin A., Bratteli J., Bryntesen T. R., Edvardsen S. T. (2019). Chornobyl Decommissioning Visualisation Centre — use of VR for real-time simulation in dose calculation and visualisation as part of decommissioning planning at CHNPP. *Proceedings of the Fourth International Conference on Nuclear Decommissioning and Environment Recovery INUDECO 19 (Slavutych, April 24–26)*, pp. 15–249.

**М. В. Савельєв^{1,2}, В. О. Краснов², А. П. Левченко²,
О. Є. Новіков³, О. Ю. Євстигнєєв³, М. А. Пантін⁴**

¹ Інститут проблем математичних машин та систем НАН України, проспект Академіка Глушкова, 42, Київ, 03187, Україна

² Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36-а, м. Чорнобиль, Київська область, 07270, Україна

³ ДСП «Чорнобильська АЕС», а/с 11, Славутич, 07100, Україна

⁴ ТОВ «Діджітал Дата Про», просп. Дружби народів, 7, Славутич, 07101, Україна

Вимірювання потужності еквівалентної дози над об'єктом «Укриття» після завершення будівництва нового безпечного конфаймента

Описано експеримент щодо вимірювання еквівалентної дози для об'єкта «Укриття» (ОУ) після завершення будівництва нового безпечного конфаймента (НБК). Надалі перед Україною постає завдання з демонтажу нестабільних конструкцій ОУ. Планування таких робіт вимагає актуальних знань щодо дозової обстановки як у районах виконання робіт, так і на висотах переміщення системи основних кранів (СОК). Вимірювання гамма-випромінювання проводили під час введення в експлуатацію НБК за допомогою розробленої в Україні системи, яка функціонально еквівалентна приладу Mirion GIM204 і повністю сумісна з системою радіаційного контролю НБК. Було виконано декілька серій вимірювань. Візок СОК з дат-

чиком переміщували хаотичною траєкторією, тому було запропоновано метод інтерполяції відсутніх даних. Метод реалізовано у вигляді програмного коду, а візуалізація картограм розподілу гамма-поля виконана у вигляді «теплової карти». Під час інтерпретації результатів вимірювань відзначався ефект запізнення вимірювань ПЕД, що під час руху візка від «гарячого» місця до «холодного» зміщує «теплову» картину в бік «холодного» місця і навпаки. Таке запізнення характерне для всіх детекторів, що мають мікропроцесорну обробку, і це обумовлено затримками в обробці сигналу і застосовуваними числовим фільтрами. Як результат, у цій роботі подано карто-

граму розподілу гамма-поля на рівні руху візків СОК НБК. Робота дозволила створити діючу технічну систему, що забезпечує актуалізацію даних про розподіл ПЕД над ОУ. Отриманий результат може бути взятий за основу розрахунку колективної дози під час планування технічного обслуговування СОК. У статті робиться висновок, що проблема «найкращої» інтерполяції даних ПЕД за вимірюваннями на хаотичній мережі моніторингу вимагає подальшого вивчення.

Ключові слова: об'єкт «Укриття», новий безпечний конфайнмент, радіаційне картографування, гамма-випромінювання, потужність еквівалентної дози.

Надійшла 20.08.2020

Received 20.08.2020

О. В. Балан, С. Г. Брилка, В. В. Деренговський, В. В. Єгоров, Л. І. Павловський, В. М. Рудько, Д. О. Хоменко

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

Варіанти вирішення проблеми частин об'єкта «Укриття», що виступають за межі нового безпечного конфайнмента

Ключові слова:

Чорнобильська АЕС, об'єкт «Укриття», новий безпечний конфайнмент, виступаючі частини, багатокритеріальний аналіз, порівняльний аналіз.

Розглянуто питання щодо конструкцій об'єкта «Укриття», що залишилися за межами нового безпечного конфайнмента (виступаючі частини). Проведено аналіз стану будівельних конструкцій виступаючих частин та підтверджено необхідність виконання робіт із підсилення та/або демонтажу несучих конструкцій. Сформульовано можливі варіанти проведення реконструкції цих частин. Виконано порівняльний аналіз щодо вибору варіантів вирішення проблеми з підсилення та/або демонтажу конструкцій виступаючих частин об'єкта «Укриття» за допомогою методу багатокритеріального аналізу. Наведені результати аналізу дозволяють обрати найбільш вигідний варіант вирішення поставлених цілей та завдань для максимально безпечного та економічно вигідного демонтажу та/або підсилення конструкцій виступаючих частин. Отримана інформація, як вхідні дані, може бути використана під час проектування реконструкції частин деаераторної етажерки та машинного залу об'єкта «Укриття», що виступають за межі нового безпечного конфайнмента.

Вступ

Після спорудження стін огорожувального контуру нового безпечного конфайнмента (НБК) по осях 39 і 65 об'єкта «Укриття» (ОУ) і насування конструкції арки НБК у проектне положення частина будівлі II черги Чорнобильської АЕС залишилась за межами новоствореної системи НБК — ОУ. Будівельні конструкції із західної та східної сторін НБК, що не були накриті НБК і не потрапили в його об'єм, отримали назву «виступаючі частини». Із західної сторони НБК виступаючі частини мають протяжність 18 м разом із частинами машинного залу і деаераторної етажерки (ДЕ) між осями 65–68, а зі східної сторони НБК виступаючі частини мають протяжність 30 м разом із частинами машинного залу і ДЕ між осями 34–38 (рис. 1).

Для оцінки технічного стану будівельних конструкцій машинного залу і ДЕ у 2012–2013 рр. фахівцями Науково-дослідного інституту будівельних конструкцій (НДІБК) було проведено спеціальні дослідження та отримано дані для оцінки можливості безаварійного функціонування будівельних конструкцій виступаючих частин упродовж усього терміну експлуатації НБК (100 років).

У ході досліджень було розглянуто специфічні особливості основних несучих конструкцій, огорожувальних конструкцій і матеріалів покриттів будівель виступаючих частин відповідно до проекту та виконано розрахунки їхньої несучої спроможності з урахуванням факторів ослаблення за період після-аварійної експлуатації.

На підставі отриманих даних було визначено, що на вибір рішення щодо подальшої перспективи

© О. В. Балан, С. Г. Брилка, В. В. Деренговський, Л. І. Павловський, В. М. Рудько, Д. О. Хоменко, 2020

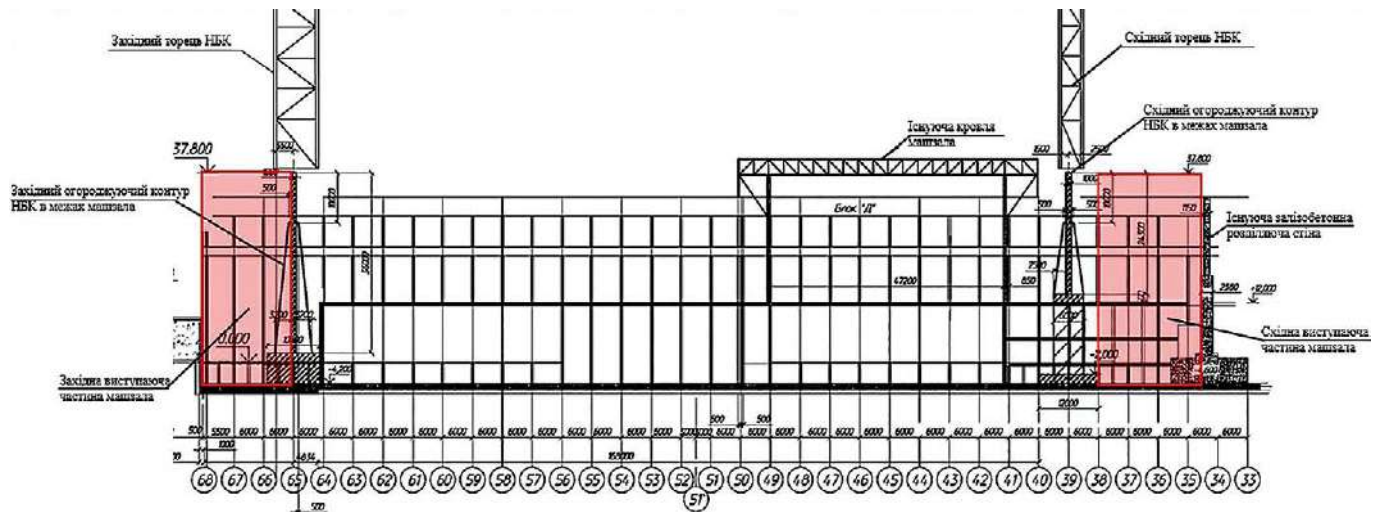


Рис. 1. Виступаючі частини об'єкта «Укриття» із західної та східної сторін НБК (на рис. дати машинного залу)

виступаючих частин об'єкта «Укриття» із західної та східної сторін НБК (рис. 2 і 3) впливають, з одного боку, ризики, які потенційно можуть виникнути в разі неконтрольованого обвалення цих споруд, зо-



Рис. 2. Виступаюча частина об'єкта «Укриття» із західної сторони НБК



Рис. 3. Виступаюча частина об'єкта «Укриття» зі східної сторони НБК

крема радіаційні наслідки і фінансові затрати на ліквідацію самої аварії, а з іншого — ступінь залучення цих споруд для потреб поточної експлуатації системи НБК — ОУ.

Слід зазначити, що на сьогодні багато приміщень ДЕ експлуатуються. На нижніх позначках виступаючої частини ДЕ об'єкта «Укриття» із західної сторони НБК розташовані приміщення, в яких функціонує система поводження з рідкими радіоактивними відходами; на позначці 5,800 експлуатуються приміщення санітарного шлюзу, на позначці 10,000 розташований сходово-ліфтовий блок, задіяний для організації шляхів доступу персоналу у приміщення та на покрівлю ДЕ і машинного залу. У виступаючій частині ДЕ зі східної сторони НБК у більшості приміщень прокладено магістральні кабельні лінії енергозабезпечення, експлуатуються трансформаторні підстанції, розташовано щити управління, у тому числі й щити інтегрованої автоматизованої системи контролю (ІАСК) та системи фізичного захисту і контролю доступу. Через ДЕ проходять шляхи доступу у приміщення блока В, блока допоміжних систем реакторного відділення (ДСРВ) і третього блока.

У порівнянні з ДЕ у східній і західній виступаючих частинах машинного залу відсутні приміщення, які експлуатуються. Разом з тим необхідно зазначити, що виступаюча частина машинного залу на заході межує з експлуатованим компонентом НБК, а саме шлюзом доступу пожежних підрозділів у південний сектор НБК. Будь-який інцидент, пов'язаний з аварією конструкцій західної виступаючої частини машинного залу, може призвести до довготривалого блокування проїзду під НБК, що само собою несе

негативні наслідки. Крім того, у цій частині промислового майданчика НБК проходять надземні комунікації НБК на естакадах з високими і низькими опорами, які також можуть бути пошкоджені під час непередбачуваного руйнування конструкцій виступаючої частини об'єкта «Укриття». І нарешті, поруч із західною виступаючою частиною проходять шляхи доступу персоналу до входу в НБК, для якого в усіх випадках повинна гарантуватись безпека.

Таким чином, на підставі результатів досліджень технічного стану конструкцій і виконаних розрахунків було зроблено висновок про те, що виступаючі за межі НБК частини споруди II черги Чорнобильської АЕС не відповідають вимогам, які висуваються до конструкцій НБК, а тому конструкції виступаючих частин повинні бути підсилені або демонтовані.

Варіанти демонтажу/підсилення конструкцій виступаючих частин

Співробітниками Інституту проблем безпеки атомних електростанцій (ІПБ АЕС) НАН України спільно з НДІБК [1] були запропоновані варіанти реконструкції виступаючих частин з підсиленням та/або демонтажем несучих конструкцій для запобігання виникнення можливих аварій.

В основу реконструкції виступаючих частин було закладено два варіанти виконання необхідних робіт, а саме:

підсилення з частковим демонтажем і заміною будівельних конструкцій без зміни існуючих позначок машинного залу і ДЕ (варіант 1з і 1с);

підсилення з частковим демонтажем і заміною будівельних конструкцій із зміною існуючих позначок будівлі машинного залу (варіант 2з і 2с).

У технологічному відношенні варіанти 1з і 1с реконструкції виступаючих частин без зміни існуючих позначок будівлі машинного залу для західної та східної виступаючих частин виглядають таким чином:

демонтуються щити додаткової металевої покрівлі ДЕ. Потім здійснюється демонтаж/підсилення плит покриття ДЕ, влаштування нової покрівлі, герметизація та облаштування з'єднання із стіною огорожувального контуру НБК. Далі виконуються роботи з демонтажу/підсилення плит стінового огороження ДЕ та оздоблювальні роботи;

демонтуються щити додаткової металевої покрівлі машинного залу. Далі здійснюються роботи з демонтажу/підсилення комплексних плит покриття

машинного залу, влаштування нової покрівлі, герметизація та облаштування з'єднання зі стіною огорожувального контуру НБК;

виконуються роботи з демонтажу/підсилення елементів каркаса (в'язі, ферми, прогони, колони тощо). Потім здійснюється демонтаж/підсилення панелей стінового огороження машинного залу та оздоблювальні роботи.

Слід зазначити, що технічний стан конструкцій східної виступаючої частини, як більш віддалених від епіцентру аварії, кращий за аналогічні конструкції західної виступаючої частини. Тобто для реконструкції відповідно до варіанту 1с більш характерними будуть роботи, пов'язані з підсиленням конструкцій без демонтажу їх.

Під час реалізації варіантів 2з і 2с реконструкція виступаючих частин ДЕ здійснюється аналогічно варіантам 1з і 1с, а зміна існуючих позначок пропонується тільки для будівлі машинного залу. Таким чином, варіанти 2з і 2с розглядаються лише для машинного залу.

Під час реконструкції західної та східної частин машинного залу, що виступають за межі НБК, демонтуються щити додаткової металевої покрівлі, елементи стінового огороження, комплексні плити покриття та кроквяні ферми машинного залу. Виконуються роботи з демонтажу елементів каркаса (в'язі, ферми, прогони, колони тощо), при цьому здійснюється різання колон до позначки 12,000 (поверхня плити турбіни машинного залу) і демонтаж цих частин. Далі кроквяні ферми машинного залу монтуються на вкорочені частини колон (позначка 12,000), підсилюються та кріпляться в'язями, фермами і прогонами. Після цього здійснюються роботи з монтажу комплексних плит покриття, влаштування нової покрівлі, герметизація й облаштування з'єднання зі стіною огорожувального контуру НБК. Після завершення виконується монтаж стінового огороження частини машинного залу, що залишилась, та оздоблювальні роботи. На рис. 4 і 5 за допомогою комп'ютерної графіки зображено можливий загальний вигляд західної і східної виступаючих частин об'єкта «Укриття» після виконання робіт за одним з варіантів реконструкції.

Враховуючи складні радіаційні умови у приміщеннях об'єкта «Укриття», безпосередню близькість конструкцій виступаючих частин до споруди і до побудованої інфраструктури НБК, здійснення реконструкції виступаючих частин об'єкта «Укриття» є завданням досить складним, що спричинить значні фізичні та фінансові витрати.



Рис. 4. Виступаюча частина об'єкта «Укриття» із західної сторони НБК після реконструкції (варіант 2з)



Рис. 5. Виступаюча частина об'єкта «Укриття» зі східної сторони НБК після реконструкції (варіант 2с)

Методика порівняльного аналізу доз/витрат/зиску

Порівняння варіантів реконструкції західної та східної частин машинного залу, що виступають за межі огорожувального контуру НБК, виконується на основі багатокритеріального підходу [2] з урахуванням рекомендацій МКРЗ і вимог НРБУ-97.

Суть методу полягає в побудові узагальненого показника ефективності рішення у вигляді суми окремих критеріїв з певними ваговими коефіцієнтами, що визначають важливість кожного з критеріїв для прийняття рішення. З цією метою для кожного окремого критерію здійснюється побудова функції корисності $u_j(x)$, яка відображає область зміни кожного з критеріїв x у діапазон значень від 0 до 1 [1, 3].

Під час проведення аналізу для кожного варіанта визначається узагальнений показник корисності як сума відповідних функцій корисності

$$U_i = \sum_{j=1}^n k_j \cdot u_j(x_{ji}), \quad (1)$$

з ваговими коефіцієнтами k_j , які вибираються так, щоб

$$\sum_{j=1}^n k_j = 1. \quad (2)$$

Вид функцій корисності u_j і значення вагових коефіцієнтів k_j вибираються відповідно до теорії прийняття рішень за багатьох критеріїв.

Для порівняння варіантів реконструкції західної та східної частин машинного залу, що виступають за межі огорожувального контуру НБК, обрано такі критерії:

C — вартість робіт;

T — трудовитрати на виконання робіт;

D — колективна ефективна доза (КЕД) опромінення персоналу;

R — об'єми радіоактивних відходів (РАВ), що утворюються;

L — вплив на діяльність з експлуатації комплексу НБК — ОУ;

Q — величина ризику потенційних аварій під час виконання робіт.

Перші чотири критерії є агрегативними, а два останні якісними. Значення критеріїв C (тис. грн), T (люд.-год), D (люд.-Зв) та R (т) визначаються під час опрацювання концептуальних проектних рішень.

Функції корисності будуються, виходячи з таких умов: в області малих значень вартості (або дози) функція $u_j(x)$ повинна мати високі значення й бути малочутлива до змін аргументу; в області великих значень вартості (або дози) функція $u_j(x)$ повинна мати низькі значення й бути малочутлива до змін аргументу; в інтервалі середніх значень аргументу, що близькі між собою, функція $u_j(x)$ повинна мати високу роздільну здатність.

У процесі адаптації функції до перерахованих умов було знайдено функцію бажаності спеціального виду, що відповідає поставленим вимогам,

$$u_i(x) = EXP(-0,7 \cdot (x / A)^4), \quad (3)$$

де $i = 1, \dots, 7$; x — значення критерію; A — константа, що визначається як середнє значення i -го показника екологічної безпеки всіх розглянутих варіантів.

Якісна оцінка може бути проведена різними способами. Одним з найбільш доступних і змістовно обґрунтованих методів є метод експертних оцінок.

Експертам необхідно вибрати для кожного з варіантів число з такого набору: 1 — неприйнятне значення; 3 — допустиме значення; 5 — прийнятне значення; 7 — найбільш прийнятне значення; 9 — ідеальне значення; 2, 4, 6, 8 — проміжні значення між сусідніми значеннями шкали.

Як загальну оцінку (результат обробки думок експертів) може бути використано середнє значення $B_{\text{серед}}$ або медіанне значення M .

$$B_{\text{серед}} = \frac{\sum_{i=1}^L B_i}{L}, \quad (4)$$

де B_i — оцінка i -го експерта.

Усі відповіді експертів у порядку зростання

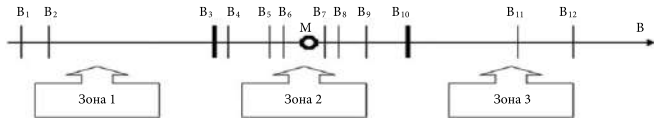


Рис. 4. Шкала оцінок експертів

їхніх значень розташовуються на загальній шкалі (рис. 4) і визначають зону оптимізму (зона 3: $B_{10} - B_{12}$), зону песимізму (зона 1: $B_1 - B_3$) і зону середніх оцінок (зона 2: $B_4 - B_9$). До зон 1 і 3 зараховують по $\frac{1}{4}$ виставлених оцінок. Медіана M визначається для зони середніх оцінок за формулою (4). У цій методиці медіанне значення M приймається як загальна оцінка.

З урахуванням того, що C_1, C_2 — вартості робіт розглянутих варіантів; T_1, T_2 — трудовитрати на виконання робіт; D_1, D_2 — КЕД при реалізації варіантів; R_1, R_2 — об'єми РАВ, що утворюються; L_1, L_2 — вплив на діяльність з експлуатації комплексу НБК — ОУ; Q_1, Q_2 — величини ризику потенційних аварій, при виконанні робіт для цих варіантів узагальнені показники корисності будуть мати такий вигляд:

$$U_1 = \frac{1}{6} \cdot (\exp(-0,7 \cdot (2 \cdot C_1 / (C_1 + C_2))^4) + \exp(-0,7 \cdot (2 \cdot T_1 / (T_1 + T_2))^4) + \exp(-0,7 \cdot (2 \cdot D_1 / (D_1 + D_2))^4) + \exp(-0,7 \cdot (2 \cdot R_1 / (R_1 + R_2))^4) + L_1 + Q_1), \quad (5)$$

$$U_2 = \frac{1}{6} \cdot (\exp(-0,7 \cdot (2 \cdot C_2 / (C_1 + C_2))^4) + \exp(-0,7 \cdot (2 \cdot T_2 / (T_1 + T_2))^4) + \exp(-0,7 \cdot (2 \cdot D_2 / (D_1 + D_2))^4) + \exp(-0,7 \cdot (2 \cdot R_2 / (R_1 + R_2))^4) + L_2 + Q_2). \quad (6)$$

Вигоду реалізації варіанта 1 до варіанта 2 ΔU можна представити як

$$\Delta U = U_1 - U_2, \quad (7)$$

Таблиця 1. Підсумкова експертна оцінка якісних показників для порівняння варіантів реконструкції західної та східної частин машинного залу, що виступають за межі огорожувального контуру НБК

Результати аналізу	Варіант 1з	Варіант 2з	Варіант 1с	Варіант 2с
Підсумкова експертна оцінка впливу на діяльність з експлуатації комплексу НБК — ОУ (L)	0,625	0,375	0,5	0,5
Підсумкова експертна оцінка ризиків потенційних аварій при виконанні робіт (Q)	0,5	0,5	0,5	0,25

Якщо ця різниця виявиться більше нуля, тоді доцільна реалізація варіанта 1. Якщо $\Delta U < 0$, то доцільна реалізація варіанта 2. Це означає, що перевага віддається тому варіанту, в якого значення узагальненого показника корисності U більше.

Оцінка якісних показників

Для оцінки якісних показників було обрано групу експертів із трьох осіб. Вибрані експерти мають відповідну вищу освіту, досвід роботи за спеціальністю не менше двох років, знання технологій виконання робіт на об'єктах із радіаційно-ядерними технологіями, знають експлуатаційну документацію комплексу НБК — ОУ[1].

Слід зазначити, що роботи з демонтажу/підсилення конструкцій ДЕ західної та східної виступаючих частин об'єкта «Укриття» у межах варіантів 1з і 2з та 1с і 2с однакові, тому для порівняльного аналізу доз/витрат/зиску у цій роботі прийняті кількісні показники тільки по виступаючих частинах машинного залу між осями 65–68 і 34–39 відповідно.

Підсумкова експертна оцінка представлена в табл. 1.

Необхідною умовою достовірності отриманої оцінки є достатній рівень узгодженості думок експертів. Його перевіряють на основі аналізу дисперсії оцінок експертів на проміжку $B_i - B_L$: абсолютна величина дисперсії не повинна перевищувати 0,25 від значення M (медіанне значення).

Таблиця 2. Вхідні дані кошторисної вартості та трудовитрат за заявленими варіантами [1]

Найменування роботи	Кошторисна вартість, тис. грн	Кошторисні трудовитрати, люд.-год
Варіант 1з		
Демонтаж конструкцій	961,4	7 282
Підсилення конструкцій	4 103,3	29 882
Усього	5 064,7	37 164
Варіант 2з		
Демонтаж конструкцій	2 746,1	22 434
Підсилення конструкцій	1 721,7	13 844
Усього	4 467,8	36 278
Варіант 1с		
Демонтаж конструкцій	947	7 862
Підсилення конструкцій	7 224,9	54 674
Усього	8 171,9	62 536
Варіант 2с		
Демонтаж конструкцій	4 751	39 478
Підсилення конструкцій	1 167,7	9 416
Усього	5 918,8	48 894

Кошторисна вартість і трудовитрати за варіантами виконання робіт

Дані виконаних кошторисів, в яких розраховано трудомісткість та вартість робіт із демонтажу/підсилення конструкцій машинного залу, наведено в табл. 2.

Для оцінки трудовитрат і вартості робіт фахівцями НДІБК було проведено аналіз робіт за варіантами реконструкції виступаючих частин об'єкта «Укриття» із західної та східної сторін НБК і розраховано основні обсяги демонтажу або підсилення будівельних конструкцій.

Оцінка дозовитрат персоналу

Розрахунок дозовитрат персоналу виконано за документом [4], затвердженим Міністерством охорони здоров'я України у 2004 р. Як вихідні дані для розрахунку дозових навантажень персоналу було ви-

користано дані трудовитрат для кожного з варіантів виконання робіт, радіаційні характеристики на шляхах доступу та в місцях виконання робіт.

Слід зауважити, що кошторисна трудомісткість робіт включає всі трудовитрати підрядної організації на час виконання заявлених робіт за контрактом. Виходячи з досвіду реалізації подібних проектів на об'єкті «Укриття», трудовитрати персоналу безпосередньо на робочих місцях в умовах об'єкта «Укриття» становлять 10÷30% від кошторисної трудомісткості робіт. Варіанти підсилення/демонтажу виступаючих частин об'єкта «Укриття» із західної та східної сторін НБК з точки зору однорідності, виду діяльності та складності робіт можна вважати подібними. Тому для оцінки дозовитрат персоналу прийнято, що трудовитрати на виконання робіт в об'єкті «Укриття» безпосередньо на робочих місцях становлять 10% від кошторисної трудомісткості робіт.

КЕД зовнішнього опромінення персоналу (люд.-мЗв) визначається за формулою

$$S_p = K_{зп} \cdot K_E \cdot ПД \cdot T, \quad (8)$$

де $K_{зп}$ — коефіцієнт запасу на проектування; K_E — коефіцієнт переходу від експозиційної дози зовнішнього опромінення до ефективної дози зовнішнього опромінення, мЗв/Р; ПД — значення потужності експозиційної дози зовнішнього опромінення в зоні робіт, Р/год; T — трудовитрати на виконання робіт, люд.-год.

Наводимо зведені показники діапазонів потужності дози (ПД) у зоні виконання робіт і прийняте середнє значення ПД, мР/год. Ця величина є усередненим значенням по всіх приміщеннях, що знаходяться на цій позначці.

Західна виступаюча частина машинного залу (приміщення в осях А-Б/64–66)

Приміщення на позначці 0,000 та простір від позначки 0,000 до позначки 23,000	90
Приміщення на позначці 7,400	90
Простір вище позначки 28,000	95
Покриття машинного залу на позначці 37,800	344

Східна виступаюча частина машинного залу (приміщення в осях А-Б/38–40)

Приміщення на позначці 0,000	11
Приміщення на позначці 5,000	53
Приміщення на позначці 12,000	62
Простір вище позначки 12,000	39
Покриття машинного залу на позначці 37,800	77

Таблиця 3. Результати розрахунку КЕД зовнішнього опромінення персоналу, прийняті для виконання розрахунків доз поточного опромінення

Назва та місце виконання робіт	Трудовитрати люд.-год	КЗП	КЕ	ПД, Р/год	КЕД, люд.-мЗв	Усього люд.-мЗв
Варіант 1з						
Демонтаж конструкцій МЗ в осях 65–68	728	2	11	0,095	625	23 238
Підсилення конструкцій МЗ в осях 65–68	2988	2	11	0,344	22 613	
Варіант 1с						
Демонтаж конструкцій МЗ в осях 34–39	2243	2	11	0,095	1924	12 399
Підсилення конструкцій МЗ в осях 34–39	1384	2	11	0,095	10 474	
Варіант 2з						
Демонтаж конструкцій МЗ в осях 65–68	786	2	11	0,039	674	5 365
Підсилення конструкцій МЗ в осях 65–68	5467	2	11	0,039	4691	
Варіант 2с						
Демонтаж конструкцій МЗ в осях 34–39	3948	2	11	0,039	3 387	4983
Підсилення конструкцій МЗ в осях 34–39	942	2	11	0,077	1 596	

Значення результатів розрахунку КЕД зовнішнього опромінення персоналу з підсилення/демонтажу будівельних конструкцій, що виступають за межі НБК (виступаючі частини об'єкта «Укриття»), для варіантів 1з і 2з та 1с і 2с наведено в табл. 3.

Оцінка обсягів РАВ

У процесі діяльності з реконструкції машинного залу відповідно до варіантів 1з і 2з та 1с і 2с будуть утворюватися РАВ.

Для оцінки обсягів РАВ прийняті такі припущення: уся діяльність із підсилення/демонтажу виступаючих частин об'єкта «Укриття» із західної та східної сторін НБК проводиться в тих самих зонах, де знаходяться радіоактивно забруднені конструкції та матеріали;

під час проведення порівняльного аналізу варіантів роботи з видалення радіоактивно забруднених матеріалів із приміщень машинного залу не беруться до уваги, тому що обсяги потенційних РАВ, у разі необхідності їхнього вилучення, практично однакові.

До РАВ будуть зараховуватись усі металеві та залізобетонні конструкції, які будуть демонтовані під час робіт і не будуть знову використані під час реконструкції машинного залу разом зі складовими елементами та рамою мостового крана. У зв'язку з цим під час проведення порівняльного аналізу варіантів розглядаються тільки РАВ, які можуть ут-

ворюватися під час виконання діяльності з підсилення/демонтажу виступаючих частин об'єкта «Укриття» із західної та східної сторін НБК (табл. 4).

Результати порівняльного аналізу

Для аналізу доз/витрат/зиску скористаємося формулами (5) і (6). Усі вхідні дані, необхідні для виконання аналізу, наведено в табл. 5.

Вигоду реалізації варіанта 1 відносно до варіанта 2 ΔU розрахуємо за формулою (7). Результати наших розрахунків представлено в табл. 6.

Під час порівняння варіантів реконструкції західних частин ДЕ і машинного залу, що виступають за межі огорожувального контуру НБК, різниця показників двох варіантів узагальненої корисності становить $0,01 < 0$. Це означає, що варіанти 1з і 2з мають майже однакові узагальнені показники корисності й рівноцінні між собою.

Таблиця 4. Обсяги РАВ

Матеріали, віднесені до РАВ	Варіант 1з	Варіант 2з	Варіант 1с	Варіант 2с
Металеві конструкції, т	0,48	178,5	20,0	674,2
Залізобетонні конструкції, т	307,5	307,5	–	166,4

Таблиця 5. Матриця вхідних даних

Кри- терій	Із західної частини		Зі східної частини	
	Варіант 1з	Варіант 2з	Варіант 1с	Варіант 2с
C_1	5 065		8 172	
C_2		4 468		5 919
T_1	3 716		6 254	
T_2		3 628		4 889
D_1	23 238		5 365	
D_2		12 399		4 983
R_1	308		20	
R_2		486		841
L_1	0,625		0,5	
L_2		0,375		0,5
Q_1	0,5		0,5	
Q_2		0,5		0,25

Таблиця 6. Значення узагальнених показників корисності та їхня різниця для варіантів реконструкції західної та східної частин ДЕ і машинного залу, що виступають за межі огорожувального контуру НБК

Західна частина			Східна частина		
U_1	U_2	U_1-U_2	U_1	U_2	U_1-U_2
0,49	0,50	-0,01	0,51	0,44	0,07

Під час порівняння варіантів реконструкції східних частин ДЕ і машинного залу, що виступають за межі огорожувального контуру НБК, різниця показників двох варіантів узагальненої корисності $\Delta U = 0,07 > 0$. Це означає, що варіант 1с має незначну перевагу над варіантом 2с.

Висновки

Оцінка даних досліджень та виконаних розрахунків несучої спроможності конструкцій виступаючих частин об'єкта «Укриття», з урахуванням факторів ослаблення за період після аварійної експлуатації, вказує на неможливість гарантії безаварійного функціонування будівельних конструкцій виступаючих частин упродовж усього терміну експлуатації НБК (100 років). Тому виступаючі за межі НБК частини споруди II черги Чорнобильської АЕС не відповідають вимогам, що висуваються до конструкцій НБК, і вони по-

винні бути підсилені або демонтовані. Ця проблема потребує вирішення в короткостроковій перспективі.

На підставі результатів виконаного аналізу запропонованих варіантів для західної та східної виступаючих частин об'єкта «Укриття» без зміни проектних позначок або зі зміною проектних позначок машинного залу за узагальненими показниками корисності обрані варіанти відрізняються несуттєво, тому їх можна вважати рівноцінними між собою. Остаточне рішення вибору оптимального варіанта реконструкції виступаючих частин об'єкта «Укриття» може бути прийняте після проведення деталізації технологічних рішень на етапі проектування реконструкції виступаючих частин та передпроектних досліджень радіаційного стану в зоні виконання робіт.

Сформульовані можливі варіанти проведення реконструкції західної та східної виступаючих частин об'єкта «Укриття» та аналіз можливостей виконання робіт в умовах функціонування системи НБК — ОУ доводять, що така діяльність є завданням досить складним і може спричинити значні фізичні та фінансові витрати. Однак, оскільки гарантії безаварійного функціонування будівельних конструкцій виступаючих частин упродовж усього терміну експлуатації НБК немає, необхідно докласти всіх зусиль для вирішення цієї проблеми в короткостроковій перспективі.

Отримана інформація, в якості вхідних даних, може бути використана під час проектування реконструкції частин ДЕ та машинного залу об'єкта «Укриття», що виступають за межі НБК.

Список використаної літератури

1. Участь у передпроектних роботах з обстеження стану будівельних конструкцій для розроблення проекту «Реконструкція частин деаераторної етажерки та машинного залу об'єкта «Укриття», що виступають за межі огорожувального контуру НБК». Етап 5. Аналіз та визначення найбільш оптимального варіанту підсилення та/або демонтажу частин, ОУ, що виступають за межі НБК (ВЧ ОУ) з урахуванням доз опромінення та фінансових витрат. / В. В. Рудько, О. В. Балан, Л. І. Павловський та ін. — Чорнобиль, 2019.
2. Деренговський В. В. Удосконалений метод багатокритеріального аналізу екологічної безпеки об'єктів із радіаційно-ядерними технологіями: автореф. дис. ... канд. техн. наук: 21.06.01 / В. В. Деренговський; НАН України, Ін-т проблем безпеки атом. електростанцій. — Київ, 2019. — 24 с.

3. Деренговский В. В. Методика проведения сравнительного анализа «доз-затрат-выгод» для двух вариантов «раннего» демонтажа нестабильных конструкций объекта «Укрытие» / В. В. Деренговский, В. М. Рудько, В. А. Говоров // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля. — 2015. — Вип. 24. — С. 110–117.
4. Порядок розрахунку доз поточного і потенційного опромінення персоналу при плануванні і проектуванні робіт на ОУ / Міністерство охорони здоров'я. — Київ, 2004.

**O. V. Balan, S. Gh. Brylka, V. V. Derengovskyi,
V. V. Yehorov, L. I. Pavlovskiy, V. M. Rudko,
D. O. Khomenko**

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

Options for Solving the Problem of Parts of the Shelter Object Located Outside the New Safe Confinement

The parts of the Shelter object structures remained outside the New Safe Confinement (protruding parts) are considered in the article. The analysis of the building structures condition of the turbine hall and the deaerator stack protruding parts on the east and west sides is carried out and the necessity of works on strengthening and/or dismantling of bearing structures is confirmed. Possible variants of reconstruction of the Shelter object protruding parts are stated and the technological sequence of works is provided. The analysis of the possibilities of performing works in the conditions of functioning of the New Safe Confinement — Shelter object system proved that such activity is rather difficult task, which can cause significant physical and financial costs. As there is no guarantee of trouble-free operation of the building structures of the protruding parts during the entire service life of the New Safe Confinement, it is necessary to make every effort to solve this problem in the short term.

The results of the analysis allow to choose the most advantageous solution to the goals and objectives for the safest and most cost/effective dismantling and/or strengthening of structures of protruding parts, taking into account a number of different criteria. These criteria may be different in nature, which allowed to build a generalized efficiency indicator for individual criteria with certain weights that determine the importance of each of the

criteria for decision making.

Based on the results of the analysis, these options can be considered equivalent. The final decision on the choice of the optimal variant for the Shelter object protruding parts reconstruction can be made after detailing the technological decisions at the design stage of protruding parts reconstruction and before the design studies of the radiation condition in the work area.

The obtained information can be used as input data during the design of the reconstruction of the deaerator stack and the turbine hall parts of the Shelter object, which protrude beyond the New Safe Confinement.

Keywords: ChNPP, Shelter object, New Safe Confinement (NSC), protruding parts, multicriteria analysis, comparative analysis.

References

1. Rudko V. V., Balan O. V., Pavlovskiy L. I., Derengovskyi V. V., Kaftanatina O. A., Brylka S. H., Pidbereznyi S. S. (2019). *Participation in pre-project works on inspection of the condition of building structures for the development of the project “Reconstruction of parts of the deaerator shelf and engine room of the Shelter object, protruding beyond the enclosing circuit of the NSC”. Stage 5. Analysis and determination of the most optimal variant of reinforcement and/or dismantling of parts, SO, protruding outside the NSC (HF SO), taking into account radiation doses and financial costs. Chornobyl. (in Ukr.)*
2. Derengovskyi V. V. (2019). *Udoskonalenyi metod bagatokryterialnogo analizu ekologichnoi bezpeky ob'ektiv iz radiatsiino-yadernymy tehnologiyamy [The improved method of multicriteria analysis of environmental safety of objects with radiation and nuclear technologies] (PhD Thesis). Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 24 p. (in Ukr.)*
3. Derengovskyi V. V., Rudko V. M., Govorov V. A. (2015). [Method of conducting a comparative analysis of “dose-cost-benefit” for two options for “early” dismantling of unstable structures of the Shelter object]. *Problemy bezpeky atomnykh elektrostantsii i Chornobylia [Problems of nuclear power plants safety and of Chornobyl]*, vol. 24, pp. 110–117. (in Ukr.)
4. *The procedure for calculating current doses and potential exposure of personnel in the planning and design of work on the SO. Kyiv: Ministry of Health, 2004. (in Ukr.)*

Надійшла 30.07.2020

Received 30.07.2020

М. М. Талерко

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

Застосування величини FRP (Fire Radiative Power) для оцінки емісії радіонуклідів в атмосферу внаслідок лісових пожеж у зоні відчуження у квітні 2020 р.

Ключові слова:
лісові пожежі,
ресуспензія,
радіонукліди,
атмосферне перенесення,
моделювання,
об'ємна активність повітря,
зона відчуження,
супутниковий моніторинг пожеж.

Запропоновано метод оцінювання активності радіонуклідів, що надходять в атмосферу під час лісових та лугових пожеж на радіоактивно забруднених територіях, оснований на використанні супутникових даних вимірювань потужності радіаційного випромінювання (величина FRP), а також даних про щільність радіоактивних випадань на території пожежі та значення коефіцієнта емісії активності аерозольних часток C_r , що утворюються під час горіння. На прикладі лісових пожеж у зоні відчуження Чорнобильської АЕС у квітні 2020 р. зроблено попередні оцінки значення C_r — $9,5 \cdot 10^{-4}$ м²/МДж для ¹³⁷Cs. Запропонований метод дає можливості для проведення оперативних оцінювань та прогнозування наслідків лісових пожеж, включаючи модельні оцінювання розповсюдження радіоактивних аерозолів в атмосфері та оцінювання доз опромінення персоналу зони відчуження та населення за її межами з використанням комп'ютерних онлайн-систем підтримки прийняття рішень щодо захисту людей від впливу радіоактивного забруднення навколишнього середовища.

Вступ

У роботі [1] викладено результати моделювання розповсюдження радіонуклідів, піднятих в атмосферу внаслідок інтенсивних лісових пожеж у зоні відчуження та безумовного (обов'язкового) відселення (далі — ЗВ) у квітні 2020 р. Модельні розрахунки забруднення приземного повітря на регіональному масштабі (для території України) та локальному (у межах ЗВ) було виконано за допомогою моделі підйому, атмосферного перенесення та осадження радіонуклідів на підстильну поверхню LEDI. Під час формування модельного сценарію активність добових викидів з 4 по 20 квітня 2020 р. визначалась за результатами детального аналізу розповсюдження пожежі, проведеного співробітниками відділу радіаційного моніторингу природного середовища Українського гідрометеорологічного

інституту (УкрГМІ) [2]. У цій роботі розташування окремих осередків пожежі протягом кожної доби та їхня площа визначались за даними супутникового моніторингу [3]. Для проведення оцінювань активності емісії радіонуклідів у повітря використовувались дані про радіоактивне забруднення територій пожеж [4], а також результати вимірювань запасів горючих біоматеріалів у них, накопичення радіонуклідів у різних частинах біоценозів та коефіцієнти винесення їх в атмосферу, отримані співробітниками Українського науково-дослідного інституту сільськогосподарської радіології Національного університету біоресурсів і природокористування України [5].

Результати проведених модельних оцінювань активності ¹³⁷Cs у приземному повітрі [1], отримані з використанням указанного сценарію викиду, у цілому узгоджуються з даними вимірювань радіоактивного

© М. М. Талерко, 2020

забруднення повітря в Україні, що свідчить, зокрема, про достатньо високу достовірність отриманих у [2] оцінок емісії радіонуклідів під час пожежі. Однак наявні результати супутникових вимірювань дають можливість для оперативного проведення прямих оцінок інтенсивності емісії продуктів горіння під час пожеж, використовуючи значення потужності радіаційного випромінювання — величини FRP (Fire Radiative Power) [6]. Метою статті є оцінка можливості використання вказаної величини для обчислення активності радіоактивних аерозолів, що надходять в атмосферу під час лісових пожеж на радіоактивно забруднених територіях, на прикладі пожежі в ЗВ у квітні 2020 р.

Оцінка емісії радіонуклідів в атмосферу під час лісових пожеж

Як зазначалося в [1], для оцінювання активності радіоактивних аерозолів, що надходять в атмосферу під час пожеж на радіоактивно забруднених лісових і лугових територіях, можуть бути використані методи розрахунку маси аерозольних (нерадіоактивних) часток унаслідок природних пожеж [7]. Використовуючи супутникові дані про значення потужності радіаційного випромінювання FRP (МВт) для кожного пікселя на карті пожеж, активність аерозольних часток A (Бк), піднятих у повітря під час пожежі, може бути розрахована за формулою

$$A = C_r \cdot D \cdot FRE = C_r \cdot D \cdot \int_0^{T_F} FRP(t) dt, \quad (1)$$

де T_F — тривалість пожежі, с; D — щільність випадань, Бк/м²; FRE — енергія радіаційного випромінювання під час пожежі в межах пікселя, МДж. Коефіцієнт емісії активності аерозольних часток C_r (м²/МДж), нормований на щільність випадань D , є аналогом коефіцієнта емісії для оцінки маси димових часток C_e [7].

Загальна величина емісії радіоактивних аерозолів визначається підсумовуванням за всіма пікселями супутникового знімка, в яких зафіксовано лісові пожежі.

Зазначимо, що коефіцієнт емісії нерадіоактивних часток C_e варіює для різних регіонів та екосистем. Зокрема, у [7] на основі аналізу даних супутникових вимірювань оцінено його значення в межах 0,02–0,06 кг/МДж для тайгових лісів, 0,04–0,08 кг/МДж для тропічних лісів і савани та

0,08–0,1 кг/МДж для Європейської території Росії. У роботі [8] ці результати було уточнено для території Європи та інтерпретовано у вигляді залежності від типу землекористування: 0,1 кг/МДж для лісу, 0,05 кг/МДж для трави та сільськогосподарських полів і 0,075 кг/МДж для змішаних територій.

Аналогічні залежності від географічного регіону, типу рослинності та землекористування на території пожежі мають бути встановлені й для коефіцієнта емісії радіоактивних частинок C_r . Крім того, його значення змінюється для різних радіонуклідів у складі радіоактивних випадань залежно від їхніх фізико-хімічних характеристик.

Використані дані супутникових спостережень

У цій роботі для визначення осередків горіння та інтенсивності виділення тепла в них під час лісових пожеж у квітні 2020 р. використовувались дані спостережень [3] із чотирьох супутників:

1. Terra (запущений у рамках програми NASA Earth Observing System 18.12.1999 р.).
2. Aqua (запущений 04.05.2002 р.).
3. Suomi NPP (S-NPP, Suomi National Polar-orbiting Partnership) — експериментальний супутник із серії супутників космічної програми Joint Polar Satellite System (Об'єднана полярна космічна система), запущений 28.10.2011 р.
4. NOAA-20 (JPSS-1) — перший оперативний супутник цієї серії, запущений 18.11.2017 р.

Перші два супутники для спостережень за пожежами на земній поверхні використовують спектрорадіометри MODIS (Moderate Resolution Imaging Spectroradiometer). Космічні апарати серії JPSS обладнано для зйомки земної поверхні радіометрами VIIRS (Visible Infrared Imaging Radiometer Suite), аналогічними до MODIS, але й суттєво покращеними характеристиками (табл. 1).

Архівні дані про активні пожежі на території України з 3 по 22 квітня 2020 р. було отримано на сайті Fire Information for Resource Management System (FIRMS) Національного управління з аеронавтики і дослідження космічного простору (NASA) США [3]. Після виділення осередків природних пожеж у ЗВ та прилеглих до неї територіях (включаючи Овруцький район Житомирської області) було сформовано базу даних, яка включала для кожного пікселя із зафіксованою пожежею на цій території дані про координати його центру, дату та час вимірювань, значення FRP, назву супутника та іншу інформацію

Таблиця 1. Основні технічні характеристики радіометрів, що використовуються для спостережень за пожежами

Тип радіометра	Кількість спектральних каналів	Спектральний діапазон, мкм	Діапазон для детектування пожеж, мкм	Просторова роздільність у надирі, м	Мінімальне значення вимірюваного FRP, МВт на піксель
MODIS	36	0,41–14,4	Канал № 21 (3,929–3,989)	1 000	<10
VIIRS	22	0,41–12,5	Канал № 14 (3,55–3,93) M13 (3,973–4,128)	375 — I-Bands (750 — M-Bands)	<1

(усього 10 751 запис). Загальні характеристики даних про значення FRP згідно з супутниковими вимірюваннями наведено в табл. 2. Вони значно різняться для вимірювань за допомогою радіометрів різного типу (MODIS або VIIRS), хоча фактично містять інформацію про просторово-часову динаміку тих самих подій. Відмінності в даних різних супутників пояснюються вищою роздільною здатністю та вищою чутливістю радіометрів VIIRS, а також різним часом проходження супутників над територією України: щодобові вимірювання супутника Terra проводяться приблизно на 2 год раніше інших удень та на 4–5 год раніше вночі. Унаслідок вищої роздільної здатності радіометрів VIIRS кількість осередків пожеж у ЗВ (кількість пікселів на карті пожеж), зафіксованих супутниками S-NPP та NOAA-20, виявилася майже на порядок більшою, ніж за даними MODIS на супутниках Terra та Aqua. Значна частина з них — це дрібні осередки горіння (рис. 1), які у випадку їхнього близького розташування радіометр MODIS може сприймати як єдиний осередок із великим значенням FRP. Саме тому, незважаючи на такі великі відмінності в кількості зареєстрованих осередків, розбіж-

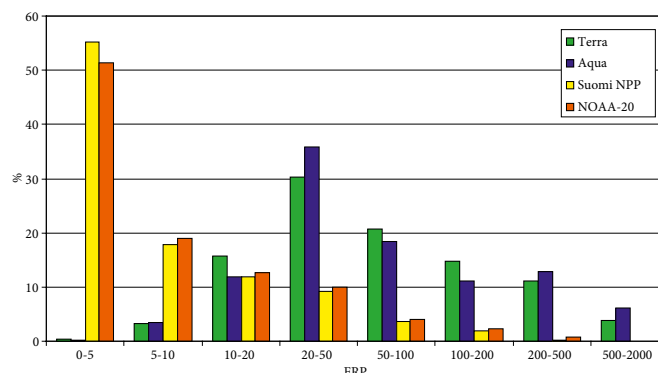


Рис. 1. Відносний розподіл (у відсотках) кількості осередків горіння в ЗВ протягом 3–22 квітня 2020 р. залежно від значення FRP (МВт) для чотирьох супутників

ності в сумі значень FRP за період пожеж по всій території, що розглядається, для різних супутників не перевищують 20 % (див. табл. 2).

Хоча оцінки сумарних значень FRP за весь період пожеж задовільно узгоджуються з даними різних супутників, просторово-часова динаміка розповсюдження районів пожеж по території ЗВ відтворюється набагато краще за результатами вимірювань більш

Таблиця 2. Загальні характеристики масиву значень FRP для пожеж у ЗВ та Овруцькому районі у квітні 2020 р. за супутниковими вимірюваннями [3]

Характеристика	Terra	Aqua	S-NPP	NOAA-20
Кількість детектованих осередків пожеж(пікселів з пожежами)	525	514	4983	4729
Час вимірювань (ранок — день), UTC	07 ³⁰ –10 ³⁰	09 ²⁵ –12 ²⁰	08 ⁴² –12 ²⁴	08 ³⁰ –12 ¹⁸
Час вимірювань (вечір — ніч), UTC	18 ²⁵ –20 ⁴⁰	23 ²⁰ –01 ²⁵	22 ¹⁸ –02 ⁰⁰	22 ⁰⁶ –01 ⁵⁴
Сума FRP (МВт) за весь період пожеж у ЗВ	60 281,5	65 906,3	65 987,4	73 659,1
Мінімальне FRP, МВт	3,2	4,2	0,4	0,4
Медіана FRP, МВт	50,4	49,3	4,2	4,9
Максимальне FRP, МВт	1 872,2	1 568,2	616,8	403,9

сучасних радіометрів VIIRS. На рис. 2 наведено дані про розташування окремих джерел горіння згідно з вимірюваннями за допомогою MODIS (на супутнику Terra) та VIIRS (на супутнику S-NPP). Видно, що загальна картина розповсюдження фронту пожеж у часі відтворюється згідно з даними радіометра VIIRS з більшою деталізацією. В умовах великих градієнтів щільності випадань у центральній частині ЗВ коректна оцінка площ та розташування окремих осередків пожеж може значно зменшити інтервал невизначеності оцінок емісії радіонуклідів в атмосферу.

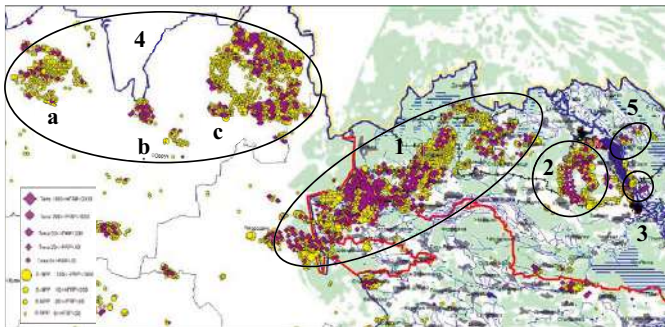


Рис. 2. Карта розташування окремих джерел горіння в ЗВ та Овруцькому районі Житомирської області протягом 3–22 квітня 2020 р. за даними спостережень супутників Terra (◆) та S-NPP (●).

Овалами показано основні райони лісових пожеж

У цілому проблемі узгодження результатів вимірювань характеристик пожеж за даними різних супутників присвячено багато робіт [7, 9]. Обговорення можливості об'єднання узгоджених даних спостережень різних супутників в єдиний масив для оцінок емісії радіоактивних аерозолів під час лісових пожеж виходить за рамки цієї статті. Тому надалі зазначені вище набори даних вимірювань чотирьох супутників розглядаються як альтернативні з подальшим вибором найбільш прийняттого з них для отримання остаточних результатів.

Оцінка значень енергії радіаційного випромінювання під час пожеж FRE за даними супутникових спостережень

Спостереження кожного з чотирьох супутників над заданим районом виконуються двічі на добу (див. табл. 2) з періодичністю близько 12 год. Енергія радіаційного випромінювання FRE (МДж) (формула (1)) протягом кожної доби із заданої території пожежі як інтеграл у часі від значень FRP може бути чисельно оцінена двома способами.

1. Через напівсуму двох вимірювань протягом доби:

$$FRE_{(Sum)} = \frac{T}{2} \cdot (FRP_{meas}^{(N)} + FRP_{meas}^{(D)}), \quad (2)$$

де $FRP_{meas}^{(N)}$ і $FRP_{meas}^{(D)}$ — значення вимірювань потужності радіаційного випромінювання (МВт) у нічний та денний періоди доби відповідно, $T = 86400$ с.

2. У роботі [10] на основі аналізу даних супутникових спостережень показано, що в період пожежі величина FRP має чітко виражений добовий хід, і запропоновано формулу для її параметризації

$$FRP(t) = FRP_{peak} \left[b + \exp\left(-\frac{(t-h)^2}{2\sigma^2}\right) \right], \quad (3)$$

де t — час (год), а FRP_{peak} , b , σ , h — параметри, що визначаються залежно від регіону спостережень (рис. 3). Параметр h (год) відповідає місцевому часу, в який величина FRP досягає максимуму. Для оцінки величин b , σ , h у роботі [10] запропоновано емпіричні залежності від відношення значень вимірювань FRP (Terra)/ FRP (Aqua) для цього регіону.

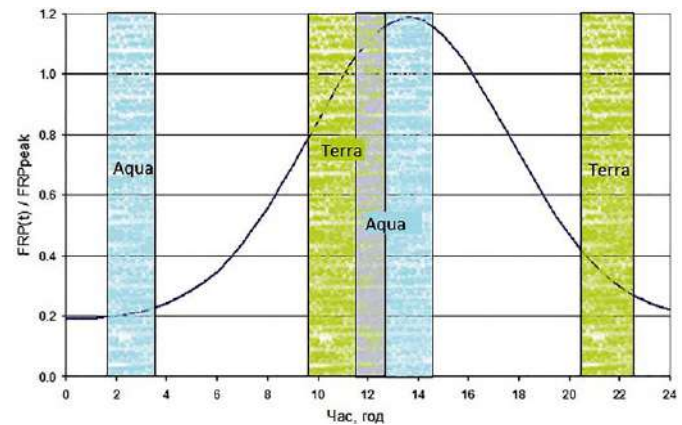


Рис. 3. Параметризація добового ходу нормалізованої потужності радіаційного випромінювання $FRP(t)/FRP_{peak}$ для вимірювань у ЗВ. Стовпчиками показано періоди проведення вимірювань супутниками Terra і Aqua за місцевим часом (Київський час = UTC + 2, без урахування зміщення на літній час)

Будемо вважати, що за наявності двох вимірювань протягом доби залежність потужності радіаційного випромінювання FRP від часу можна описати для нічного ($0 < t < T/4$; $3T/4 < t < T$) та денного ($T/4 < t < 3T/4$) періодів однаковими функціональними залежностями (3), але з різними значеннями $FRP_{peak}^{(N)}$ і $FRP_{peak}^{(D)}$ відповідно. Тоді оцінка енергії радіаційного випромінювання $FRE_{(Int)}$ цим способом може бути виконана за допомогою виразу

$$\begin{aligned}
 \text{FRE}_{(\text{Int})} &= \int_0^{T/4} \text{FRP}^{(N)}(t) dt + \int_{T/4}^{3T/4} \text{FRP}^{(D)}(t) dt + \int_{3T/4}^T \text{FRP}^{(N)}(t) dt = \\
 &= \text{FRP}_{\text{peak}}^{(N)} \left\{ \frac{bT}{2} + \sigma \sqrt{\frac{\pi}{2}} \left[\text{erf} \left(\frac{h}{\sqrt{2}\sigma} \right) - \text{erf} \left(\frac{h-T/4}{\sqrt{2}\sigma} \right) + \text{erf} \left(\frac{T-h}{\sqrt{2}\sigma} \right) - \right. \right. \\
 &\left. \left. - \text{erf} \left(\frac{3Th/4-h}{\sqrt{2}\sigma} \right) \right] \right\} + \text{FRP}_{\text{peak}}^{(D)} \left\{ \frac{bT}{2} + \sigma \sqrt{\frac{\pi}{2}} \left[\text{erf} \left(\frac{h-T/4}{\sqrt{2}\sigma} \right) + \right. \right. \\
 &\left. \left. + \text{erf} \left(\frac{3Th/4-h}{\sqrt{2}\sigma} \right) \right] \right\}. \quad (4)
 \end{aligned}$$

Параметри $\text{FRP}_{\text{peak}}^{(N)}$ і $\text{FRP}_{\text{peak}}^{(D)}$ обчислюються за даними вимірювань $\text{FRP}_{\text{meas}}^{(N)}(t = t_{\text{meas},N})$ і $\text{FRP}_{\text{meas}}^{(D)}(t = t_{\text{meas},D})$ у відповідну частину доби за формулою (3):

$$\text{FRP}_{\text{peak}}^{(N)} = \text{FRP}_{\text{meas}}^{(N)}(t_{\text{meas},N}) \left[b + \exp \left(-\frac{(t_{\text{meas},N} - h)^2}{2\sigma^2} \right) \right]^{-1}, \quad (5)$$

$$\text{FRP}_{\text{peak}}^{(D)} = \text{FRP}_{\text{meas}}^{(D)}(t_{\text{meas},D}) \left[b + \exp \left(-\frac{(t_{\text{meas},D} - h)^2}{2\sigma^2} \right) \right]^{-1}, \quad (6)$$

де $t_{\text{meas},N}$ і $t_{\text{meas},D}$ — час нічних та денних вимірювань.

Відзначимо, що за наявності оцінки загально-го викиду врахування добового ходу інтенсивності емісії радіоактивних аерозолів згідно з формулою (3) може суттєво уточнити результати модельних розрахунків дисперсії радіонуклідів, які надходять в атмосферу при лісових пожежах.

Результати

Відповідно до загального опису розвитку лісових пожеж у ЗВ та прилеглих до неї районах [1, 2] було виділено 5 основних територій горіння з 3 по 21 квітня 2020 р. (див. рис. 2): 1) у Поліському районі (від смт Народичі до кордону з Білоруссю); 2) у 10-кілометровій зоні поблизу с. Чистоголівка; 3) поблизу південного берега водойми-охолоджувача (ВО) Чорнобильської АЕС; 4) в Овруцькому районі Житомирської області; 5) на лівому березі р. Прип'ять.

За даними вимірювань значень FRP у ЗВ для всього використаного набору супутникових даних було обчислено середнє за набором відношення значень вимірювань $\text{FRP}(\text{Terra})/\text{FRP}(\text{Aqua}) = 0,765$. Згідно з [10] для цього значення параметри функції (3) дорівнюють $b = 0,185$; $\sigma = 4,01$; $h = 13,6$ год (момент максимального значення добового ходу потужності радіаційного випромінювання під час лісової пожежі

за місцевим часом, у цьому випадку UTC + 2 год). Двома вище зазначеними способами було обчислено добові значення енергії радіаційного випромінювання $\text{FRE}_{(\text{Sum})}$ і $\text{FRE}_{(\text{Int})}$ за період з 3 по 21 квітня 2020 р. окремо для чотирьох основних регіонів лісових пожеж (усього 34 значення FRE в кожному ряду). Пожежа поблизу ВО Чорнобильської АЕС (область 3 на рис. 2) окремо не розглядалась унаслідок її незначного внеску в загальний баланс оцінок енергії та емісії радіоактивного аерозолу в атмосферу. У табл. 3 наведено результати обчислення значень FRE за даними вимірювань супутника S-NPP методом, що враховує добовий хід FRP.

У табл. 4 наведено коефіцієнти кореляції між рядами значень FRE, розрахованих двома різними методами чисельного інтегрування за даними кожного з чотирьох супутників, а також сумарні значення $\text{FRE}_{\text{Total}}$ по всій території пожеж у ЗВ за період 3–21 квітня 2020 р. Варіабельність оцінок сумарної енергії $\text{FRE}_{\text{Total}}$ для різних супутників досягає 40 %, а залежно від методу обчислення FRE для того самого супутника — до 34 %. Як видно з таблиці, узгодженість між рядами оцінок, зроблених тим самим методом, дещо вище. При цьому використання методу з урахуванням добового ходу на загал підвищує значення коефіцієнта кореляції у порівнянні з методом простого сумування. Оцінки, зроблені цим методом, дають найбільше значення $\text{FRE}_{\text{Total}}$ за даними вимірювань супутника S-NPP, що може бути показником найкращого детектування осередків пожеж 2020 р. в ЗВ серед усіх супутників. Тому остаточні оцінки емісії радіоактивних аерозолів, зроблені в цій роботі, базуються на результатах вимірювань значень FRP радіометром VIIRS супутника S-NPP та обчислень енергії FRE методом, що враховує добовий хід FRP (див. табл. 3).

Згідно з формулою (1) значення активності радіоактивних аерозолів, що надходять в атмосферу під час лісової пожежі, пропорційне добутку енергії радіаційного випромінювання FRE і щільності радіоактивних випадань на території пожежі D . Тому було обчислено добутки $\text{FRE} \cdot D$ за даними кожного з чотирьох супутників і для FRE, розрахованої двома різними методами чисельного інтегрування для основних регіонів пожеж (у табл. 3 наведено приклад результатів обчислень за даними вимірювань супутника S-NPP методом, що враховує добовий хід FRP). Значення щільності випадань D для областей пожеж вибирались згідно з [2]. Якщо вважати значення коефіцієнта C_r з формули (1) постійним і незалежним від характеристик території горіння, то варіації добутку

Таблиця 3. Добові значення енергії радіаційного випромінювання FRE (МДж) та добутку FRE на щільність випадань $^{137}\text{Cs } D$ (кБк/м²) для кожного з чотирьох основних регіонів пожеж

Дата	Поліський район		Копачі		Овруцький район		Лівий берег	
	FRE	FRE×D	FRE	FRE×D	FRE	FRE×D	FRE	FRE×D
03.04	$6,48 \cdot 10^6$	$4,54 \cdot 10^9$						
04.04	$2,01 \cdot 10^8$	$1,41 \cdot 10^{11}$						
05.04	$2,57 \cdot 10^7$	$2,57 \cdot 10^{10}$						
06.04	$1,30 \cdot 10^7$	$1,30 \cdot 10^{10}$						
07.04	$5,11 \cdot 10^7$	$1,28 \cdot 10^{10}$						
08.04	$1,82 \cdot 10^8$	$4,54 \cdot 10^{10}$	$5,83 \cdot 10^5$	$2,10 \cdot 10^9$				
09.04	$6,98 \cdot 10^7$	$1,74 \cdot 10^{10}$	$2,67 \cdot 10^7$	$9,62 \cdot 10^{10}$				
10.04	$1,69 \cdot 10^8$	$4,22 \cdot 10^{10}$	$9,30 \cdot 10^6$	$3,35 \cdot 10^{10}$				
11.04	$3,24 \cdot 10^7$	$9,71 \cdot 10^9$	$4,97 \cdot 10^5$	$1,79 \cdot 10^9$				
12.04	$1,40 \cdot 10^8$	$8,42 \cdot 10^{10}$	$3,36 \cdot 10^6$	$1,21 \cdot 10^{10}$				
13.04	$1,32 \cdot 10^8$	$5,26 \cdot 10^{10}$	$8,97 \cdot 10^6$	$3,23 \cdot 10^{10}$				
14.04	0	0						
15.04	0	0						
16.04	$4,83 \cdot 10^6$	$9,66 \cdot 10^8$			$1,26 \cdot 10^6$	$4,55 \cdot 10^9$	$4,25 \cdot 10^4$	$1,53 \cdot 10^8$
17.04	$3,38 \cdot 10^7$	$1,18 \cdot 10^{10}$			$1,11 \cdot 10^7$	$3,99 \cdot 10^{10}$	$7,89 \cdot 10^5$	$2,84 \cdot 10^9$
18.04	$3,38 \cdot 10^7$	$2,03 \cdot 10^{10}$			$3,58 \cdot 10^6$	$1,29 \cdot 10^{10}$	$4,86 \cdot 10^5$	$1,75 \cdot 10^9$
19.04	$5,02 \cdot 10^5$	$1,25 \cdot 10^8$			$8,51 \cdot 10^4$	$3,06 \cdot 10^8$	0	0
20.04	$6,05 \cdot 10^6$	$6,05 \cdot 10^8$			$5,00 \cdot 10^5$	$1,80 \cdot 10^9$	$4,00 \cdot 10^5$	$1,44 \cdot 10^9$
21.04	$7,02 \cdot 10^6$	$7,02 \cdot 10^8$			0	0	$1,31 \cdot 10^5$	$4,71 \cdot 10^8$

Таблиця 4. Коефіцієнти кореляції між рядами добових значень FRE, розрахованих двома методами для кожного з чотирьох основних регіонів пожеж окремо за період 3–21 квітня 2020 р. за даними чотирьох супутників, а також значення сумарної енергії радіаційного випромінювання FRE_{Total}

Супутник і метод обчислення FRE	Terra FRE _(Int)	Aqua FRE _(Int)	S-NPP FRE _(Int)	NOAA-20 FRE _(Int)	Terra FRE _(Sum)	Aqua FRE _(Sum)	S-NPP FRE _(Sum)	NOAA-20 FRE _(Sum)
Terra FRE _(Int)	1	0,697	0,920	0,759	0,962	0,617	0,885	0,610
Aqua FRE _(Int)	0,697	1	0,754	0,873	0,771	0,993	0,828	0,905
S-NPP FRE _(Int)	0,920	0,754	1	0,848	0,852	0,677	0,977	0,716
NOAA-20 FRE _(Int)	0,759	0,873	0,848	1	0,759	0,833	0,850	0,958
Terra FRE _(Sum)	0,962	0,771	0,852	0,759	1	0,716	0,851	0,664
Aqua FRE _(Sum)	0,617	0,993	0,677	0,833	0,716	1	0,772	0,898
S-NPP FRE _(Sum)	0,885	0,828	0,977	0,850	0,851	0,772	1	0,771
NOAA-20 FRE _(Sum)	0,610	0,905	0,716	0,958	0,664	0,898	0,771	1
FRE_{Total}, МДж	60036	47504	67601	54827	44845	57409	73204	65366

FRE · D залежно від дати й місця області пожежі повинні відтворювати часову і просторову варіабельність інтенсивності емісії радіоактивних аерозолів в атмосферу. Тому головним критерієм коректності оцінок інтенсивності емісії радіоактивних аерозолів, виконаних у цій роботі, і, відповідно, усього методу реконструкції цієї величини за даними супутникових вимірювань величини FRP може розглядатися узгодженість отриманих результатів з даними незалежних оцінок — результатів роботи [2] у цьому випадку.

У табл. 5 наведено коефіцієнти кореляції між часовими рядами значень добутку FRE · D за даними кожного з чотирьох супутників для FRE. Із представлених результатів видно, що а) оцінки, в яких енергія радіаційного випромінювання обчислюється з урахуванням добового ходу, на загал дають краще узгодження з результатами [2]; б) відсутня кореляція результатів для оцінок емісії з джерела на лівому березі р. Прип'ять, однак його внесок у загальному викиді активності відносно невеликий; в) з двох супутників, обладнаних радіометрами VIIRS, краще узгодження з результатами [2] дають дані супутника S-NPP (виділено жирним шрифтом у табл. 5).

Для оцінок за даними супутника S-NPP сумарне значення добутків FRE · D по всіх джерелах за весь період з 3 по 21 квітня 2020 р. становило $7,27 \cdot 10^{11}$ МДж · кБк/м². Згідно з [2] сумарна активність емісії ¹³⁷Cs протягом періоду пожеж по всій території оцінено рівною $6,9 \cdot 10^8$ кБк. Тоді за формулою (1) можна оцінити значення коефіцієнта емісії C_p для ¹³⁷Cs як $9,5 \cdot 10^{-4}$ м²/МДж. Похибка його оцінки, пов'язана з ви-

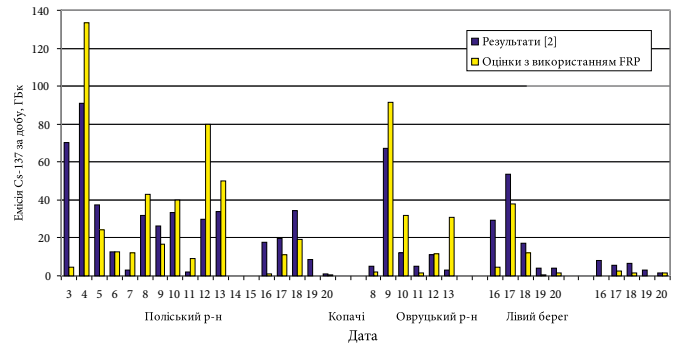


Рис. 4. Порівняння оцінок добової емісії ¹³⁷Cs в атмосферу з основних регіонів пожеж у період 3 по 21 квітня 2020 р. згідно з [2] та за результатами даної роботи

користанням даних інших трьох супутників, дорівнює $\Delta C_p = \pm 1,5 \cdot 10^{-4}$ м²/МДж.

Використовуючи знайдене таким чином значення коефіцієнта емісії C_p , за допомогою формули (1) оцінено значення добових викидів з основних осередків пожеж у ЗВ. Їхня часова динаміка та абсолютні значення в цілому задовільно узгоджуються з результатами [2] (рис. 4).

Висновки

1. Запропоновано метод оцінювання активності радіонуклідів, що надходять в атмосферу внаслідок лісових та лугових пожеж на радіоактивно забруднених територіях, оснований на використанні супутникових даних значень потужності радіаційного випромінювання (величина FRP). Ефективність методу показана на прикладі лісових пожеж у ЗВ у квітні 2020 р.

Таблиця 5. Коефіцієнти кореляції між часовими рядами значень добутку FRE · D за даними кожного з чотирьох супутників для FRE, розрахованої двома різними методами, та результатами оцінок активності ¹³⁷Cs, піднятої в повітря внаслідок лісових пожеж у період 3–21 квітня 2020 р. з [2]

Супутник і метод обчислення FRE	Поліський район	Копачі	Овруцький район	Лівий берег	У цілому
Terra FRE _(Int)	0,650	0,970	0,850	0,087	0,725
Aqua FRE _(Int)	0,646	0,965	0,881	-0,676	0,750
S-NPP FRE_(Int)	0,680	0,922	0,891	-0,007	0,746
NOAA-20 FRE _(Int)	0,481	0,859	0,951	-0,156	0,649
Terra FRE _(Sum)	0,500	0,944	0,853	0,093	0,619
Aqua FRE _(Sum)	0,613	0,974	0,747	-0,675	0,722
S-NPP FRE _(Sum)	0,676	0,942	0,913	0,229	0,740
NOAA-20 FRE _(Sum)	0,415	0,869	0,673	-0,061	0,592

2. У порівнянні з методами оцінки емісії радіоактивності, основаними на використанні інформації про екологічні характеристики території горіння (площа горіння, запаси біопалива, його вологість, повнота згорання), запропонований метод використовує лише поточні дані супутникових спостережень про кількість і розташування пікселів з пожежами на карті та значеннями потужності радіаційного випромінювання FRP, а також дані про щільність радіоактивних випадань на території пожежі та значення коефіцієнта емісії активності аерозольних часток C_p , що утворюються під час горіння. Головною перевагою такого підходу є можливість його використання для проведення оперативних оцінювань та прогнозування наслідків лісових пожеж, включаючи модельні оцінювання розповсюдження радіоактивних аерозолів в атмосфері та оцінювання доз опромінення персоналу ЗВ та населення за її межами з використанням комп'ютерних онлайн-систем підтримки прийняття рішень щодо захисту людей від впливу радіоактивного забруднення навколишнього середовища.

3. Для використання запропонованого підходу необхідно коректно визначити коефіцієнт емісії активності аерозольних часток C_p . У цій роботі на основі співставлення отриманих результатів з оцінками емісії радіонуклідів під час пожеж у ЗВ у квітні 2020 р., які були виконані співробітниками УкрГМІ [2], було отримано його значення $9,5 \cdot 10^{-4} \text{ м}^2/\text{МДж}$ для ^{137}Cs . Потрібно зазначити, що ці результати можуть розглядатися зараз лише як попередні оцінки, що потребують подальшого уточнення. У загальному випадку коефіцієнт емісії радіоактивних аерозолів C_p , як і його аналог для оцінки маси нерадіоактивних димових часток, повинен залежати від географічного регіону, типу рослинності та землекористування на території пожежі. Його значення має бути уточнене як за результатами ретроспективних досліджень лісових пожеж минулих років на радіоактивно забруднених територіях, так і за даними спеціально поставлених експериментів (зокрема, вимірювань питомої активності аерозольних часток, що утворюються під час пожеж).

Список використаної літератури

1. Талерко М. М. Моделювання атмосферного розповсюдження радіоактивності, винесеної в повітря в результаті лісових пожеж у зоні відчуження у квітні 2020 р. / М. М. Талерко, Т. Д. Лев, І. В. Ковалець, Ю. В. Яценко // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — Вип. 3 (18). — С. 86–104.

2. Процак В. П. Оцінка динаміки виносу радіонуклідів за межі зони відчуження повітряним шляхом під час пожежі 02–20.04.2020 р. / В. П. Процак, О. В. Войцехович, Г. В. Лаптев // Технічний звіт. Український гідрометорологічний інститут ДСНС України та НАН України. — Режим доступу: <https://uhmi.org.ua/msg/fire2020/analytical.pdf>.
3. The Fire Information for Resource Management System (FIRMS). — Available at: <https://firms.modaps.eosdis.nasa.gov>.
4. Атлас. Україна. Радіоактивне забруднення / за ред. В. І. Холоші. — Київ: ТОВ «Інтелектуальні системи ГЕО», 2002, 2008, 2011. — 52 с.
5. Resuspension and redistribution of radionuclides during grassland and forest fires in the Chernobyl exclusion zone: part I. Fire experiments / V. I. Yoschenko, V. A. Kashparov, V. P. Protsak [et al.] // J. Environ. Radioact. — 2006. — Vol. 86. — P. 143–163.
6. Wooster M. J. Retrieval of biomass combustion rates and totals from fire radiative power observations: FRP derivation and calibration relationships between biomass consumption and fire radiative energy release / M. J. Wooster, G. Roberts, G. L. W. Perry, Y. J. Kaufman // J. Geophys. Res. — 2005. — № 110. — 24 p.
7. Ichoku C. A. Method to Derive Smoke Emission Rates From MODIS Fire Radiative Energy Measurements / C. Ichoku, J. Y. Kaufman // IEEE T. Geosci. Remote. — 2005. — Vol. 43 (11). — P. 2636–2649.
8. An operational system for the assimilation of the satellite information on wild-land fires for the needs of air quality modelling and forecasting / M. Sofiev, R. Vankevich, M. Lotjonen [et al.] // Atmos. Chem. Phys. — 2009. — № 9. — P. 6833–6847.
9. Vadrevu K. Intercomparison of MODIS AQUA and VIIRS I-Band Fires and Emissions in an Agricultural Landscape — Implications for Air Pollution Research / K. Vadrevu, K. Lasako // Remote Sens. — 2018. — Vol. 10. — P. 978.
10. Estimating biomass consumed from fire using MODIS FRE / E. Ellicott, E. Vermote, L. Giglio, G. Roberts // Geophys. Res. Lett. — 2009. — Vol. 36. — P. L13401.

М. М. Талерко

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

Application of FRP (Fire Radiative Power) to Estimate the Emission of Radionuclides into the Atmosphere due to Forest Fires in the Exclusion Zone in April 2020

A method is proposed for assessing the activity of radionuclides released into the atmosphere during forest and meadow fires in radioactively contaminated areas, based on using satellite measurement data of the fire radiative power (FRP), as well as data on the radionuclide deposition density in the fire area and the value of the emission factor C_r of the activity of aerosol particles formed during fires. The method was applied for forest fires in the Exclusion Zone in April 2020. The used FRP values were obtained from MOD14 (Terra) / MYD14 (Aqua) for MODIS Collection 6, VIIRS (S-NPP) I Band 375 m and VIIRS (NOAA-20/JPSS-1) I Band 375 m AF products of the Fire Information for Resource Management System (NASA). A comparative analysis of the data of these satellites showed that the spatio-temporal dynamics of the spread of fire areas in the Exclusion Zone is better reproduced by the results of VIIRS radiometer measurements. Using the satellite data, calculations of fire radiative energy (FRE) were made taking into account the daily course of aerosol emission intensity. Preliminary estimates of the C_r value were obtained as $9.5 \cdot 10^{-4} \text{ m}^2/\text{MJ}$ for ^{137}Cs . These results should be considered as preliminary estimates now. In the general case, the emission factor for radioactive aerosols C_r should depend on the geographical region, type of vegetation and land use in the fire area. Its value may be clarified both by the results of retrospective studies of forest fires in recent years in radioactively contaminated areas, and by specially conducted experiments (in particular, measurements of the specific activity of aerosol particles formed during fires). The proposed method enables operational assessments and prediction of the consequences of forest fires, including model assessments of the atmospheric transport of radioactive aerosols and assessments of exposure doses to the personnel of the Exclusion Zone and the population outside it using online computer-based decision support systems for protecting people from the effects of radioactive contamination of the environment.

Keywords: forest fires, resuspension, radionuclides, atmospheric transport, modeling, volumetric air activity, Exclusion Zone, satellite monitoring of fires.

References

1. Talerko M. M., Lev T. D., Kovalets I. V., Yatsenko Yu. V. (2020). [Modeling study of the atmospheric transport of radioactivity released into the air as a result of forest fires in the Exclusion Zone in April 2020]. *Yaderna enerhetyka ta dovkilliya* [Nuclear Power and the Environment], vol. 18, no. 3, pp. 86–104, doi: 10.31717/2311–8253.20.3.10. (in Ukr.)
2. Protsak V. P., Voitsekhovich O. V., Laptev G. V. (2020). *Assessment of the dynamics of radionuclide transport outside the exclusion zone by air during a fire April 02–20, 2020*. Technical Report. Ukrainian Hydrometeorological Institute. Available at: <https://uhmi.org.ua/msg/fire2020/analytical.pdf>. (in Ukr.)
3. *The Fire Information for Resource Management System (FIRMS)*. Available at: <https://firms.modaps.eosdis.nasa.gov/>.
4. Kholosha V. I. (ed.) (2002, 2008, 2011). *Atlas. Ukraine. Radioactive contamination*. Kyiv: Intelligence Systems GEO, 52 p. (in Ukr.)
5. Yoschenko V. I., Kashparov V. A., Protsak V. P., Lundin S. M., Levchuk S. E., Kadygrib A. M., Zvarich S. I., Khomutinin Yu. V., Maloshtan I. M., Lanshin V. P., Kovtun M. V., Tschiersch J. (2006). Resuspension and redistribution of radionuclides during grassland and forest fires in the Chernobyl exclusion zone: part I. Fire experiments. *J. Environ. Radioact.*, vol. 86, pp. 143–163, doi: 10.1016/j.jenvrad.2005.08.003.
6. Wooster M. J., Roberts G., Perry G. L. W., Kaufman Y. J. (2005). Retrieval of biomass combustion rates and totals from fire radiative power observations: FRP derivation and calibration relationships between biomass consumption and fire radiative energy release. *J. Geophys. Res.*, vol. 110, 24 p., doi: 10.1029/2005JD006318.
7. Ichoku C., Kaufman J. Y. (2005). A Method to Derive Smoke Emission Rates From MODIS Fire Radiative Energy Measurements. *IEEE T. Geosci. Remote.*, vol. 43, no. 11, pp. 2636–2649, doi: 10.1109/TGRS.2005.857328.
8. Sofiev M., Vankevich R., Lotjonen M., Prank M. (2009). An operational system for the assimilation of the satellite information on wild-land fires for the needs of air quality modelling and forecasting. *Atmos. Chem. Phys.*, vol. 9, pp. 6833–6847, doi: 10.5194/acp-9–6833–2009.
9. Vadrevu K., Lasko K. (2018). Intercomparison of MODIS AQUA and VIIRS I-Band Fires and Emissions in an Agricultural Landscape — Implications for Air Pollution Research. *Remote Sens.*, vol. 10, no. 7, pp. 978, doi: 10.3390/rs10070978.
10. Ellicott E., Vermote E., Giglio L., Roberts G. (2009). Estimating biomass consumed from fire using MODIS FRE. *Geophys. Res. Lett.*, vol. 36, pp. L13401, doi: 10.1029/2009GL038581.

Надійшла 18.07.2020

Received 18.07.2020

О. Г. Тищенко, В. П. Ландін

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

Зміни в об'єктах підстильної поверхні та рослинному покриві в зоні відчуження Чорнобильської АЕС за період 1986–2017 рр.

Ключові слова:

дані дистанційного зондування Землі, картографування, геосистемний аналіз даних, класифікація об'єктів підстильної поверхні та рослинності.

Наведено результати аналізу змін класів підстильної поверхні та рослинного покриву в зоні відчуження Чорнобильської АЕС за період 1986–2017 рр. після Чорнобильської аварії. Показано методи використання даних дистанційного зондування та інших картографічних джерел для створення цифрових картографічних матеріалів, що відображають сучасний стан об'єктів навколишнього середовища. Картографування проведено з використанням космічних знімків за різні проміжки часу. Показано просторову неоднорідність території зони відчуження Чорнобильської АЕС, яка поєднує ділянки підприємств основного й допоміжного циклів та природні об'єкти, що прямо або опосередковано змінилися під зовнішнім впливом.

Вступ

За час, що минув після Чорнобильської аварії, під впливом природних та антропогенних факторів відбулися значні зміни в об'єктах навколишнього середовища зони відчуження Чорнобильської АЕС (далі — ЧЗВ). Ці фактори стали чинниками змін у природокористуванні території та вплинули на характер процесів перерозподілу речовин у природних комплексах. Такі явища важливо виявляти і враховувати в оцінках радіоекологічної критичності території та впливу на формування рівнів радіоактивного забруднення в екосистемах 30-км зони Чорнобильської АЕС і прилеглих до неї територій. Формування високих рівнів забруднення рослинності в початковий післяаварійний період через надходження біологічно активних радіонуклідів ^{137}Cs і ^{90}Sr внаслідок випадання радіоактивного аерозолу з повітря, а через рік підвищення забруднення кореневим шляхом, особливо у критичних перезволожений органогенних ландшафтах, змінилося через п'ять років після аварії стабілізацією переходу радіо-

нуклідів з ґрунту в рослини [1]. Сьогодні процес забруднення ґрунтово-рослинного комплексу ЧЗВ продовжується за рахунок процесів перерозподілу, міграції та акумуляції радіонуклідів: на території пунктів захоронення, у місцях тимчасового збереження радіоактивних відходів, замкнених водоймах, ландшафтах, розміщених у низинних формах рельєфу поблизу цих об'єктів. Наукові аналітики відзначають, що мобільність ^{90}Sr у ґрунтово-рослинному комплексі у ближній зоні з часом зростає, а концентрація у ґрунтових водах навколо окремих місць збереження радіоактивних відходів збільшується. Відбувається накопичення ^{241}Am , що має високу рухливість та радіотоксичність [2, 3].

Основний винос радіонуклідів відбувається з поверхневими водами, особливо під час паводків та інтенсивних злив. Такі процеси спостерігалися в межах заплавної ділянки річок та інших водойм [4]. Процеси переносу та перерозподілу радіоактивних речовин у повітрі ЧЗВ мають в основному локальне значення, за винятком випадків пожеж, що охоплюють велику площу.

© О. Г. Тищенко, В. П. Ландін 2020

Метою роботи є дослідження змін в об'єктах навколишнього середовища, що відбулися в ЧЗВ за післяаварійний період (1986–2017 рр.) та визначення просторової неоднорідності території з використанням даних дистанційного зондування Землі за різні проміжки часу.

Фактори, що впливають на зміни в екосистемах та об'єктах підстильної поверхні

Трансформація в об'єктах навколишнього середовища пов'язана з виробничою діяльністю експлуатуючих та науково-виробничих організацій, яка ведеться за планом робіт із мінімізації наслідків Чорнобильської аварії та утримання ЧЗВ. За цими напрямками в зоні працюють більше 10 тис. чоловік. Ризики небезпечного впливу на навколишнє середовище підвищують нелегальна туристична діяльність та самовільне проживання людей у відселених населених пунктах [5]. На утворення вразливих до дефляції ділянок поверхні впливають також природні чинники, що пов'язані зі знищенням або значним розрідженням рослинного покриву.

Унаслідок евакуації населення з території ЧЗВ та припинення виробництва агропродукції землі сільськогосподарського призначення значно трансформувалися. До аварії площа сільськогосподарських угідь у межах ЧЗВ становила близько 39 % від усієї території [6]. На сьогодні ці угіддя перебувають під впливом відновлення природної рослинності, за винятком ділянок підприємств основного та допоміжного циклів. За час після аварії на Чорнобильській АЕС виведені з аграрного використання сільськогосподарські угіддя, а також площі земель у відселених населених пунктах заростали деревними породами та чагарниками під впливом процесів вторинної сукцесії. Окремі ділянки території були відведені під планове лісовідновлення, на інших ділянках були розміщені промислові об'єкти. Виходячи з вищенаведеного, актуальним постає завдання оцінювання стану та змін в об'єктах навколишнього середовища в ЧЗВ [7].

Стан проблеми та аналіз літературних даних

В основі геосистемного підходу до оцінювання стану території покладено теоретичне визначення: територія дослідження є сукупністю екосистем, в яких компоненти пов'язані між собою потоками речовини та енергії й мають закономірну структуру та організацію у просторі [8]. Це означає, що особливості рельєфу території, просторовий розподіл поверхневих вод,

грунтів та рослинного покриву формують комбінації умов, сприятливих для розвитку типової рослинності на конкретній території.

Вивченням стану біоценозів ЧЗВ, міграції радіонуклідів у рослинних екосистемах та впливу на навколишнє середовище об'єкта «Укриття» та інших радіаційно небезпечних об'єктів у післяаварійний період займалася група дослідників Інституту проблем безпеки АЕС НАН України під керівництвом к. б. н. С. Паскевича, який є автором Web-проекту [9]. Цей ресурс містить картосхеми рослинного покриву, а також місцезонавання ушкоджених лісових екосистем станом до 2000 р.

У ЧЗВ вологолюбні види трав'янистої рослинності (трави вологих луків) пов'язані місцезонаванням зі зниженими формами рельєфу: лощинами, низькими річковими терасами, балками, де сформувалися в основному вологоємкі дернові оглеєні та торфвоболотні ґрунти. Більш підвищеним суходільним ділянкам на місці зведених лісів із дерново-підзолистими ґрунтами характерна трав'яниста рослинність перелогів. Стан рослинного покриву поверхні впливає на процеси дефляції, що сприяють підйому радіонуклідів із пиловими частинками. За десятиріччя після аварії науковцями зроблено висновок, що після припинення розорювання території лише 3,5 % ЧЗВ мають високий ступінь пилопідйому. Зазначалося, що 40–60 % вмісту пилової фракції у середньосуглинкових та важкосуглинкових ґрунтах визначають високий та дуже високий ступінь уразливості до вітрового підйому [10]. Відсоток таких територій зменшується під час розвитку процесів поновлення природного рослинного покриву. Протилежними за напрямом є фактори зведення лісів та ураження щільного рослинного покриву, що виникають за різних причин. Такі процеси сприяють розвитку процесів вітрового підйому, тому вкрай важливо проводити лісомеліоративні та захисні заходи для збереження рослинного покриву ЧЗВ [7].

На території ЧЗВ в історичному минулому під впливом характерних умов вологозабезпеченості та родючості ґрунтів сформувалися різні типи лісу. Окремі деревні породи дуже добре адаптувалися до різних екологічних факторів. Наприклад, сосна може добре рости на сухих ґрунтах з піщаним механічним складом [11, 12] і на заболочених ділянках — вона є найбільш розповсюдженою деревною породою в ЧЗВ. Породи дерев, що вимагають вологих ґрунтів із високим рівнем органічних речовин, — це береза, вільха, дуб, граб. Із перезволоженими заплавами річок пов'язані ліси з верби, вільхи, тополі білої та чорної [10].

Методи, технології та матеріали (джерела інформації)

Вивчення території проведено на основі геостемного підходу та картографічних методів з метою розробки карт території в масштабі М 1 : 100 000 — М 1 : 50 000, класифікації території, яка відповідала б регіональному та локальному рівням. Як інструментарій були використані програмні пакети для геоінформаційного аналізу — ArcGIS та MapInfo.

Засоби та інструментарій ArcGIS дають змогу аналізувати дані, поєднуючи різні шари картографічної інформації з точністю відповідно до масштабу — карти річкових басейнів та їхніх структурних елементів, шари ґрунтів і рослинності за даними космічної зйомки — і таким чином виявляти місцезоположення, що характерні для різних типів рослинних угруповань (рис. 1).

За даними топографічної зйомки, отриманої за програмою Shuttle Radar Topographic Mission (SRTM) за допомогою космічного апарата Space Shuttle (США) [14], побудована модель рельєфу, яка поєднує карту просторового розподілу висоти місцевості з кроком 250 м, вертикальним перерізом даних через 5 м, шари розподілу кутів схилів із зміною від плоских до дуже крутих за класифікацією Продовольчої та сільськогосподарської

організації Об'єднаних націй (ФАО), класифікацію експозиції схилів та карту розподілу зон акумуляції та напрямку площинного змиву в межах річкових басейнів. Карти охоплюють прямокутну область з координатами W29.05385; E31.1058; N51.94638; S50.81808, що є достатнім для характеристики рельєфу зони відчуження та безумовного відселення Чорнобильської АЕС.

Для класифікації території отримано набір різночасових даних дистанційного зондування середнього (30 м) і високого розрізнення (вище 10 м) [15–17], а також були долучені наявні картографічні матеріали: електронні карти ґрунтів, також використовувалась уже накопичена інформація щодо області дослідження [18].

Для вивчення типу та стану рослинності та особливостей підстильної поверхні існує декілька видів даних дистанційного зондування — мультиспектральні знімки земної поверхні в комбінаціях каналів різних довжин спектра електромагнітного випромінювання. Комбінація спектральних зон знімків утворює контрастне кольорове зображення об'єктів підстильної поверхні (для супутника Landsat просторове розрізнення 30 м). Знімок має дешифрувальні ознаки: текстуру та спектральну яскравість об'єктів на земній поверхні, визначену в спектрі шкали з 255 кольорів. Для виділення області дослідження була створена

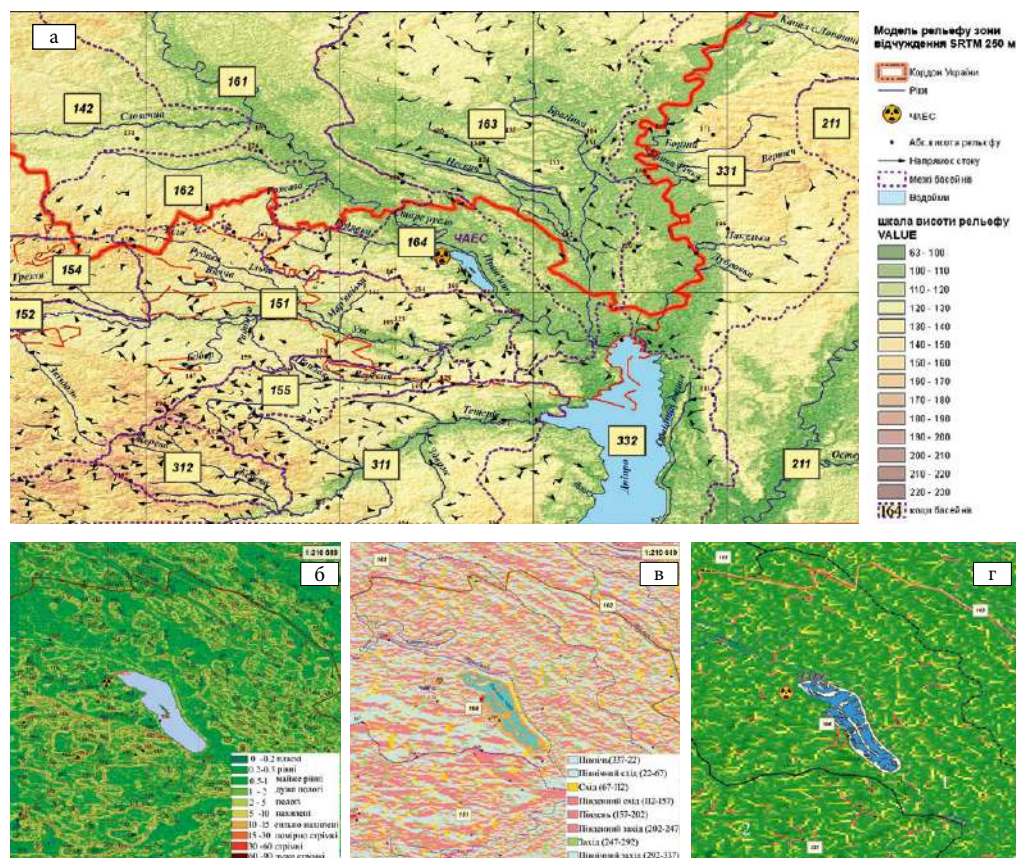


Рис. 1. Модель рельєфу, побудована за даними топографічної зйомки Shuttle radar topographic mission (SRTM): а — з кроком 250 м, б — класифікація кутів схилу (%), в — експозиція схилів, г — зони акумуляції та напрямки стоку: 1 — басейн гирла р. Прип'ять; 2 — басейн р. Уж

векторна карта меж ЧЗВ, яка узгоджена з зонуванням відповідно до Постанови Кабінету Міністрів України № 106 [18]. За картографічними даними площа її 2 182 км², що в порівнянні з даними діючих нормативних актів має похибку приблизно 82 км². Така незначна похибка дає можливість використовувати векторну версію картографічного шару для аналізу стану території.

Дані дистанційного зондування Землі, відзняті в різні періоди часу, дають змогу розмежовувати типи рослинності, їхній стан, виділяти об'єкти із штучних матеріалів та області без рослинності, водні об'єкти, заболочені території, аналізувати динаміку структури рослинного покриву, а саме визначати приблизний вік багаторічних рослин [19, 20].

Різні комбінації спектра видимого та інфрачервоного випромінювання дають можливість вивчати просторові особливості структури, їхні зміни на ділянках поверхні та визначати процеси, що відбуваються з рослинним покривом, наприклад зміни проективного покриття трав'янистої або деревної рослинності, її стан, наслідки пожеж та ін. На космічному знімку в палітрі кольорів RGB здоровій лісовій рослинності відповідає темно-зелений та яскраво-зелений кольори, здоровій трав'янистій рослинності — світло-зелений, зів'ялій — жовто-солом'яний, відкритому ґрунту без рослинності — рожево-лілові або коричневий кольори.

Базуючись на даних за різні періоди часу (таблиця), були розроблені векторні карти підстильної поверхні й

Дані дистанційного зондування, що використані для класифікаційних карт

Супутникові дані	Дата та роздільна здатність, м		Об'єкти для ідентифікації
	Дата	Роздільна здатність	
DigitalGlobe: Landsat, Spot, Airbus	05.06.2013 08.13.2017	30; 2,5–0,6	Об'єкти площею менше 1 км ²
Landsat 8 (мультиспектральний знімок)	02.10.2017	30	Неоднорідності рослинного покриву: тип рослинності та його стан
Landsat 7 (мультиспектральний: 5, 4, 3 канали)	2010	30	
Landsat 5 TM	05.30.1986; 1989	30	
Landsat 7 (дані спектральних каналів Red та Near InfraRed)	1999	30	Розрахунок значень NDVI

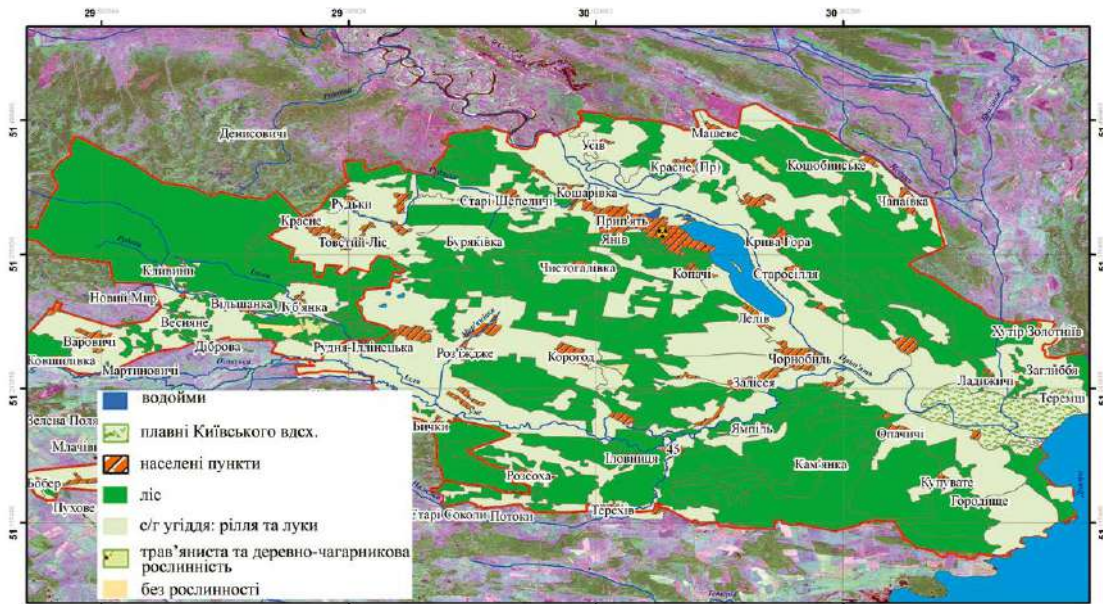


Рис. 2. Векторна карта об'єктів підстильної поверхні і типів рослинного покриву, створена за даними космічної зйомки (стан місцевості на травень 1986 р.)

типів рослинності ЧЗВ (рис. 2) за 1986, 1999, 2017 роки. Карти було верифіковано за геоприв'язаною растровою топографічною картою М 1 : 100 000 (стан місцевості за 1986–1991 рр.). Дані за населеними пунктами перевірені згідно з класифікатором КОААТУ.

Наводимо значення площ класів (%), визначених для об'єктів підстильної поверхні та типів рослинного покриву станом на 1986 р.

Ліс	53,02
Сільськогосподарські угіддя: рілля та луки	38,50
Населені пункти	3,87
Плавні Київського водосховища	2,11
Став-охолоджувач та інші водойми	1,01
Промислові зони	0,54
Інші	0,07

З даних видно, що на 1986 р. 91 % території займали ліси та сільськогосподарські угіддя.

Аналіз місцезположення типів підстильної поверхні та класів рослинного покриву в різні періоди показує, що природні та антропогенні чинники впливають на їхній стан та структуру (рис. 3).

За даними карти площа лісу становила 1 157 км². Порівнюючи з даними атласу [18], де площа лісу в ЧЗВ становила 1 100 км², маємо похибку 5 %.

Методи вивчення динаміки розвитку рослинного покриву та його стану

Для вивчення кількісних показників вегетативної маси рослин і зміни в рослинному покриві використовують вегетаційні індекси. Одним з найбільш поширених є нормалізований відносний індекс рослинності (NDVI). Індекс NDVI є відношенням різниці та суми даних каналів інфрачервоного (NIR) і червоного (RED) спектрів випромінювання, що розраховується за формулою [19]

$$NDVI = (NIR - RED) / (NIR + RED).$$

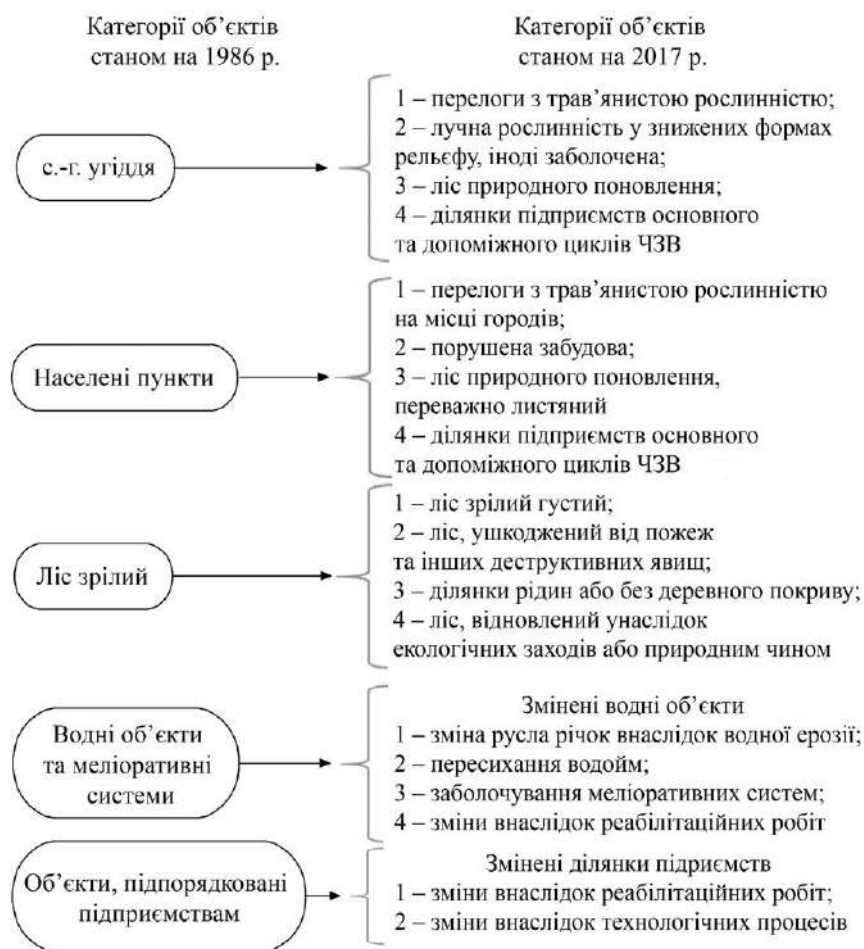


Рис. 3. Зміни у структурі природокористування ЧЗВ за період після аварії на Чорнобильській АЕС (1986–2017 рр.)

Стандартна шкала значення NDVI
для різних типів об'єктів

Густа рослинність	0,7
Розріджена рослинність	до 0,5
Відкритий ґрунт	0–0,025
Вода	–0,25
Штучні матеріали (бетон, асфальт)	–0,5

Значення індексу NDVI варіюють від –1 до 1 і мають динаміку протягом вегетаційного періоду. Рослини з великою біомасою дають високі значення внаслідок того, що хлорофіл хлоропластів у листях рослин поглинає випромінювання червоної зони спектра (Red) і відбиває хвилі інфрачервоного спектра (NIR) [19]. На рис. 4 показано класифікацію, проведену за вегетаційними індексами для ЧЗВ з використанням даних 1999 р. На рисунку видно, що вигорілі виділи

лісу мають дуже низькі значення NDVI — до 0,1–0,2.

На рис. 5 наведено карту класів підстильної поверхні й рослинного покриву станом місцевості на 2017 р. Сучасний стан типів рослинності в ЧЗВ показує, що клас сільськогосподарських угідь можна розділити на категорії: вторинні ліси (деревна рослинність природного відновлення), трав'янисту рослинність підвищених місцеположень рівнин водольодовикового походження та лучну рослинність у знижених формах рельєфу: лощинах та заплавах ділянках річок. Вік деревних порід, що виростили на більшій площі перелогів, може бути 15–30 років, за даними на 2017 р. вони займають близько 12 % території ЧЗВ.

Процеси, що відбуваються у природному середовищі ЧЗВ як складній системі, мають різний напрям. Зменшення площ під лісовою рослинністю відбувалося під впливом процесів зведення та розрідження лісів унаслідок планових рубок або пожеж, вимо-

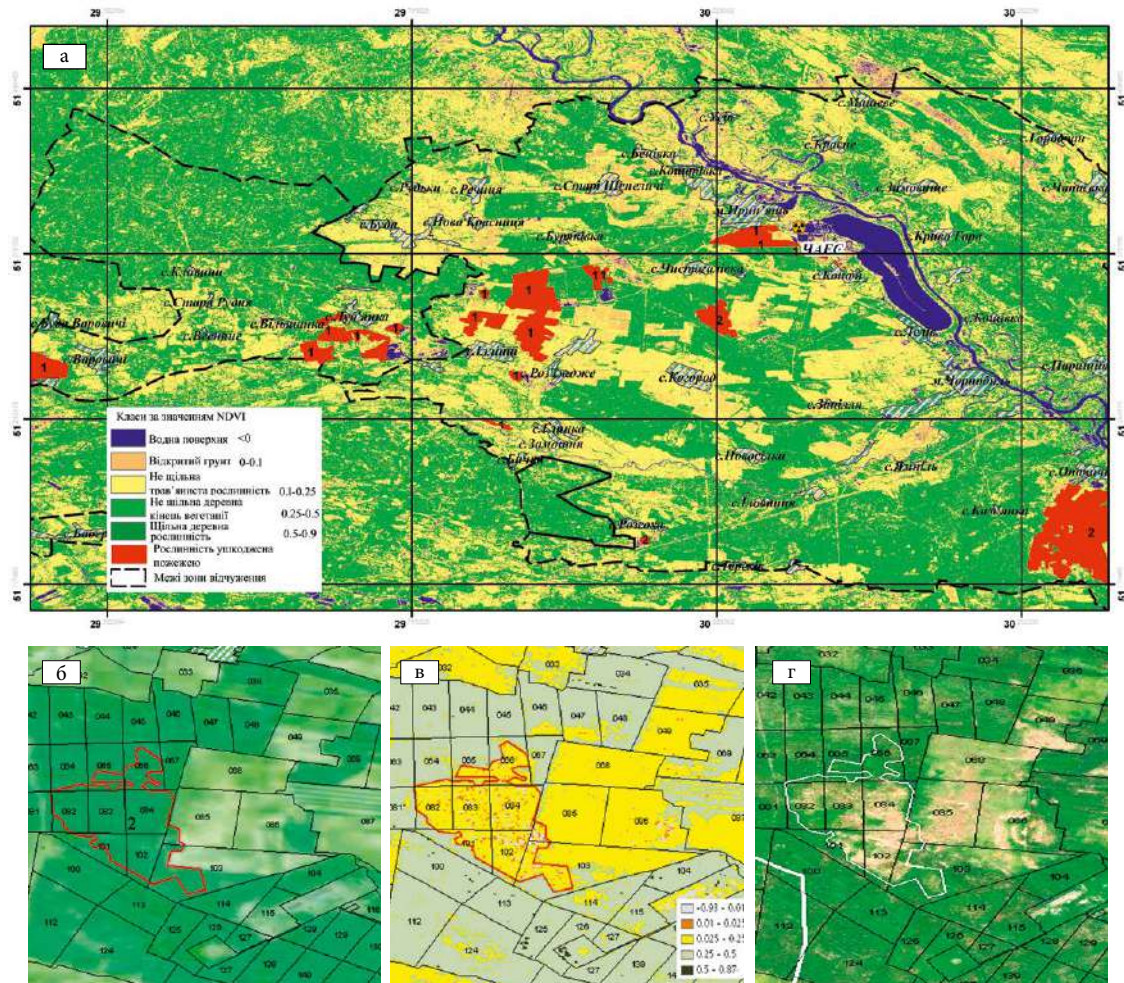


Рис. 4. Зміни стану лісу на космічних знімках для ЧЗВ: а — Landsat 1999 р.: 1 — ліс, що вегетує, NDVI > 0,5 (згарища утворилися після 2000 р.); 2 — ушкоджений ліс NDVI < 0,1 (згарища утворилися до 2000 р.); б — стан ділянки на 1986р. — зрілий ліс; в — ділянка згарища на 1999 р., NDVI < 0,1; г — заростання ділянки згарища на 2017 р.

кання та випадіння дерев під дією грибоквих захворювань, а також радіаційного ураження в перший період після аварії. Лісгосподарські заходи щодо відновлення лісу внаслідок закладання нових ділянок лісу та природне заростання деревною рослинністю компенсують указані вище негативні наслідки.

Загальна площа під деревною рослинністю в ЧЗВ (без урахування площ промислових ділянок та ділянок із вираженим мозаїчним покривом) на 2017 р. становила близько 1 400 км². На сільськогосподарських угіддях та в населених пунктах відбувався процес вторинної сукцесії, тобто заростання деревними видами, заміщення культивованих до аварії сільськогосподарських рослин на природні трав'янисті та деревні види, деякі ділянки було відведено під промислові об'єкти. Сумарний вплив вищезгаданих процесів призвів до збільшення площ під лісовою рослинністю і, як наслідок, зменшення впливу ерозійних процесів.

Погодні та антропогенні фактори впливають на динаміку стану водних об'єктів ЧЗВ. Посушливі періоди та зменшення обсягів надходження води з р. Прип'ять у водойму-охолоджувач значно скоротив площу дзеркала відкритої водної поверхні об'єкта, відбувається процес заростання берегів на піщаному ґрунті.

Значний вплив на зміни в об'єктах навколишнього середовища мають лісові пожежі, що знищують лісовий

покрив на великий проміжок часу на відміну від вигорання трав'янистої рослинності, яка відновлюється протягом одного року. Відновлення лісу після пожежі (вторинна сукцесія) відбувається приблизно за 20–30 років і може бути визначено за даними дистанційного зондування. За цей період на вигорілій ділянці деревна рослинність відновлюється майже повністю за умови, що ділянка розташована недалеко від зрілого лісу.

Висновки

Використання даних дистанційного зондування за різні періоди часу разом з наявними векторними картами території дало змогу розробити карту сучасного стану підстильної поверхні та рослинного покриву ЧЗВ. Аналіз даних показав, що після аварії на Чорнобильській АЕС у 1986 р. найбільші за площею зміни відбулися з рослинними угрупованнями на землях сільськогосподарського призначення. Площа вторинних лісів на таких ділянках становить 31 % площі ЧЗВ.

Велику шкоду лісовій екосистемі завдають пожежі. Ушкоджені пожежею ліси та деревна рослинність природного поновлення у ЧЗВ станом на 2017 р. становлять 41,3 км², це близько 4 % площ лісової рослинності.

Організація тимчасових місць збору та збереження радіоактивних відходів, переміщення певних

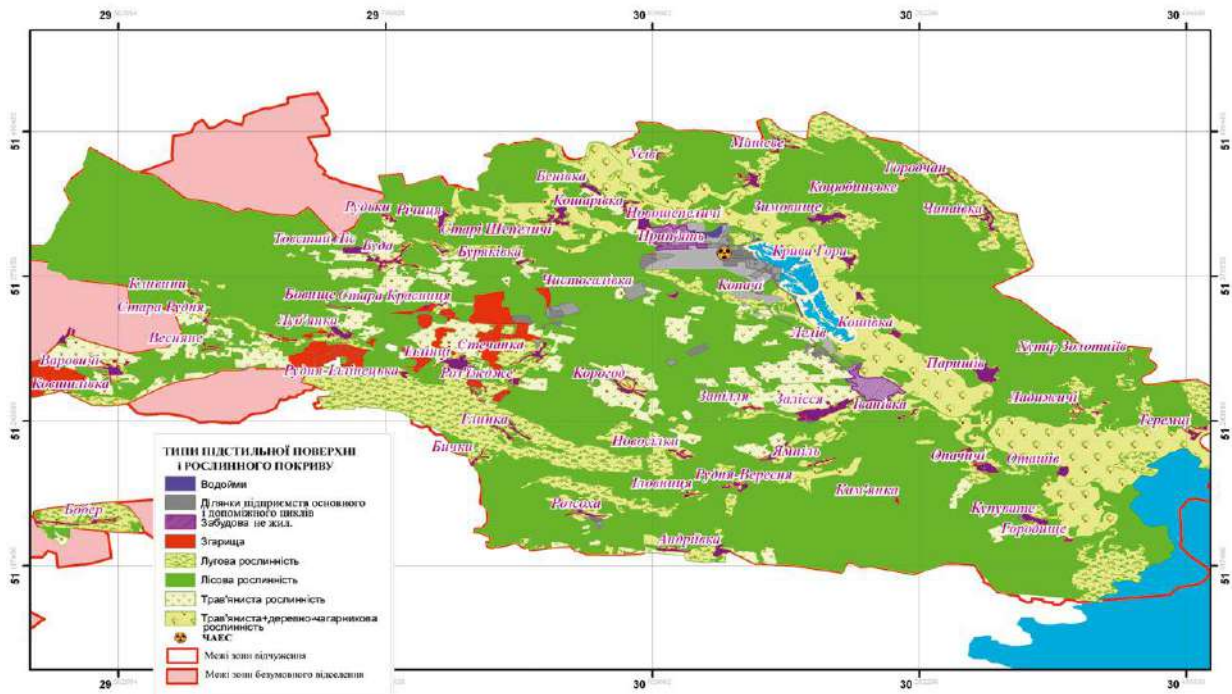


Рис. 5. Класифікація за типами об'єктів підстильної поверхні та рослинного покриву (дані 2017 р.)

обсягів радіоактивних відходів з пунктів тимчасового зберігання впливають на зміну рівнів забруднення компонентів навколишнього середовища в ЧЗВ. Розрахунки за картографічними даними показали, що ділянки, відведені під підприємства основного та допоміжного циклу в ЧЗВ, охоплюють площу близько 56 км², з них 42 % площ вкриті деревною рослинністю. Стан таких заліснених ділянок впливає на пожежну небезпеку на стаціонарних та тимчасових ділянках, призначених для локалізації радіоактивних відходів. Отже, навколо таких ділянок необхідно організувати мінералізовані смуги, проводити своєчасний догляд за насадженнями: вирубування ушкоджених шкідниками та грибовими захворюваннями деревостанів, розчищення території від захаращення та сухоостою, насадження лісу на вигорілих ділянках.

У результаті проведення аналізу та оцінки просторової неоднорідності території визначено розташування ділянок підприємств, що можуть бути джерелами радіоактивного забруднення та зміни у природних комплексах. Створено набір цифрових растрових та векторних карт, що відображають структуру досліджуваної території за різні проміжки часу. Векторні карти розроблено на основі даних дистанційного зондування й достатньо точно відображають сучасну структуру території, фіксують явища та процеси, що відбуваються в межах території. Проведена картографічна класифікація об'єктів підстильної поверхні та типів рослинного покриву може бути використана для аналізу змін зони відчуження та безумовного відселення Чорнобильської АЕС, а також параметризації типів підстильної поверхні в оцінюванні стану забруднення навколишнього середовища.

Поєднання створеного картографічного матеріалу за даними фактичних обстежень ДСП «Північна Пуща» лісових екосистем дають змогу більш достовірно визначити обсяги біоресурсів для ділянок з високими рівнями забруднення радіонуклідами. Отримані картографічні матеріали дають можливість визначити та відобразити сучасну просторову структуру та характеристики об'єктів підстильної поверхні й розрахувати площі на змінених територіях.

Список використаної літератури

1. IAEA-TECDOC-1240. Present and future environmental impact of the Chernobyl accident IAEA. — Vienna : IAEA, 2001. — 138 p.
2. Мешалкин Г. С. Проблемы реабилитации территории в зоне аварии на Чернобыльской АЭС / Г. С. Мешалкин, Н. П. Архипов // Проблемы Чернобыльской зоны отчужения. — 1994. — Вып. 1. — С. 17–19.
3. Джепо С. П. Полигонные исследования миграции радионуклидов на участке пункта временной локализации радиоактивных отходов «Рыжий Лес» / С. П. Джепо, А. С. Скальский, Д. А. Бугай [и др.] // Проблемы Чернобыльской зоны отчужения. — 1995. — Вып. 2. — С. 77–84.
4. Кіреєв С. І. Радіаційний стан забруднення території зони відчуження у 2012 році / С. І. Кіреєв, В. О. Дем'янович, Л. І. Смірнова [та ін.] // Проблемы Чернобыльской зоны отчужения — 2013. — Вып. 11. — С. 18–37.
5. Холоша В. І. Концепція Чорнобильської зони відчуження на території України / В. І. Холоша, Є. В. Соботович // Проблемы Чернобыльской зоны отчужения. — 1994. — Вып. 1. — С. 3–17.
6. Ведення сільськогосподарського виробництва на територіях, забруднених внаслідок Чорнобильської катастрофи, у віддалений період: навч. вид. / за ред. акад. УААН Б. С. Прістера — Київ: ТОВ ВПФ «МЕГА», 2007. — 69 с.
7. Кучма М. Д. Еколого-лісівничі наслідки радіоактивного забруднення лісових масивів зони відчуження ЧАЕС / М. Д. Кучма, І. С. Федотов, М. П. Архипов, П. С. Пастернак // Лісівництво і агролісомеліорація. — 1994. — Вып. 88. — С. 12–18.
8. Глазовская М. А. Геохимические основы типологии и методики исследований природных ландшафтов / М. А. Глазовская. — Смоленск: Ойкумена, 2002. — 145 с.
9. Чернобыль, Припять, Чернобыльская АЭС и зона отчуждения. Вся информация и новости чернобыльской зоны отчуждения и ЧАЭС, природа загрязненных территорий: web-проект. Режим доступа: <http://chornobyl.in.ua>.
10. Давыдчук В. С. Ландшафты Чернобыльской зоны и их оценка по условиям миграции радионуклидов / В. С. Давыдчук, Р. Ф. Зарудная, С. В. Михели и др. / под ред. А. М. Маринича. — Киев: Наук. думка, 1994. — 111 с.
11. Паскевич С. А. Вынос ⁹⁰Sr и ¹³⁷Cs надземной фитомассой растительных сообществ лугов и залежей Чернобыльской зоны отчуждения / С. А. Паскевич // Радиационная биология. Радиоэкология. — 2005. — Вып. 45 (3). — С. 281–286.
12. Плюта П. Г. Фітоекологічні дослідження в Зоні відчуження ЧАЕС / П. Г. Плюта, Я. П. Дідух // Проблемы Чернобыльской зоны отчужения. — 1996. — Вып. 3. — С. 39–48.
13. Таксаційний опис земельних ділянок лісового фонду станом на 01.01.2017 року. — ДСКП «Північна Пуща», 2017.

14. SRTM 90m DEM Digital Elevation Database. — Available at: <http://srtm.csi.cgiar.org/>.
15. World Imagery Digital Globe ArcGIS. — Available at: http://server.arcgisonline.com/services/World_Imagery/MapServer).
16. Imagery Digital data SENTINAL-2 BANDS. — Available at: <https://eos.com/landviewer>.
17. Imagery Digital data LANDSAT. — Available at: <https://landlook.usgs.gov/landlook/viewer.html>.
18. Атлас. Україна. Радіоактивне забруднення / МНС України, ТОВ «Інтелектуальні Системи ГЕО». — Київ: Компанія ВАІТЕ. — 2011. — 52 с.
19. Багатоспектральні методи дистанційного зондування Землі в задачах природокористування: монографія / за ред. В. І. Лялько, М. О. Попова. — Київ : Наук. думка, 2006. — 360 с.
20. Кохан С. С. Дистанційне зондування Землі. Теоретичні основи / С. С. Кохан, А. Б. Востоков. — Київ : Вища шк., 2009. — 460 с.

O. G. Tyshchenko, V. P. Landin

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

Changes in the Underlying Surface and Vegetation in the Chernobyl Exclusion Zone During 1986–2017

The analysis results of the type surface and vegetation changes in the Exclusion Zone of Chernobyl Nuclear Power Plant, for the period after accident in 1986 until 2017 are presented. In the article it is shown that after the Chernobyl accident in 1986, the largest changes occurred with vegetation on agricultural lands. Analysis of the current state of vegetation showed that the area of restored forest plantations on uncultivated lands amounted to –31 % of the Chernobyl NPP Exclusion Zone.

Studies have shown that fires cause great damage to the forest ecosystems. Forests and woody vegetation of natural regeneration damaged by the fire in the Chernobyl NPP Exclusion Zone as of 2017 amounted to 41.3 km², which is about 4 % of the area of forest vegetation.

It is noted that the movement of certain volumes of radioactive waste from temporary storage points affect changes in the levels of pollution of environmental components in the Chernobyl NPP Exclusion Zone. Cartographic calculations showed that the areas allocated for the enterprises of the main and auxiliary cycle in the

Chernobyl NPP Exclusion Zone occupy an area of about 56 km², of which 42 % is covered with woody vegetation. The condition of such forested areas affects fire safety on stationary and temporary areas intended for localization of radioactive waste. It is stated about the expediency of organizing mineralized strips, conducting timely measures to care for plantations around such areas. Such measures are — felling of damaged stands, clearing the area of dead parts of trees, planting forests on burned areas.

Maps obtained after the analysis and assessment of spatial heterogeneity of the territory are presented in the article. The maps show the location of areas of enterprises that may be sources of radioactive contamination and natural complexes that was changed. It created a set of digital raster and vector maps which reflect the structure of the study area for different periods. Vector maps were developed based on remote sensing data and fairly accurately reflect the modern structure of the territory, capture processes occurring within the territory.

It concluded that the cartographic classification of objects on the ground surface and types of vegetation may be used for analyzing changes in the Exclusion Zone and unconditional resettlement of Chernobyl NPP, as well as parameterization of the type of underlying surface for assessment of environmental pollution.

It is noted that the combination of the created cartographic material with the data of actual surveys of forest ecosystems makes it possible to more accurately determine the amount of bioresources of the Exclusion Zone in areas with high levels of pollution. The obtained cartographic materials make it possible to determine and display the modern spatial structure and characteristics on the Earth's underlying surface and to calculate the areas in the changed territory.

Keywords: Earth remote sensing data, mapping, geosystem data analysis, classification of objects underlying surface and vegetation.

References

1. IAEA-TECDOC-1240. *Present and future environmental impact of the Chernobyl accident*. Vienna: IAEA, 2001, 138 p.
2. Meshalkin H. S., Meshalkin P. S., Arkhipov N. P. (1994). [Rehabilitation problems of the territory in the accident zone at the Chernobyl nuclear power plant]. *Problemy Chernobylskoi zony vidchuzhennya* [Problems of the Chernobyl Exclusion Zone], vol. 1, pp. 17–19. (in Russ.)
3. Dzhepo S. P., Skalskii A. S., Bugai D. A., Gudzenko V. V., Mogylnyi S. A., Proskura N. I. (1995). [Polygon studies of the migration of radionuclides at the site of the temporary

- containment point for radioactive waste “Red Forest”]. *Problemy Chornobylskoi zony vidchuzhennya* [Problems of the Chernobyl Exclusion Zone], vol. 2, pp. 77–84. (in Russ.)
4. Kireev S. I., Demynovych U. O., Smirnova L. I., Vyshnevskiy D. O., Obrizan S. M., Hodun B. O., Hurin O. S., Nikitina T. I. (2013). [Radiation state of contamination of the Exclusion Zone in 2012]. *Problemy Chornobylskoi zony vidchuzhennya* [Problems of the Chernobyl Exclusion Zone], vol. 11, pp. 18–37. (in Ukr.)
 5. Kholosha V. I., Sobotovych E. V. (1994). [The concept of the Chernobyl Exclusion Zone on the territory of Ukraine] *Problemy Chornobylskoi zony vidchuzhennya* [Problems of the Chernobyl Exclusion Zone], vol. 1, pp. 3–17. (in Ukr.)
 6. Prister B. S. (ed.) (2007). *Vedennya silskohospodarskoho vyrobnytstva na terytoriyakh, zabrudnenykh vnaslidok Chornobylskoi katastrofy, u viddalenyi period* [Conducting agricultural production in areas contaminated by the Chernobyl accident, in the remote period]. Kyiv: MEGA, 69 p. (in Ukr.)
 7. Kuchma M. D., Fedotov I. S., Arkhipov M. P., Pasternak P. S. (1994). [Ecological and forestry consequences of radioactive contamination of forests in the Chernobyl Exclusion Zone]. *Lisivnytstvo i ahromelioratsiya* [Forestry and agroforestry], vol. 88, pp. 12–18. (in Ukr.)
 8. Glazovskaya M. A. (2002). *Geokhimicheskie osnovy tipologii i metodiki issledovaniy prirodnykh landshaftov* [Geochemical basis of typology and methods for researching natural landscapes]. Smolensk: Oikumena, 145 p. (in Russ.)
 9. *Chernobyl, Pripyat, Chernobyl nuclear power plant and exclusion zone. All information and news of the Chernobyl exclusion zone and the Chernobyl nuclear power plant, the nature of contaminated areas*. Web-project. Available at: <http://chornobyl.in.ua>.
 10. Davydchuk V. S., Zarudnaya R. F., Miheli S. V. (1994). *Landshafty Chornobylskoi zony i ikh otsenka po usloviyam migratsii radionuklidov* [Landscapes of the Chernobyl zone and their assessment according to the conditions the pass migration of radionuclides]. Kyiv: Naukova Dumka, 111 p. (in Russ.)
 11. Paskevich S. A. (2005). [Transfer of ^{90}Sr and ^{137}Cs by plant phytomass in meadows and uncultivated lands of the Chernobyl exclusion zone]. *Radiatsionnaya biologiya. Radioekologiya* [Radiation biology. Radioecology], vol. 45, pp. 281–286. (in Russ.)
 12. Plyta P. G., Didukh Y. P. (1996). [Phytoecological research in the ChNPP Exclusion Zone]. *Problemy Chornobylskoi zony vidchuzhennya* [Problems of the Chernobyl Exclusion Zone], vol. 3, pp. 39–48. (in Ukr.)
 13. *Taxation description of land plots of forest fund as 01.01.2017*. SSE “Pivnichna Pushcha”, 2017. (in Ukr.)
 14. *SRTM 90m DEM Digital Elevation Database*. Available at: <http://srtm.csi.cgiar.org/>.
 15. *World Imagery Digital Globe ArcGIS*. Available at: http://server.arcgisonline.com/services/World_Imagery/MapServer
 16. *Imagery Digital data SENTINAL-2 BANDS*. Available at: <https://eos.com/landviewer>.
 17. *Imagery Digital data LANDSAT*. Available at: <https://landlook.usgs.gov/landlook/viewer.html>.
 18. Ministry of Emergency Situations of Ukraine, Intelligence Systems GEO (2011). *Atlas. Ukraine. Radioactive contamination*. Kyiv: VAITE, 2011, 52 p. (in Ukr.)
 19. Lyalko V. I., Popova M. O. (eds.) (2006). *Bahatospektralni metodu dystantsiinoho zonduvannya Zemli v zadachakh prirokokorystuvannya* [Multispectral methods of remote sensing of the Earth in nature management problems]. Kyiv: Naukova Dumka, 360 p. (in Ukr.)
 20. Kokhan S. S., Vostokov A. B. (2009). *Dystantsiine zonduvannya Zemli. Teoretichni osnovy* [Remote sensing of the Earth. Theoretical bases]. Kyiv: Vyshcha shkola, 460 p. (in Ukr.)

Надійшла 02.11.2020

Received 02.11.2020

Рецензія

на рукопис підручника А. В. Носовського, Б. М. Бондаря «Дозиметрія та захист від іонізуючого випромінювання»

Сьогодні відбуваються значні зміни у свідомості людства, що базуються на гуманному ставленні до природи, природних ресурсів, навколишнього середовища. На зміну індустріальному виробництву, заснованому на ідеї підкорення природи й марнотратного вичерпання природних ресурсів, приходять концепції гармонійного розвитку суспільства із застосуванням екологічно чистих технологій, дбайливого ставлення до природних багатств, людства і довкілля. У той же час залишається актуальною проблема задоволення суспільства енергетичними ресурсами з використанням ядерних технологій. Питання безпеки мають першочергове значення під час оцінки ризику експлуатації об'єктів, що використовують ядерні технології.

Робота, що рецензується, присвячена викладенню курсу основ дозиметрії й захисту від іонізуючих випромінювань, що є актуальним завданням сьогодення, у зв'язку з наявністю на території України атомних станцій, наслідками аварії на Чорнобильській АЕС, перспективами розвитку атомної галузі, а також вимогами до підготовки фахівців в галузі безпеки атомної енергетики, які постійно зростають.

Матеріали, представлені в цьому підручнику, дозволяють розглянути й вивчити основні поняття, теоретичні підходи, а також практичні методи проведення дозиметричних вимірювань, що потребувало від авторів застосування системного підходу для викладення курсу.

На підставі аналізу значної кількості літературних джерел і особистого досвіду авторів виконано узагальнення наявних на сьогодні сучасних знань, що забезпечують необхідний рівень підготовки фахівців з питань дозиметрії. Наведено основні законодавчі акти, вимоги національних і міжнародних правил і норм. Показано світовий досвід у галузі нормування й контролю дозиметричних величин. Поряд із загальними поняттями теорії викладено методи й приклади практичної дозиметрії, що ілюструють аспекти безпеки ядерних технологій і забезпечення радіаційного захисту від іонізуючих випромінювань.

Автори успішно вирішили завдання розміщення в одному виданні оптимального за обсягом теоретичного й практичного курсу дозиметрії, що викладається в нашій країні студентам технічних вузів, які готують фахівців у сфері використання ядерної енергії й джерел іонізуючого випромінювання. Книга призначена насамперед як навчальний підручник для студентів і аспірантів технічних вузів, а також може слугувати фундаментальним довідковим для широкого кола наукових і технічних фахівців, дослідження й діяльність яких пов'язані з теоретичними й практичними питаннями забезпечення радіаційної безпеки при роботі з джерелами іонізуючого випромінювання.

По суті, книга є актуальним навчальним і довідковим виданням із теорії та практики дозиметричних вимірювань, що стали невід'ємними супутниками сучасного технологічного процесу. Сьогодні професійно правильні знання у цій галузі для фахівців, а також адекватне сприйняття їх широкими масами населення стає обов'язковим елементом нашого життя. Існування цивілізації на сучасному етапі її розвитку немислиме без використання джерел іонізуючого випромінювання в різних сферах життєдіяльності людини: промисловості, медицині, наукових дослідженнях тощо, а значить, і без вивчення основ дозиметрії та радіаційного захисту.

Автори розуміють необхідність систематичного підвищення рівня знань фахівців у розглянутій галузі знань. Подальший розвиток країни вимагає будівництва атомних електростанцій, підприємств із захоронення радіоактивних відходів та відпрацьованого ядерного палива. Рівень же розуміння питань безпеки, заснованих на дозиметричних вимірюваннях радіаційних параметрів, залишається досить низьким і визнається, як правило, непрофесійними публікаціями в засобах масової інформації. За цих умов більш ніж актуальним є завдання ознайомлення якомога ширшого кола майбутніх фахівців з основами дозиметрії й радіаційної безпеки.

Безсумнівними достоїнствами книги є загальний підхід до проблеми, ясність, послідовність і дохідливість викладення. У цілому видання, безсумнівно, викличе великий інтерес у фахівців, викладачів, студентів і всіх тих, хто цікавиться питаннями дозиметрії та радіаційного захисту. Ця робота повинна бути видана у вигляді окремого друкованого видання, рекомендованого як підручника для студентів вищих навчальних закладів освіти, а також до використання як практичного довідника для підвищення кваліфікації персоналу атомних електричних станцій і об'єктів, що використовують джерела іонізуючих випромінювань.

*Завідувач кафедри молекулярної фізики фізичного факультету
Національного університету України імені Тараса Шевченка,
академік НАН України,
д-р фіз.-мат. наук, проф. Л. А. Булавін*

Тематичний покажчик за 2020 р.^{*}

Загальні питання ядерної енергетики

Носовський А. В. Деякі проблемні питання в ядерній енергетичній галузі України, **3 (18)**, 5–9.

Неаронов Є. М., Байбузенко Т. Ю., Шендерович В. Я., Власенко М. І., Годун О. В., Кир'янчук В. М., Семенов Г. Р., Громок Л. І. Дослідження вибору реакторної технології для будівництва заміщуючих та нових енергоблоків АЕС в Україні після 2035 р., **3 (18)**, 10–22.

Дем'янюк В. В. Малі модульні реактори: безпекові та економічні показники, перспективи впровадження в об'єднану електроенергетичну систему України, **3 (18)**, 23–33 (англ. мовою).

Шараєвський І. Г., Фіалко Н. М., Зімін Л. Б., Носовський А. В., Власенко Т. С., Шараєвський Г. І. Світові тенденції розвитку конструкцій водоохолоджуваних реакторів із надкритичним тиском, **2 (17)**, 3–17.

Шараєвський І. Г., Фіалко Н. М., Носовський А. В., Зімін Л. Б., Власенко Т. С., Шараєвський Г. І. Головні напрями російських розробок перспективних конструкцій водоохолоджуваних реакторів із надкритичним тиском, **3 (18)**, 34–41.

Шараєвський І. Г., Фіалко Н. М., Носовський А. В., Зімін Л. Б., Власенко Т. С., Шараєвський Г. І. Проблемні питання теплогідравлічного розрахунку активних зон перспективних водоохолоджуваних реакторів з надкритичними параметрами, **4 (19)**, 3–15.

Безпека ядерних установок

Посох В. О. Методичні підходи до визначення зусиль, що діють на опорні елементи реактора ВВЕР-1000 при проектних режимах експлуатації енергоблока, **1 (16)**, 3–9.

Носовський А. В., Шараєвський Г. І., Фіалко Н. М., Шараєвський І. Г., Зімін Л. Б. Математична модель автоматичного розпізнавання латентних передаварійних станів системи механічного ущільнення вала головних циркуляційних насосів АЕС, **1 (16)**, 10–18.

Виговський О. В. Діагностичні ознаки закупорки порожнистих провідників та підвищеного струму в елементарних провідниках обмотки статора турбогенераторів АЕС України, **1 (16)**, 19–30.

Кухоцький О. В., Носовський А. В. Теплогідравлічні перевірочні розрахунки для підтримки ліцензування ядерної підкритичної установки «Джерело нейтронів», **1 (16)**, 31–39 (англ. мовою).

Посох В. О., Інюшев В. В., Колядюк А. С., Кошмак А. С., Дубковський В. О. Порівняльний аналіз методичних підходів до розрахункового визначення зусиль, що діють на опорні елементи реактора ВВЕР-1000, **2 (17)**, 16–23.

Корольов О. В., Павлишин П. Я., Таякін В. С. Порівняльний аналіз герметичності двох типів енергетичної арматури, **2 (17)**, 24–29 (рос. мовою).

Пирогов Т. В., Інюшев В. В., Куров В. О., Колядюк А. С. Аналіз проектних розрахунків на міцність теплообмінника аварійного розхолодження на відповідність до вимог чинних нормативних документів в атомній енергетиці, **2 (17)**, 30–38.

Борисенко В. І., Горанчук В. В. Валідація моделі реактора ВВР-М, розробленої в коді SCALE, **3 (18)**, 42–47.

Борисенко В. І., Горанчук В. В., Чалий Е. М., Стаднік В. В. Вибір оптимальних умов опромінення зразків у матеріалознавчому каналі ядерного реактора ВВР-М, **4 (19)** 16–22.

^{*} Перші цифри після назви статті означають номер випуску, наступні — сторінки, на яких вона розміщена.

Пирогов Т. В., Корольов О. В. Аналіз термонапруженого стану елементів фланцевих з'єднань теплообмінників аварійного розхолодження під час аварійних ситуацій реакторної установки ВВЕР-1000, **4 (19)**, 23–30.

Поводження з відпрацюванням ядерним паливом та радіоактивним и відходами

Михайлов О. В., Безмилов В. М., Терзі А. К. Аналіз закономірностей радіонуклідного забруднення твердих радіоактивних відходів «легкого» східного відсіку сховища Чорнобильської АЕС, **1 (16)**, 40–48. (англ. мовою).

Ольховик Ю. О. Перспективні схеми кондиціювання рідких радіоактивних відходів АЕС України, **3 (18)**, 48–56.

Кравченко В. П., Сурков С. В., Хуссам Ганем. Використання технологій опріснення морської води для попереднього упарювання рідких радіоактивних відходів, **3 (18)**, 57–64.

Ярошенко К. К., Шабалін Б. Г., Бондаренко Г. М. Дослідження процесів озонолізу органічних компонентів модельних розчинів рідких радіоактивних відходів реакторів ВВЕР, **4 (19)**, 31–38.

Михайлов О. В., Безмилов В. М. Щодо нових методичних підходів з вирішення проблеми паспортизації історичних твердих радіоактивних відходів Чорнобильської АЕС, які направляються на захоронення, **4 (19)**, 39–49 (англ. мовою).

Павловський Л. І., Рудько В. М., Федорченко Д. В., Антропов В. М., Третьяк О. Г. Оцінка кількості палива та активності в модулі А-1 ПЗРВ «Підлісний», **2 (17)**, 39–50.

Шабалін Б. Г., Лавриненко О. М. Деструкція органічних речовин радіоактивно забруднених вод АЕС, оснащених ВВЕР (аналітичний огляд), **3 (18)**, 65–78.

Об'єкт «Укриття»

Висотський Є. Д., Сущенко К. О., Годун Р. Л. Експертна оцінка поточного рівня підкритичності скупчень паливовмісних матеріалів після встановлення нового безпечного конфайнмента, **1 (16)**, 49–56.

Лагуненко А. С., Хан В. Е., Одинцов А. А., Калиновский А. К., Кравчук Т. А., Ковальчук В. П.,

Сабенин П. В., Каишур В. А., Свирид А. А., Юрчук С. В. Радиоактивные аэрозоли около скопления лавообразных топливосодержащих материалов в помещении 210/7 объекта «Укрытие» Чернобыльской АЭС в 2017–2018 гг., **2 (17)**, 58–67.

Лагуненко О. С., Хан В. Е., Калиновський О. К., Каишур В. О., Ковальчук В. П., Сабенин П. В., Свирид О. А., Ткач А. В., Юрчук С. В. Радіоактивні аерозолі в умовах нового безпечного конфайнмента у 2018 р., **3 (18)**, 79–85.

Савельєв М. В., Краснов В. О., Левченко А. П., Новіков О. Є., Євстигнєєв О. Ю., Пантін М. А. Вимірювання потужності еквівалентної дози над об'єктом «Укриття» після завершення будівництва нового безпечного конфайнмента, **4 (19)**, 50–56 (англ. мовою).

Балан О. В., Брилка С. Г., Деренговський В. В., Єгоров В. В., Павловський Л. І., Рудько В. М., Хоменко Д. О. Варіанти вирішення проблеми частин об'єкта Укриття, що виступають за межі нового безпечного конфайнменту, **4 (19)**, 57–65.

Екологічна безпека

Шинкаренко В. К., Талерко М. М., Каишур В. О., Скоряк Г. Г., Свирид О. А. Радіоактивні аерозолі в ближній зоні Чорнобильської атомної електростанції у 2018 р., **1 (16)**, 57–67.

Лев Т. Д., Тищенко О. Г., Пискун В. Н. Особенности создания картографического материала для решения задач оценки и прогноза радиоэкологической обстановки, **1 (16)**, 68–83.

Пузирна Л. М., Масько О. М., Пшишко Г. М., Гончарук В. В. Радіоактивні елементи в природній і питній воді України, **1 (16)**, 84–98.

Шабалін Б. Г., Ярошенко К. К., Колябіна І. Л. Дослідження кінетики сорбції ^{90}Sr і ^{137}Cs природним, кислотно- та лужно-модифікованим кліноптилолітами Сокирницького родовища, **1 (16)**, 99–111.

Новіков А. М. Ретроспективний аналіз середньорічних значень швидкості осадження ^{137}Cs після Чорнобильської аварії, **2 (17)**, 68–78.

Кузьменко Ю. И., Лев Т. Д., Тищенко О. Г., Пискун В. Н., Гавловская Л. В. ГИС-подход к решению

задачи прогнозирования развития природных пожаров в Чернобыльской зоне отчуждения на основе модели Ротермела, **2 (17)**, 79–94.

Коваленко І. О., Сосонна Н. В., Панасюк М. І., Саравана Кумар У. Методи аналізу гідрогеологічних характеристик водоносних горизонтів в околицях атомних електростанцій з використанням індикаторів, **2 (17)**, 95–101 (англ. мовою).

Гайдар О. В., Павленко І. О., Святун О. В., Сваричевська О. В., Малюк І. А., Телецька С. В. Аналіз сучасного радіоекологічного стану в зоні впливу дослідницького ядерного реактора ВВР-М Інституту ядерних досліджень НАН України, **2 (17)**, 102–106.

Талерко М. М., Лев Т. Д., Ковалець І. В., Яценко Ю. В. Моделювання атмосферного розповсюдження радіоактивності, винесеної в повітря в результаті лісових пожеж у зоні відчуження у квітні 2020 р., **3 (18)**, 86–104.

Стоянов О. І., Панасюк М. І., Іванова В. Е., Левін Г. В., Сосонна Н. В. Застосування спектрометричного

гаммакаротажу для уточнення характеристик радіоактивного забруднення ґрунтів, **3 (18)**, 105–110 (англ. мовою).

Талерко М. М. Застосування величини FRP (Fire Radiative Power) для оцінки емісії радіонуклідів в атмосферу внаслідок лісових пожеж в Зоні відчуження в квітні 2020 р., **4 (19)**, 66–74.

Тищенко О. Г., Ландін В. П. Зміни класів об'єктів підстильної поверхні та рослинного покриву в зоні відчуження ЧАЕС за період до 2017 року, **4 (19)**, 75–84.

Інше

Литвин Ю. О., Садовніков А. С., Самоделок Р. В., Проскурін О. С. Методи тестування радіаційної стійкості компонентів робототехнічних комплексів, **2 (17)**, 51–57.

Хвалін Д. І., Куцина І. В., Гавриленко В. С. Результати діяльності Інституту проблем безпеки атомних електростанцій НАН України у 2019 році, **3 (18)**, 111–121.

Авторський покажчик за 2020 р.*

А

Антропов В. М. **2(17)**, 39–50

Б

Байбузенко Т. Ю. **3(18)**, 10–22

Балан О. В. **4(19)**, 57–65

Безмилов В. М. **1(16)**, 40–48; **4(19)**, 39–49

Бондаренко Г. М. **4(19)**, 31–38

Борисенко В. І. **3(18)**, 42–47; **4(19)**, 16–22

Брилка С. Г. **4(19)**, 57–65

В

Виговський О. В. **1(16)**, 19–30

Висотський Є. Д. **1(16)**, 49–56

Власенко М. І. **3(18)**, 10–22

Власенко Т. С. **2(17)**, 3–15; **3(18)**, 34–41;

4(19), 3–15

Г

Гавловська Л. В. **2(17)**, 79–94

Гавриленко В. С. **3(18)**, 111–123

Гайдар О. В. **2(17)**, 102–105

Годун О. В. **3(18)**, 10–22

Годун Р. Л. **1(16)**, 49–56

Гончарук В. В. **1(16)**, 84–98

Горанчук В. В. **3(18)**, 42–47; **4(19)**, 16–22

Громок Л. І. **3(18)**, 10–22

Д

Дем'янюк В. В. **3(18)**, 23–33

Деренговський В. В. **4(19)**, 57–65

Дубковський В. О. **2(17)**, 16–23

Є

Євстигнєєв О. Ю. **4(19)**, 50–56

З

Зімін Л. Б. **1(16)**, 10–18; **2(17)**, 3–15;

3(18), 34–41; **4(19)**, 3–15

І

Іванова В. Є. **3(18)**, 105–110

Інюшев В. В. **2(17)**, 16–23, 30–38

К

Калиновский А. К. **2(17)**, 58–67; **3(18)**, 79–85

Кашпур В. О. **1(16)**, 57–67; **2(17)**, 58–67; **3(18)**, 79–85

Кир'янчук В. М. **3(18)**, 10–22

Коваленко І. О. **2(17)**, 95–101

Ковалець І. В. **3(18)**, 86–104

Ковальчук В. П. **2(17)**, 58–67; **3(18)**, 79–85

Колябіна І. Л. **1(16)**, 99–111

Колядюк А. С. **2(17)**, 16–23, 30–38

Кошмак А. С. **2(17)**, 16–23

Корольов О. В. **2(17)**, 24–29; **4(19)**, 23–30

Кравченко В. П. **3(18)**, 57–64

Кравчук Т. А. **2(17)**, 58–67

Краснов В. О. **4(19)**, 50–56

Кузьменко Ю. І. **2(17)**, 79–94

Куров В. О. **2(17)**, 30–38

Кухоцький О. В. **1(16)**, 31–39

Куцина І. В. **3(18)**, 111–123

Л

Лавриненко О. М. **3(18)**, 65–78

Лагуненко О. С. **2(17)**, 58–67; **3(18)**, 79–85

Ландін В. П. **4(19)**, 75–84

Лев Т. Д. **1(16)**, 68–83; **2(17)**, 79–94; **3(18)**, 86–104

Левін Г. В. **3(18)**, 105–110

Левченко А. П. **4(19)**, 50–56

Литвин Ю. О. **2(17)**, 52–57

М

Малюк І. А. **2(17)**, 102–105

Масько О. М. **1(16)**, 84–98

Михайлов О. В. **1(16)**, 40–48; **4(19)**, 39–49

Н

Неаронов Є. М. **3(18)**, 10–22

Новіков А. М. **2(17)**, 68–78

Новіков О. Є. **4(19)**, 50–56

Носовський А. В. **1(16)**, 10–18, 31–39; **2(17)**, 3–15; **3(18)**, 5–9, 34–41; **4(19)**, 3–15

О

Одінцов О. О. **2(17)**, 58–67

Ольховик Ю. О. **3(18)**, 48–56

П

Павленко І. О. **2(17)**, 102–105

Павлишин П. Я. **2(17)**, 16–23

Павловський Л. І. **2(17)**, 39–50; **4(19)**, 57–65

Панасюк М. І. **2(17)**, 95–101; **3(18)**, 105–110

Пантін М. А. **4(19)**, 50–56

Пирогов Т. В. **2(17)**, 30–38; **4(19)**, 23–30

Піскун В. М. **1(16)**, 68–83; **2(17)**, 79–94

Посох В. О. **1(16)**, 3–9; **2(17)**, 16–23

Проскурін О. С. **2(17)**, 52–57

Пузирна Л. М. **1(16)**, 84–98

Пшинко Г. М. **1(16)**, 84–98

Р

Рудько В. М. **2(17)**, 39–50; **4(19)**, 57–65

С

Сабенін П. В. **2(17)**, 58–67; **3(18)**, 79–85

Савельєв М. В. **4(19)**, 50–56

Садовніков А. С. **2(17)**, 52–57

Самодєлок Р. В. **2(17)**, 52–57

Саравана Кумар У. **2(17)**, 95–101

Сваричевська О. В. **2(17)**, 102–105

*Перші цифри після назви статті означають номер випуску, наступні — сторінки, на яких вона розміщена.

- Свирид О. А.* **1(16)**, 57–67; **2(17)**, 58–67; **3(18)**, 79–85
Святун О. В. **2(17)**, 102–105
Семенов Г. Р. **3(18)**, 10–22
Скоряк Г. Г. **1(16)**, 57–67
Сосонна Н. В. **2(17)**, 95–101; **3(18)**, 105–110
Стаднік В. В. **4(19)**, 16–22
Стоянов О. І. **3(18)**, 105–110
Сурков С. В. **3(18)**, 57–64
Сущенко К. О. **1(16)**, 49–56
- Т**
Талерко М. М. **1(16)**, 57–67; **3(18)**, 86–104; **4(19)**, 66–74
Таякін В. С. **2(17)**, 16–23
Телецька С. В. **2(17)**, 102–105
Терзі А. К. **1(16)**, 40–48
- Тищенко О. Г.* **1(16)**, 68–83; **2(17)**, 79–94, **4(19)**, 75–84
Ткач А. В. **3(18)**, 79–85
Третяк О. Г. **2(17)**, 39–50
- Ф**
Фіалко Н. М. **1(16)**, 10–18; **2(17)**, 3–15, **3(18)**, 34–41; **4(19)**, 3–15
Федорченко Д. В. **2(17)**, 39–50
- Х**
Хан В. Є. **2(17)**, 58–67; **3(18)**, 79–85
Хвалін Д. І. **3(18)**, 111–123
Хоменко Д. О. **4(19)**, 57–65
Хуссам Ганем **3(18)**, 57–64
- Ч**
Чалий Е. М. **4(19)**, 16–22
- Ш**
Шабалін Б. Г. **1(16)**, 99–111; **3(18)**, 65–78; **4(19)**, 31–38
Шараєвський Г. І. **1(16)**, 10–18; **2(17)**, 3–15, **3(18)**; 34–41, **4(19)**, 3–15
Шараєвський І. Г. **1(16)**, 10–18; **2(17)**, 3–15; **3(18)**, 34–41; **4(19)**, 3–15
Шендерович В. Я. **3(18)**, 10–22
Шинкаренко В. К. **1(16)**, 57–67
- Ю**
Юрчук С. В. **2(17)**, 58–67; **3(18)**, 79–85
- Я**
Ярошенко К. К. **1(16)**, 99–111; **4(19)**, 31–38
Яценко Ю. В. **3(18)**, 86–104

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, російською 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, російською 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 (чорно-білий) 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. Назви та докладне пояснення змісту слід наводити в підписах під рисунками, а не на самих ілюстраціях. Текст не повинен повторювати інформацію, представлену в рисунках, він має тільки давати основні висновки за ними та резюмувати інформацію. Якщо рисунки мають малу кількість даних, їх варто замінити описом у тексті. Якщо рисунок складається з кількох підрисунків (а, б, в, ...), то підпис до рисунка має містити опис кожного з підрисунків.

Розмір шрифту надписів на рисунках і підписів до них – 10 пт, гарнітура – Times New Roman.

Графіки повинні відображати великі обсяги даних ясно і зрозуміло. Оформляючи в статті графіки, автор має переконатися, що в них підписано всі осі, вказано всі одиниці виміру для величин, підписано всі криві й 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 та російською мовами 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 або російською. 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 неретрагований автоматичний переклад за допомогою онлайн-сервісів.

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

Структура статті передбачає такі основні розділи:
вступ;

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

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

Стан проблеми та аналіз літературних даних дає змогу виявити «нішу», де автори проводять наукові дослідження. Розділ пишуть на основі публікацій періодичних наукових видань (книги, підручники, монографії, стандарти, звіти до таких не належать). Огляд періодики з проблеми, що досліджується автором, має охоплювати джерела не більше 10-річної давності (у галузі 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:

цитуювання 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.

З метою включення журналу до міжнародних баз даних у статтях видання потрібно використовувати відповідні стандарти подання пристатейних списків літератури.

Після статті 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).

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 транслітування прізвищ авторів, назв статей, книжок, видавництв тощо варто користуватися онлайн-конвертерами окремо для українською та російською мов, посилення на які подані нижче. Ці ресурси пропонують найпоширеніші варіанти транслітування: 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 транслітується, 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 Russ., in Ukr.).

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

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

