

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT



Науково-технічний журнал

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

№ 2 (27) 2023

Співзасновники:

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

Виходить до 4 разів на рік

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

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

Адреса редакції:

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

Затверджено до друку вченою радою ІПБ АЕС НАН України
(протокол № 9 від 23 жовтня 2023 р.)

Підписано до друку 09.11.2023. Формат 60×90 1/8
Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 11,25
Тираж 150 пр. Зам. № 506

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

Головний редактор

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

Заступник головного редактора

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

Редакційна колегія

Бондарьков М. Д., д-р техн. наук (ДНДУ «Чорнобильський
центр з проблем ядерної безпеки, радіоактивних відходів
та радіоекології»),

Борисенко В. І., д-р техн. наук (ІПБ АЕС НАН України),

Васильченко В. М., канд. техн. наук, заслужений енергетик
України,

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

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

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

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

Прістер Б. С., акад. УААН, д-р біол. наук, проф. (ІПБ АЕС
НАН України),

Протасов О. О., д-р біол. наук, проф. (Інститут гідробіоло-
гії НАН України),

Пишико Г. М., д-р хім. наук (ІКХХВ ім. А. В. Думанського
НАН України),

Рязанов В. В., д-р фіз.-мат. наук (ІЯД НАН України),

Талерко М. М., д-р техн. наук (ІПБ АЕС НАН України),

Шараєвський І. Г., д-р техн. наук (ІПБ АЕС НАН України),

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

Pretzsch G., Dr. (GRS, Німеччина),

Schillebeeckx P., Dr. (JRC, Бельгія),

Washiya T., Dr. (IAEA, Японія)

Відповідальний секретар

Куцина І. В. (ІПБ АЕС НАН України)

Літературне редагування Троян Л. М. (ІПБ АЕС НАН України)

Комп'ютерна верстка Лютого А. О. (ІПБ АЕС НАН України)

© Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, 2023

© ГО «Українське ядерне товариство», 2023

ЗМІСТ

<i>В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, М. С. Юров</i> Активність і залишкове енерговиділення ядерного палива під час експлуатації і зберігання3	
<i>С. С. Підберезний, Є. А. Меншенін, Д. В. Федорченко</i> Тривимірне моделювання як інструмент підвищення культури безпеки під час проведення робіт на радіаційно-ядерних об'єктах 10	
<i>О. В. Михайлов, А. О. Дорошенко, М. І. Павлюченко, С. А. Аттарян</i> Температура бетону навколо границь зони локалізації ядерно-небезпечних скупчень паливовмісних матеріалів в об'єкті «Укриття» Чорнобильської АЕС20	
<i>К. О. Сущенко, А. В. Носовський</i> Стан наукової проблеми щодо дослідження характеристик продуктів взаємодії розплаву ядерного палива з бетоном30	
<i>О. V. Mykhailov, M. V. Saveliev, K. O. Sushchenko, V. V. Dmytryshyn</i> Features of neutron flux density and gamma-radiation exposure dose rate dynamics in ChNPP Shelter object after the New Safe Confinement commissioning 44	
<i>О. V. Balan, S. H. Brylka, S. S. Pidbereznyi, V. M. Rudko</i> Peculiarities of the Shelter object individual unstable structures dismantling56	
<i>I. C. Skiter</i> Системний підхід до формування методики порівняльного аналізу сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему.67	
<i>T. D. Lev, M. M. Talerko, B. S. Prister</i> Comprehensive assessment of the Chornobyl Exclusion Zone wildfires impact on the 100-km area around the Chornobyl NPP77	
Правила для авторів87	

CONTENTS

<i>V. I. Borysenko, V. V. Goranchuk, M. S. Yurov</i> Radioactivity and residual energy release of nuclear fuel during operation and storage3	
<i>S. S. Pidbereznyi, Ye. A. Menshenin, D. V. Fedorchenko</i> Three-dimensional modeling as a tool for improving the safety culture during work at radiation-nuclear facilities 10	
<i>O. V. Mykhailov, A. O. Doroshenko, M. I. Pavliuchenko, S. A. Attarian</i> Temperature of concrete around localization area boundaries of nuclear hazardous clusters of fuel-containing materials inside the Shelter object of the Chornobyl NPP20	
<i>K. O. Sushchenko, A. V. Nosovskyi</i> The state of the scientific problem concerning the study of the main characteristics of the molten corium-concrete interaction products30	
<i>O. V. Mykhailov, M. V. Saveliev, K. O. Sushchenko, V. V. Dmytryshyn</i> Features of neutron flux density and gamma-radiation exposure dose rate dynamics in ChNPP Shelter object after the New Safe Confinement commissioning 44	
<i>O. V. Balan, S. H. Brylka, S. S. Pidbereznyi, V. M. Rudko</i> Peculiarities of the Shelter object individual unstable structures dismantling56	
<i>I. S. Skiter</i> A systematic approach to the development of a methodology for comparative analysis of scenarios for the Shelter object transformation into an ecologically safe system67	
<i>T. D. Lev, M. M. Talerko, B. S. Prister</i> Comprehensive assessment of the Chornobyl Exclusion Zone wildfires impact on the 100-km area around the Chornobyl NPP77	
Author Guidelines87	

В. І. Борисенко¹, В. В. Горанчук¹, М. С. Юров^{1,2}

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

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

Активність і залишкове енерговиділення ядерного палива під час експлуатації і зберігання

Ключові слова:

відпрацьоване ядерне паливо,
питома активність ядерного палива,
залишкове енерговиділення,
тепловидільна збірка,
ВВЕР-1000,
сховище ВЯП сухого типу,
сховище ВЯП мокрого типу,
програмний код SCALE

Представлено загальну інформацію про обсяги накопиченого відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) на АЕС у світі. Проведено аналіз темпів накопичення ВЯП, зроблено прогнози щодо накопичення ВЯП у світі й в Україні на найближче десятиріччя. Наведено інформацію щодо технологій поводження з ВЯП, а також деякі характеристики систем зберігання ВЯП мокрого й сухого типів. Радіаційні характеристики систем зберігання ВЯП — активність і залишкове енерговиділення ядерного палива — значною мірою визначають як можливий перебіг аварійних сценаріїв, так і можливі радіаційні наслідки аварій на ядерних установках. У статті представлено результати аналітичного моделювання у програмному коді SCALE зміни активності й залишкового енерговиділення ядерного палива ВВЕР-1000 після періоду експлуатації тепловидільної збірки (ТВЗ) в активній зоні ВВЕР-1000. Для моделювання обрано модель ТВЗ ВВЕР-1000 зі збагаченням 4,4 %, яка використовується в режимі стаціонарних перевантажень палива. Проведено порівняння результатів моделювання з даними, наведеними у відповідних довідниках щодо зміни радіаційних характеристик ядерного палива під час його експлуатації в ВВЕР-1000. Представлено результати порівняння радіаційних характеристик ТВЗ ВВЕР-1000 з однаковим вигорянням, але з різним графіком навантаження ТВЗ в останній рік експлуатації для чотирьохрічної паливної кампанії. Продемонстровано суттєвий вплив на радіаційні характеристики (активність і залишкове енерговиділення) саме режиму навантаження ТВЗ. Результати моделювання показують, що питома активність, а відповідно й загальна активність ядерного палива в активній зоні ВВЕР-1000, після ~1 року вимушеного простою енергоблоків Запорізької АЕС зменшилася в ~100 разів. Тому можливі радіаційні наслідки в разі пошкодження ядерного палива, що знаходиться в активних зонах або вивантажено в басейни витримки, будуть значно меншими, ніж у разі аварії на працюючому реакторі. Те саме стосується й порівнянь наслідків можливої аварії на Запорізькій АЕС із наслідками аварії на Чорнобильській АЕС у 1986 р., яка відбулася на працюючому реакторі з викидом назовні, щонайменше ~3–5 % ядерного палива.

Вступ

Станом на жовтень 2023 р. у світі в експлуатації перебуває 412 ядерних енергетичних реакторів

(встановлена потужність 370 ГВт), у процесі будівництва — 58 ядерних реакторів (встановлена потужність 60 ГВт), у стані зупину й виведення з експлуатації — 209 ядерних реакторів (встановлена потужність

© В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, М. С. Юров, 2023

105 ГВт); також в експлуатації перебуває 220 дослідницьких реакторів [1].

Загальна частка електроенергії, що вироблена на АЕС, становить ~9,6 % від загального електровиробництва у світі, яке в 2021 р. склало 2653 млрд кВт · год. На сучасному етапі розвитку енергетики ядерна генерація втрачає свої позиції. Так, наприклад, у 1996 р. частка електроенергії, що вироблена на АЕС, становила 17,5 % (це максимум за весь час), в абсолютних одиницях — 2 250 млрд кВт · год, а максимум виробництва електроенергії на АЕС в абсолютних одиницях 2 660 млрд кВт · год було досягнуто у 2006 р. Таким чином, за останні десятиріччя ядерна енергетика займає значну частку на ринку електроенергії, наприклад, в Євросоюзі ~25 % (у Франції — 68 %), у США — 19 %, в Україні — 50 % [1].

Темпи зростання ядерної енергетики у світі могли бути більшими під час реалізації прийнятної за екологічними показниками технології поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП). У процесі експлуатації ядерного палива в ядерному енергетичному реакторі в разі закінчення встановленого терміну експлуатації і досягнення проектного вигорання ядерне паливо отримує статус ВЯП і спрямовується на тимчасове зберігання у приреакторних басейнах витримки ВЯП. Саме подальше поводження з ВЯП є поки що науково-технічною проблемою і ще потребує розробки та впровадження оптимальних рішень.

Існує два підходи до вирішення проблеми поводження з ВЯП — це відкритий і закритий паливні

цикли. У відкритому паливному циклі ВЯП підлягає захороненню в геологічному сховищі, а в закритому паливному циклі передбачається переробка ВЯП для повернення в паливний цикл невикористаного у ВЯП урану та напрацьованого плутонію. У відкритому та закритому паливних циклах воно деякий час зберігається у сховищах ВЯП.

Більшість країн обрали технологію відкритого паливного циклу. До таких країн можна віднести й країни, які обрали так зване «відкладене рішення». Технологія закритого паливного циклу частково реалізується у Франції, Англії, Японії, РФ, Індії.

Станом на 2023 р. у сховищах ВЯП на тимчасовому зберіганні знаходилося [2] ~320 тис. тон важкого металу (ВМ), що становить ~70 % від усього обсягу ВЯП; ~110 тис. тон ВМ було перероблено, що становить ~30 % від усього обсягу ВЯП (рис. 1).

Темп накопичення ВЯП у 2022 р. складав ~9 тис. тВМ/рік. У табл. 1 наведено інформацію щодо темпів накопичення ВЯП за країнами.

У сховищах ВЯП мокрого типу зберігається 65 % усього ВЯП, 35 % — у сховищах сухого типу.

На майданчиках АЕС зберігається 47 % ВЯП, 53 % зберігається за межами АЕС на проміжних або централізованих сховищах ВЯП.

Технології поводження з ВЯП

Для зберігання ВЯП у приреакторних басейнах у сучасних проектах ядерних енергетичних устано-

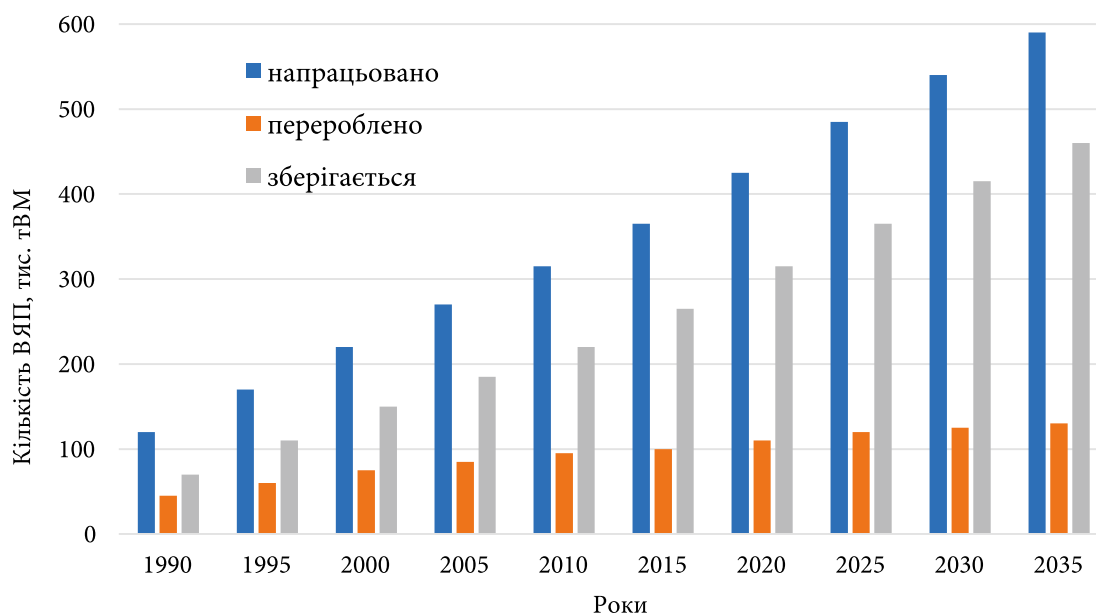


Рис. 1. Зміна в часі обсягів ВЯП, що напрацьовано, перероблено і знаходиться на зберіганні у сховищах ВЯП

Таблиця 1. Середньорічна швидкість накопичення ВЯП і кількість накопиченого ВЯП, що знаходиться в різних країнах на зберіганні у сховищах [2]

Країна	Середньорічна швидкість накопичення ВЯП, тВМ/рік	Кількість накопиченого ВЯП, тВМ
США	2 500	90 000
Канада	1 350	62 600
Китай	1 220	11 900
РФ	1 200	30 800
Південна Корея	700	19 600
Великобританія	330	7 000
Японія	280	19 500
Іспанія	250	5 900
Україна	245	5 300
Франція	200	14 600

вок (ЯЕУ) передбачені більш місткі басейни зберігання (сховища), в яких ВЯП може зберігатися до 40 років. Попередні проекти ЯЕУ були оснащені басейнами витримки (БВ), які розраховані на 5–10 років зберігання ВЯП, що є недостатнім у зв'язку з високими значеннями вигорання палива. За високих значень вигорання ядерного палива (більше 50 МВт · д/кгU) необхідне більш довготривале зберігання ТВЗ саме в басейнах мокрого типу для зменшення потужності залишкового енерговиділення до значень, за яких є можливим зберігання ВЯП у сховищах сухого типу, які є більш економічними і надійними.

Технології мокрого і сухого зберігання ВЯП повинні задовольняти низку вимог:

- сукупність тепловидільних збірок (ТВЗ) повинна підтримуватися в контрольованому стані;

- система охолодження ВЯП повинна гарантувати, що не буде порушено межі теплових обмежень, які могли б призвести до деградації ВЯП;

- підкритичність ВЯП має забезпечуватись як у нормальних, так і в аварійних умовах;

- радіологічний захист повинен забезпечувати безпеку персоналу, населення та навколишнього середовища;

- необхідно передбачити можливість виконання технологічних операцій з поводження з ВЯП.

Позитивний досвід експлуатації приреакторних басейнів-сховищ дозволяє стверджувати, що застосування оболонок твелів із цирконієвого сплаву може забезпечити зберігання ВЯП у таких умовах не менше 50 років. Моніторинг та обслуговування, використання особливостей хімічних процесів, що відбуваються у воді, запобігають деградації палива в умовах

такого зберігання. Досвід експлуатації приреакторних басейнів-сховищ став основою для створення спеціалізованих «мокрих» позареакторних сховищ ВЯП, прикладом якого є СВЯП-1 на Чорнобильській АЕС.

Сховища ВЯП мокрого типу належать до обох типів сховищ: приреакторних та позареакторних сховищ ВЯП. Вони є «басейновими» сховищами, в яких паливо розміщується у водяному середовищі.

Протягом останніх десятирічь спостерігається розвиток технологій сухого зберігання ВЯП. З різних практичних та економічних причин різні способи сухого зберігання розвивалися, перш за все, для того, щоб задовольнити специфічні вимоги для різних видів ядерного палива. Крім того, технологія сухого зберігання ВЯП не потребує застосування активних систем безпеки, на відміну від сховищ мокрого типу. Тому ВЯП сухого типу вважаються більш надійними. Для впровадження технології сухого зберігання ВЯП необхідно було дослідити і вирішити питання щодо зберігання ВЯП за підвищених температур зберігання палива (~300–400 °С), створення різних газових середовищ (повітря, He, CO₂).

Радіаційні характеристики ВЯП

Радіаційні характеристики ВЯП — активність і залишкове енерговиділення ядерного палива — значною мірою визначають як можливий перебіг аварійних сценаріїв, так і можливі радіаційні наслідки аварій на ядерних установках. Тривалий час основним джерелом інформації щодо радіаційних характеристик ядерного палива ВВЕР-440, ВВЕР-1000 і РБМК-1000 було видання [3].

Необхідність проведення досліджень щодо оцінки радіаційних наслідків комунальної аварії у разі можливої руйнації контейнерів або сховищ зберігання ВЯП пояснюється довготривалим ядерним шантажем РФ на окупований Запорізькій АЕС, де з 2001 р. експлуатується сухе сховище ВЯП Запорізької АЕС. Дослідження є також важливим і для інших майданчиків зберігання ВЯП. У роботі представлено аналіз радіаційних характеристик опроміненого ядерного палива ВВЕР-1000, представлених у довіднику [3] і розрахованих авторами роботи у програмному коді SCALE [4].

Активність і залишкове енерговиділення ядерного палива на момент зупинки ядерного реактора на чергове перевантаження визначаються такими показниками, як вигорання ядерного палива в окремих ТВЗ, а також графіком навантаження ТВЗ, особливо за останній рік експлуатації.

У довіднику [3] для ВВЕР-1000 надано інформацію щодо радіаційних характеристик для режимів опромінення ядерного палива протягом 1, 2 і 3 паливних кампаній на питомій потужності ~ 44 МВт/тU, тривалість кожної паливної кампанії ~ 306 діб, зупин на перевантаження палива ~ 48 діб, сумарне вигорання $40,48$ ГВт · д/тU. Необхідно оцінити, наскільки обґрунтованим є застосування радіаційних характеристик опроміненого палива, наведених у довіднику [3], для ядерного палива з фактичним графіком навантаження ТВЗ під час паливних кампаній. Також необхідно оцінити невизначеність результатів, отриманих у [3], унаслідок того факту, що ТВЗ не може експлуатуватися на постійній потужності не тільки протягом одного паливного завантаження, а тим більше в різні паливні завантаження. Зазвичай потужність ТВЗ в останній рік експлуатації в 1,5–2 рази менше, ніж на перших паливних завантаженнях.

Також необхідно враховувати, що на відміну від даних, наведених у довіднику [3], на ВВЕР-1000 АЕС України застосовано чотирирічну паливну кампанію. Для моделювання обрано усереднені дані для одного з енергоблоків ВВЕР-1000. Тривалість паливної кампанії 300 діб, зупин на перевантаження палива 50 діб, сумарне вигорання ~ 50 ГВт · д/тU. Питома потужність ядерного палива за паливним завантаженням, відповідно, 47,6; 49,8; 43,0; 24,9 ГВт/тU, що відповідає фактичному навантаженню ТВЗ для одного з енергоблоків ВВЕР-1000.

Для одержання результатів використовувалися наступні модулі та утиліти програмного коду SCALE: керуючий модуль TRITON; системний мо-

дуль ORIGENS, що запускається керуючим модулем чи самостійно; а також утиліта OPUS. TRITON дає можливість створення 3D моделі, задається геометрія, матеріальний склад палива та різних речовин, а також є можливість створення довільного паливного циклу. Розрахунок вигорання в модулі TRITON складається з трьох частин: розрахунок перерізів (CENTRM/PMC або NITAWL), розрахунок перенесення нейтронів (NEWT або KENO) і розрахунок вигорання (COUPLE/ORIGENS). ORIGENS моделює вигорання палива: передбачає на задані моменти часу концентрації нуклідів, джерела нейтронів та гамма-квантів, активність, залишкове енерговиділення. OPUS — утиліта, що дає можливість вивести дані з вихідних файлів ORIGENS, а також дозволяє вивести результат у вигляді залежності певної величини від часу та створює на основі цього таблицю результатів [4].

У роботі (див. рис. 2–5) представлено порівняльні результати щодо зміни в часі активності ядерного палива для таких випадків:

активність ядерного палива активної зони ВВЕР-1000 на кінець паливної кампанії в режимі стаціонарних перевантажень для трирічної (режим Q) і чотирирічної (режим S) паливних кампаній;

активність ядерного палива ВВЕР-1000, вивантаженого в басейн витримки або в контейнер зберігання ВЯП для трирічної і чотирирічної паливних кампаній.

Таким чином, є можливість оцінити діапазони можливих похибок під час визначення радіаційних характеристик ВЯП, які буде застосовано для визначення радіаційного впливу на довкілля і населення при консервативному розгляді сценаріїв можливих аварій з виходом активності за межі фізичних бар'єрів реакторної установки ВВЕР-1000 або в разі руйнації контейнерів зберігання ВЯП.

На рис. 2 представлено зміну протягом 200 діб, а на рис. 4 представлено зміну протягом 30 років питомої активності ядерного палива ВВЕР-1000, яке знаходиться в активній зоні на момент завершення паливної кампанії (для режимів S, Q) і з різних причин не може бути вивантажено в БВ, або у випадку аварійного вивантаження ядерного палива в БВ.

На рис. 3 представлено зміну протягом 200 діб, а на рис. 5 представлено зміну протягом 30 років питомої активності ядерного палива ВВЕР-1000, яке вивантажено в БВ, а потім у контейнери зберігання ВЯП, після завершення експлуатації палива в активній зоні ВВЕР-1000 (для режимів S, Q).

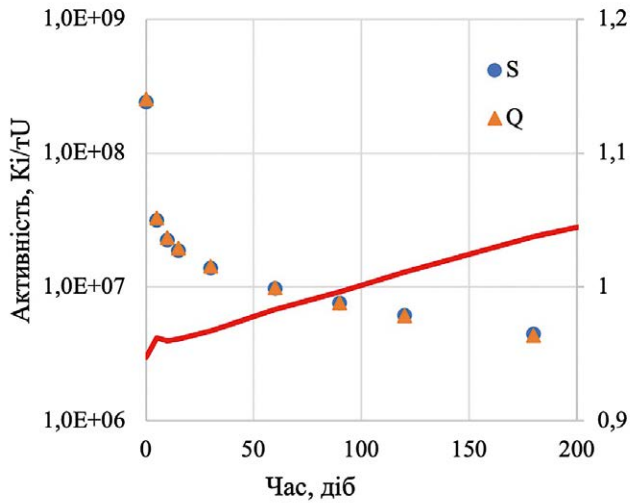


Рис. 2. Активність ядерного палива в активній зоні ВВЕР-1000 після зупину протягом 200 діб

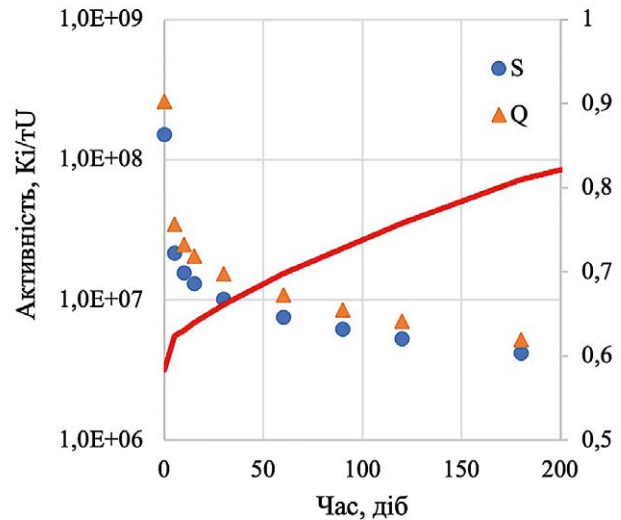


Рис. 3. Активність ВЯП ВВЕР-1000 після зупину протягом 200 діб

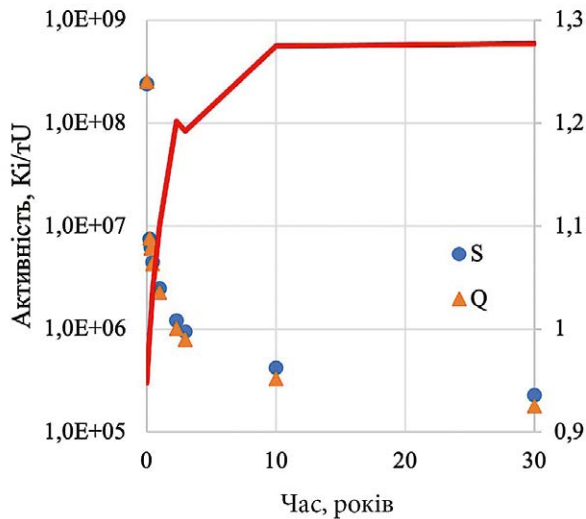


Рис. 4. Активність ядерного палива в активній зоні ВВЕР-1000 після зупину протягом 30 років

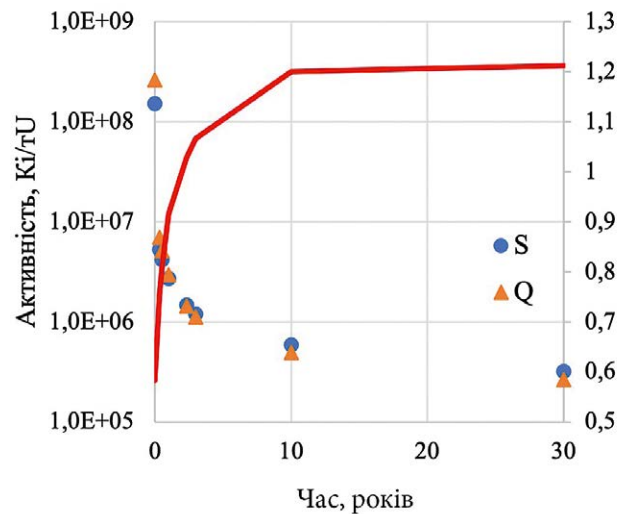


Рис. 5. Активність ВЯП ВВЕР-1000 після зупину протягом 30 років

На рис. 2–5 також представлено значення (права вісь) відношення активності палива в режимі S (маркер кружечок) до активності палива в режимі Q (маркер трикутник).

Вплив графіка навантаження ТВЗ на радіаційні характеристики ВЯП

У наукових дослідженнях з оцінки зміни активності й залишкового енерговиділення ВЯП як параметра, який характеризує ВЯП, використовують значення вигорання палива (МВт · д/кгU) або питомого енерго-

виділення (МВт · д/кгU). Для аналізу зміни радіаційних характеристик ВЯП у довгостроковій перспективі (більше 10 років) такий підхід є коректним. Що стосується аналізу зміни радіаційних характеристик ВЯП у короткостроковій перспективі (до 10 років), то необхідно враховувати графік навантаження ТВЗ у період її експлуатації, особливо в останній рік експлуатації.

У статті представлено результати зміни радіаційних характеристик ТВЗ ВВЕР-1000, які досягли під час експлуатації однакового вигорання $10,7 \text{ ГВт} \cdot \text{д/тU}$, але експлуатація ТВЗ проводилася за різними графіками навантаження:

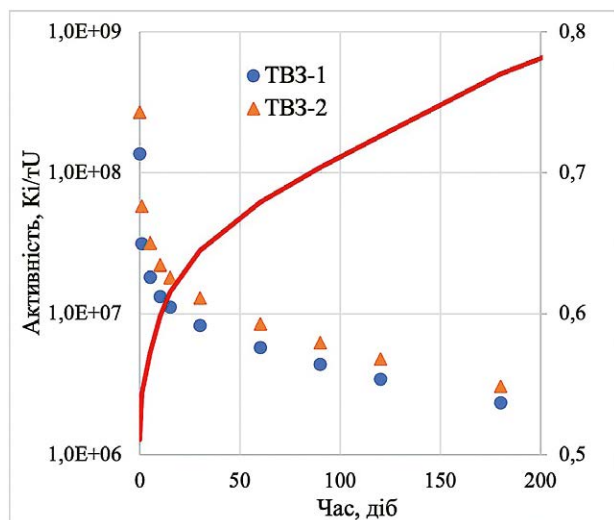


Рис. 6. Активність ядерного палива протягом 200 діб після зупину реактора для ТВЗ-1 і ТВЗ-2

ТВЗ-1 протягом 0÷150 діб експлуатувалася на 100 % номінальної потужності, а протягом 151÷300 діб на 50 % номінальної потужності;

ТВЗ-2 протягом 0÷150 діб експлуатувалася на 50 % номінальної потужності, а протягом 151÷300 діб на 100 % номінальної потужності.

Порівняльні результати наведено на рис. 6 та 7. На рис. 6 наведено зміну активності ТВЗ-1 і ТВЗ-2 протягом перших 200 діб після зупину реактора, на рис. 7 — протягом 10 років після зупину реактора.

На рис. 6 та 7 також представлено значення (права вісь) відношення активності палива ТВЗ-1 (маркер кружечок) до активності палива ТВЗ-2 (маркер трикутник).

Проведений аналіз результатів моделювання демонструє, що за однакового вигорання питома активність:

на кінець паливної кампанії ТВЗ-2 майже у 2 рази більша, ніж у ТВЗ-1;

на 50-ту добу більше у 1,5 рази;

через 1 рік більше у 1,15 рази;

на сьомий рік більше тільки на ~1 %.

Тільки з 8÷10 року зберігання ВЯП активності і залишкові енерговиділення ТВЗ з однаковим вигоранням — 10,7 ГВт · д/тU, але різним графіком навантаження під час експлуатації можна вважати однаковими.

Тому під час проведення аналізу можливих радіаційних наслідків аварії на Запорізькій АЕС необхідно враховувати режим навантаження енергоблоків Запорізької АЕС, що перебували в експлуатації перед зупином їх у вересні 2022 р.

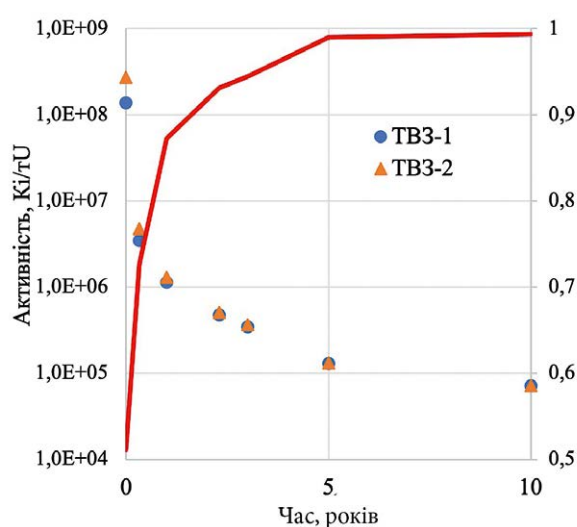


Рис. 7. Активність ядерного палива протягом 10 років після зупину реактора для ТВЗ-1 і ТВЗ-2

Висновки

У роботі проведено аналіз впливу на радіаційні характеристики ВЯП ВВЕР-1000 режиму навантаження ТВЗ під час їхньої експлуатації протягом паливних кампаній.

Результати моделювання показують, що питома активність, а відповідно й загальна активність ядерного палива в активній зоні ВВЕР-1000, після ~1 року вимушеного простою енергоблоків Запорізької АЕС, зменшилася в ~100 разів. Тому можливі радіаційні наслідки в разі пошкодження ядерного палива, що знаходиться в активних зонах або вивантажено в басейни витримки, будуть значно меншими, ніж у разі аварії на працюючому реакторі. Те саме стосується й порівнянь деяких експертів наслідків можливої аварії на Запорізькій АЕС з наслідками аварії на Чорнобильській АЕС у 1986 р., яка відбулася на працюючому реакторі з викидом назовні щонайменше ~3–5 % ядерного палива.

Список використаної літератури

1. База даних МАГАТЕ. — Режим доступу: <https://pris.iaea.org/pris/>
2. Nuclear Energy Data 2021, NEA No. 7608. — OECD, 2022. — 70 р.
3. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: справочник / В. М. Колобашкин [и др.]. — Москва : Энергоатомиздат, 1983. — 384 с.
4. SCALE Code System // Oak Ridge National Laboratory: official website. — Available at: <https://www.ornl.gov/onramp/scale-code-system>.

V. I. Borysenko¹, V. V. Goranchuk¹, M. S. Yurov^{1,2}

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

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

Radioactivity and Residual Energy Release of Nuclear Fuel During Operation and Storage

General information on the amount of accumulated spent nuclear fuel (SNF) at NPPs in the world is presented. An analysis of the rates of SNF accumulation was carried out, and forecasts of SNF accumulation in the world and in Ukraine for the next decade were made. Information is given on the technologies for SNF handling, as well as some characteristics of SNF storage systems of wet and dry types.

Radiation characteristics of SNF — radioactivity and residual energy release of nuclear fuel — largely determine both possible accident scenarios and possible radiation consequences of accidents at nuclear facilities. The article presents the results of modeling in the SCALE program code of changes in radioactivity and residual energy release of VVER-1000 nuclear fuel after period of operation of the fuel assembly in the VVER-1000 core. The model of VVER-1000 fuel assembly with 4.4% enrichment, which is used in the mode of stationary refueling, was chosen for simulation. The simulation results were compared with the data given in the relevant reference books regarding the change in the radiation characteristics of nuclear fuel during its operation in the VVER-1000. The results of comparison of the radiation characteristics of VVER-1000 fuel assemblies with the same burnup, but with different fuel

loading schedules in the last year of operation are presented for a four-year fuel campaign. A significant influence on the radiation characteristics (radioactivity and residual energy release) of the fuel assembly load mode has been demonstrated.

The simulation results show that the specific radioactivity and, accordingly, the total radioactivity of nuclear fuel in the VVER-1000 cores at the Zaporizhzhia NPP after ~1 year of forced outage decreased by ~100 times. Therefore, the possible radiation consequences in case of damage of nuclear fuel located in the core or unloaded into the spent fuel pools will be much lower than in the case of an accident at an operating reactor. The same applies to comparisons of the consequences of a possible accident at the ZNPP with the consequences of the accident at the Chornobyl NPP in 1986, which occurred at a working reactor with the release of at least ~3–5% of nuclear fuel.

Keywords: spent nuclear fuel, specific radioactivity of nuclear fuel, residual energy release, fuel assembly, VVER-1000, dry storage of spent nuclear fuel, wet storage of spent nuclear fuel, SCALE program code.

References

1. IAEA database. Available at: <https://pris.iaea.org/pris/>
2. OECD (2022). Nuclear Energy Data 2021, NEA No. 7608, 70 p.
3. Kolobashkin V. M., Rubtsov P. M., Ruzhansky P. A., Sidorenko V. D. (1983). Radiatsionnyie kharakteristiki obluchennogo yadernogo topliva [Radiation characteristics of irradiated nuclear fuel]. Moscow: Energoatomizdat, 384 p. (in Rus.)
4. SCALE Code System. Oak Ridge National Laboratory: official website. Available at: <https://www.ornl.gov/onramp/scale-code-system>.

Надійшла 27.10.2023

Received 27.10.2023

С. С. Підберезний, Є. А. Меньшенін, Д. В. Федорченко

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

Тривимірне моделювання як інструмент підвищення культури безпеки під час проведення робіт на радіаційно-ядерних об'єктах

Ключові слова:

ChNPP VRdose Planner Pro v. 2.2.2, гамма-випромінювання, об'єкт «Укриття»

Засобами програми ChNPP VRdose Planner Pro побудовано тривимірну модель зовнішньої оболонки покрівлі об'єкта «Укриття» із джерелами гамма-випромінювання та будівельними конструкціями, які мають властивості захисних екранів. Виконано аналіз радіаційної обстановки та показано візуальне відображення радіаційного поля над покрівлею. Створено моделі будівельних конструкцій, які деякою мірою екранують гамма-випромінювання, що виходить із центрального залу (ЦЗ) об'єкта «Укриття». Здійснено тривимірне моделювання процесу «раннього» демонтажу будівельних конструкцій у програмі ChNPP VRdose Planner Pro v. 2.2.2. Застосування методів моделювання радіаційних умов під час планування та виконання робіт у радіаційно небезпечних умовах дасть змогу оптимізувати проектні рішення щодо демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття», оптимізувати структуру радіаційного захисту персоналу. Програмний комплекс є зручним засобом для виконання розрахунків оцінених доз опромінення в радіаційно небезпечних умовах, уможливорює швидке та начне моделювання альтернативних варіантів виконання робіт, дає змогу здійснювати оптимізацію процесу виконання робіт та поведінки персоналу в радіаційно небезпечних умовах. На основі виконаного моделювання можна створити інтерактивний програмний комплекс у навчально-тренувальному центрі Чорнобильської АЕС для детального навчання та підготовки персоналу. Результати аналізу радіаційної обстановки можуть бути використані при плануванні виконання робіт у радіаційно небезпечних умовах для забезпечення захисту персоналу відповідно до принципу ALARA.

Вступ

В Інституті проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України (далі — ІПБ АЕС НАН України) комп'ютерне моделювання широко використовувалося для вирішення різних груп завдань, включно з моделюванням радіаційної обстановки в об'єкті «Укриття» і поблизу нього, а саме: об'ємний розподіл полів гамма-випромінювання [1]; забезпечення радіаційної безпеки у процесі діяль-

ності в радіаційно небезпечних зонах [2]; моделювання радіаційно небезпечних зон з метою зниження рівня опромінення персоналу [3, 4]; розробка технічних пропозицій щодо організації процесу вилучення паливовмісних матеріалів [5, 6] та ін.

Під час планування робіт на об'єкті «Укриття» велике значення має мінімізація доз персоналу, який бере участь у цих роботах. Це набуває особливого значення для виконання робіт з демонтажу конструкцій, що характеризуються великими колективними

© С. С. Підберезний, Є. А. Меньшенін, Д. В. Федорченко, 2023

ефективними дозами, які отримує персонал під час їхньої реалізації. У зв'язку з цим уже на етапі проектування виникає необхідність визначення доз персоналу, а також оптимізації заходів протирадіаційного захисту і, у першу чергу, біологічного захисту.

Перелік нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття», що підлягають «ранньому» демонтажу, указаний у технічному завданні на розробку проектної документації об'єкта будівництва «Новий безпечний конфайнмент (НБК). Пусковий комплекс 2». У цьому документі міститься 17 найменувань основних будівельних металоконструкцій і вузлів об'єкта «Укриття».

Оскільки під час проведення робіт із демонтажу нестабільних конструкцій радіаційна обстановка буде змінюватися, то проектні рішення повинні враховувати можливі зміни дози опромінення під час планування захисних заходів. Для розрахунку потужності дози (ПД) гамма-випромінювання при виконанні робіт пропонується застосувати метод математичного моделювання на основі моделі «точкового джерела» (point kernel) [7]. Цей підхід дає змогу проводити розрахунок і аналіз радіаційної обстановки практично в реальному масштабі часу [8]. Для проведення такого розрахунку використовувався програмний продукт ChNPP VRdose Planner Pro v. 2.2.2 (далі — ChNPP VRdose Planner Pro), розроблений у рамках проекту «Центр візуалізації зняття з експлуатації ЧАЕС — розширення і оптимізація Планувальника ЧАЕС» в Інституті енергетичних технологій (IFE), Норвегія [9]. Цей програмний продукт включає в себе розрахунковий модуль на основі моделі точкового джерела, а також сучасні засоби візуалізації та аналізу отриманих даних у результаті розрахунків. Необхідно зазначити, що у випадку застосування цієї програми залишається можливість візуалізації й аналізу даних, таких як експериментальні вимірювання або розрахунок методом Монте Карло.

У цій роботі за допомогою програмного продукту ChNPP VRdose Planner Pro проведено аналіз радіаційної обстановки над покрівлею об'єкта «Укриття», зокрема створено моделі будівельних конструкцій, які екранують гамма-випромінювання ЦЗ, а також зроблено висновки про основні джерела випромінювання.

Для аналізу радіаційної обстановки потрібен ефективний метод розрахунку просторового розподілу ПД іонізуючого випромінювання, а також засоби візуалізації результатів розрахунків. Програмний продукт (далі — програма) ChNPP VRdose

Planner Pro являє собою інструмент для моніторингу навколишніх умов та планування дій у реальному часі. Цей додаток дозволяє в динаміці візуалізувати радіологічні умови методами віртуальної реальності, а також здійснювати персональний моніторинг ПД й сумарної дози в реальному часі для «манекенів», що імітують рух реальних людей.

Методика розрахунків

Результати аналізу радіаційної обстановки можуть бути використані під час планування проведення робіт у радіаційно небезпечних умовах для забезпечення захисту персоналу відповідно до принципу ALARA.

Ранні версії програми HVRC VRdose (на базі якого розроблено ChNPP VRdose Planner Pro) забезпечували лише простий дозиметричний метод [10] розрахунку ПД випромінювання й візуалізації радіаційних полів, що створюються джерелами гамма-випромінювання. В основі дозиметричного методу лежить базовий метод точкового ядра, який широко застосовується для розрахунків радіаційного захисту. В основі методу лежить розділення просторового джерела випромінювання на малі елементи; ПД, що утворюється кожним таким елементом, розраховується за формулою

$$H_i = A \frac{B \exp(-\mu r_i)}{r_i^2}, \quad (1)$$

де A — відповідний дозовий коефіцієнт; B — фактор накопичення; μ — коефіцієнт ослаблення випромінювання; r_i — відстань від елемента джерела до точки, де обчислюється ПД випромінювання.

Доза від усього просторового джерела в цьому випадку визначається як сума доз від усіх точкових джерел і визначається за формулою

$$H = \sum H_i. \quad (2)$$

Метод точкового джерела дозволяє моделювати динаміку зміни радіаційних умов у реальному масштабі часу. При цьому зміна характеристик джерел випромінювання і властивостей захисту призводить до автоматичного коригування розрахункової радіаційної обстановки й усіх пов'язаних із нею візуальних уявлень [4].

Цей підхід дає хорошу оцінку в більшості простих ситуацій (наприклад, стандартний енергетичний спектр фотонів, проста геометрія екранів), од-

нак зміни стандартної стратегії радіаційного захисту та наявність додаткових вхідних даних вимагають більш сучасного та ефективного підходу.

Під час розробки ранньої версії програми швидкість і простота обчислень мали першорядне значення. Наявні вхідні дані були інтегровані в реалізацію програми. Це забезпечує високу швидкість обчислень, але не дозволяє користувачам розширювати список підтримуваних ізотопів і матеріалів або оновлювати застосовувані стандартні радіологічні вхідні дані (коефіцієнти послаблення і поглинання, фактори накопичення тощо). Крім того, спрощений підхід не забезпечує користувачів достатньою гнучкістю, наприклад для вибору бажаної вихідної інформації зі списку застосовуваних у цей час радіометричних і дозиметричних величин. Оскільки основною метою програмного інструмента є підтримка робіт, що пов'язані з потенційним радіаційним опроміненням, важливо, щоб розраховане радіаційне навантаження можна було порівняти з межами, застосованими до конкретної ситуації.

Досить поширеною є ситуація, коли джерело знаходиться поза кількома твердими і/або рідкими екранами, а детектор розташований у повітрі на певній відстані від екрана. Оскільки повітря не підтримується як матеріал, то як послаблення, так і накопичення фотонів у повітрі не враховуються. Хоча повітря слабо взаємодіє з проникаючим випромінюванням, великий шар повітря може мати помітний вплив, призводячи до збільшення похибки на великих відстанях від джерел випромінювання.

У попередній версії програми просторові джерела гамма-випромінювання рівномірно розподілялися на точкові джерела на основі різниці між найгіршим і найкращим сценаріями. Ця рівномірна техніка розподілу призводить або до низької ефективності (якщо виконується дуже тонке розділення), або до погіршення точності (якщо застосовується більш грубе розділення), коли детектор знаходиться поблизу великого просторового джерела.

З моменту розробки ранньої версії програми було опубліковано оновлення та доповнення раніше опублікованих даних про фактори накопичення [11] для додаткових енергій фотонів та екранів різної товщини та складу. Користувачі попередньої дозиметричної моделі не можуть використовувати ці оновлення, оскільки база даних для них недоступна. Це стосується, наприклад, найбільшої товщини екрана, що становить 40 λ (довжина вільного пробігу) у попередній версії [12], а в наступних версіях використовуються фактори накопичення для екранів з товщинами до 100 λ [13, 14].

Указані вище проблеми звужують область застосування моделі. Новий дозиметричний підхід [7, 8] дає змогу мінімізувати ці недоліки. При цьому нова версія програми була розроблена як додаток до попередньої версії програми і є ще більш потужним інструментом для підвищення культури безпеки в атомній галузі.

Нова версія програми заснована на більш сучасному та гнучкому застосуванні наближення базового точкового ядра:

$$\dot{R} = \sum_i \left(\frac{A y_i}{4\pi r^2} \cdot \exp(-\sum r(E_i)) \cdot CF(E_i) \cdot B(\sum r(E_i)) \right), \quad (3)$$

де $\dot{R}$ — відгук точкового ізотропного детектора (ПД) ($R \cdot h^{-1}$, $Gy \cdot c^{-1}$, $Sv \cdot c^{-1}$); A — активність точкового ізотропного джерела (Bq); y_i — вихід фотонів при енергії фотона E_i ; r — відстань від джерела до детектора (см); $\sum r$ — оптична товщина середовища між детектором та джерелом (включаючи повітря); CF — коефіцієнт перетворення енергії E_i ($R \cdot cm^2$, $Gy \cdot cm^2$, $Sv \cdot cm^2$); $B(\sum r(E_i))$ — є відповідним коефіцієнтом накопичення.

У цій новій реалізації вхідні радіологічні константи і, як наслідок цього, розрахунковий відгук детектора обробляються гнучкіше, що дозволяє адаптувати дозиметричний підхід до конкретної ситуації. Вибір стандартних радіологічних даних до застосування в детермінованих розрахунках перенесення випромінювання постійно вдосконалюється. Щоб надати користувачам широкий спектр параметрів, що обираються, усі стандартні радіологічні вхідні дані, що використовуються (коефіцієнти послаблення й поглинання, коефіцієнти перетворення, фактори накопичення тощо), отримуються з доступної для користувача бази даних. Ця база даних містить великий вибір вхідних параметрів на основі міжнародних стандартних публікацій з можливістю оновлення та розширення даних.

У сучасній версії користувач має змогу переглядати константи, що застосовуються в дозиметричному моделюванні на основі сучасних даних. Рання версія програми використовує коефіцієнти ослаблення, які ігнорують або неправильно враховують гальмівне випромінювання і не враховують когерентне розсіювання. У новій версії вхідний файл, що настроюється, дозволяє користувачам застосовувати дані, що враховують ці незначні ефекти [12, 15], для більш правильного розрахунку послаблення в екранах.

Нова версія програми, яка розглядається в цій роботі, використовує результати останніх розробок у галузі радіаційного захисту та включає більшу кількість

стандартних вхідних даних (наприклад, коефіцієнти перетворення дози та фактори накопичення), отримані в результаті моделювання та експериментальних зусиль різних дослідницьких груп у світі. Нова версія програми відповідає новим рекомендаціям таких установ, як ICRP (Міжнародна комісія з радіологічного захисту) [16], ICRU (Міжнародна комісія з радіаційних одиниць та вимірювань) [17], Відділ радіаційного захисту та екранування Американського ядерного товариства [12], Німецький інститут радіаційного захисту (Bundesamt für Strahlenschutz) [18], Міжнародне агентство з атомної енергії (МАГАТЕ) та Національний інститут стандартів і технологій.

Як і в попередньому дозиметричному підході, просторові джерела також замінюються сукупністю точкових джерел. У новій версії програми процес поділу просторових джерел на точкові ґрунтується на критерію, за яким джерело можна вважати точковим. Згідно з визначенням, джерело випромінювання можна вважати точковим, якщо його геометричними розмірами можна знехтувати в порівнянні з відстанню від детектора. Для практичних розрахунків захисту від іонізуючого випромінювання зазвичай приймають, що джерело можна вважати точковим, якщо його максимальний геометричний розмір не перевищує 10 % відстані від джерела до детектора. Таким чином, у новій версії програми просторові джерела за замовчуванням розбиваються на частини, з розмірами менше 10 % від відстані до детектора, а критерій поділу джерел може бути налаштований користувачем. Зазначимо, що, виходячи з цього визначення, максимальний розмір «точкового джерела» залежить від відстані до детектора, тому просторові джерела фрагментуються нерівномірно (адаптивно) [8]. Метод адаптивного перетворення забезпечує найкращий результат у ситуаціях, коли детектор знаходиться близько до просторових джерел, а моделювання точкового ядра на основі рівномірної сітки не працює. При цьому підвищена точність розрахунків вимагає більших обчислювальних ресурсів.

У рамках роботи [8], на додаток до раніше реалізованої моделі на основі точкового ядра, було розроблено та реалізовано новий алгоритм оцінки ПД в системі моделювання в реальному часі HVRC VRdose. Новий алгоритм вимагає більших обчислювальних ресурсів, але забезпечує більшу гнучкість і більш точні результати. Для валідації нового алгоритму було проведено порівняльний аналіз результатів розрахунків для простих ситуацій опромінення з використанням ChNPP VRdose Planner Pro з резуль-

татами розрахунків у MicroShield (версії 5 та 6) та на онлайн-калькуляторі Rad Pro Calculator [8]. Результати аналізу показують, що для більшості загальних завдань радіаційного захисту на ядерних установках, пов'язаних, зокрема, з технічним обслуговуванням, зупиненням або виведенням з експлуатації, ChNPP VRdose Planner Pro забезпечує точну оцінку ПД у реальному часі. Крім того, висока продуктивність та простота введення вихідних даних робить ChNPP VRdose Planner Pro ефективним інструментом для вирішення таких завдань:

- моделювання умов впливу, що динамічно змінюються;

- оперативне надання інформації для прийняття рішень у стресових ситуаціях;

- оптимізація робочих завдань у режимі реального часу з погляду радіаційного захисту;

- моделювання в реальному часі для навчання та інструктажу персоналу.

У багатьох додатках ці можливості дають величезні переваги в порівнянні з більш складними моделями, заснованими на детальному моделюванні перенесення випромінювання.

Побудова комп'ютерної моделі в програмі ChNPP VRdose Planner Pro

Моделювання здійснюється в безпосередньо існуючому середовищі при оптимізації захисту від гамма-випромінювання та дає можливість підготовки звітів про плани роботи з оцінками доз. Методика побудови моделі зводиться до таких основних етапів.

Побудова тривимірних моделей будівельних конструкцій об'єкта «Укриття» засобами комп'ютерної графіки у форматі файлів *.vrm, *.dae, *.kmz. Внутрішній формат файла, що використовується для 3D-моделей у банку моделей програми ChNPP VRdose Planner Pro — ISO VRML97 (мова моделювання віртуальної реальності). Також можна імпортувати моделі, що зберігаються в дедалі популярніших форматах COLLADA (DAE — Digital Asset Exchange) та KMZ. Багато пакетів САПР та 3D-моделювання можуть експортувати дані до цих форматів. Більшість онлайн-архівів 3D-моделей пропонують моделі як мінімум в одному з цих трьох форматів, що підтримуються.

Вимірювання ПД. Реальні вимірювання ПД можна імпортувати до бази даних вимірювань ChNPP VRdose Planner Pro і їх можна візуалізувати. Слід наголосити, що розширена візуалізація резуль-

татів така ж важлива, як і сучасне моделювання перенесення випромінювання. Це забезпечує ефективну підтримку прийняття рішень та планування заходів, пов'язаних із радіаційною безпекою. У 2021 р. почався процес проектування заходів із демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття». На першому етапі проектування були виконані передпроектні дослідження характеристик радіаційного стану в зонах виконання будівельно-демонтажних робіт (ЗВР). Відповідні радіаційні дослідження було виконано фахівцями ІПБ АЕС у період вересень — грудень 2021 р. Основною метою їхнього проведення було отримання достатньої кількості вихідних даних для проектування будівельно-демонтажної діяльності у ЗВР. Під час проведення радіаційних вимірювань досліджувалися такі параметри:

- величини ПД гамма-випромінювання;
- кутові розподілення гамма-випромінювання;
- характеристики поверхневого забруднення ЗВР;
- об'ємна активність радіонуклідів у повітрі ЗВР.

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

персоналу [19]. Отримані дані ПД стали підґрунтям для розробки проектних рішень щодо «раннього» демонтажу нестабільних конструкцій, а також для розробки моделі, що описується в цій роботі. Результати радіаційних досліджень будуть використані під час розробки технологічних проектних рішень, заходів з екранування робочих місць, оцінки дозових навантажень, заходів щодо мінімізації радіаційних впливів на персонал і довкілля та підтримання наявного рівня радіаційної безпеки.

Під час виконання радіаційних обстежень ЗВР були зафіксовані радіаційні параметри на час вимірювань, проте реальні показники радіаційного стану в ЗВР під час демонтажу нестабільних конструкцій можуть відрізнятися. Це обумовлено тим, що діяльність з демонтажу призведе до зміни конфігурації просторового розподілу гамма-випромінювання всередині об'єкта «Укриття», оскільки будуть переміщуватися масивні конструкції та видалятися завали, що містять високоактивні відходи. З цієї причини для розрахунку ПД гамма-випромінювання під час виконання робіт пропонується застосувати програмний продукт ChNPP VRdose Planner Pro. Виміряні значення ПД гамма-випромінювання можна вводити, переглядати та контролювати у вікні «Вимірювання потужності дози» (Dose-Rate Measurements) (рис. 1).

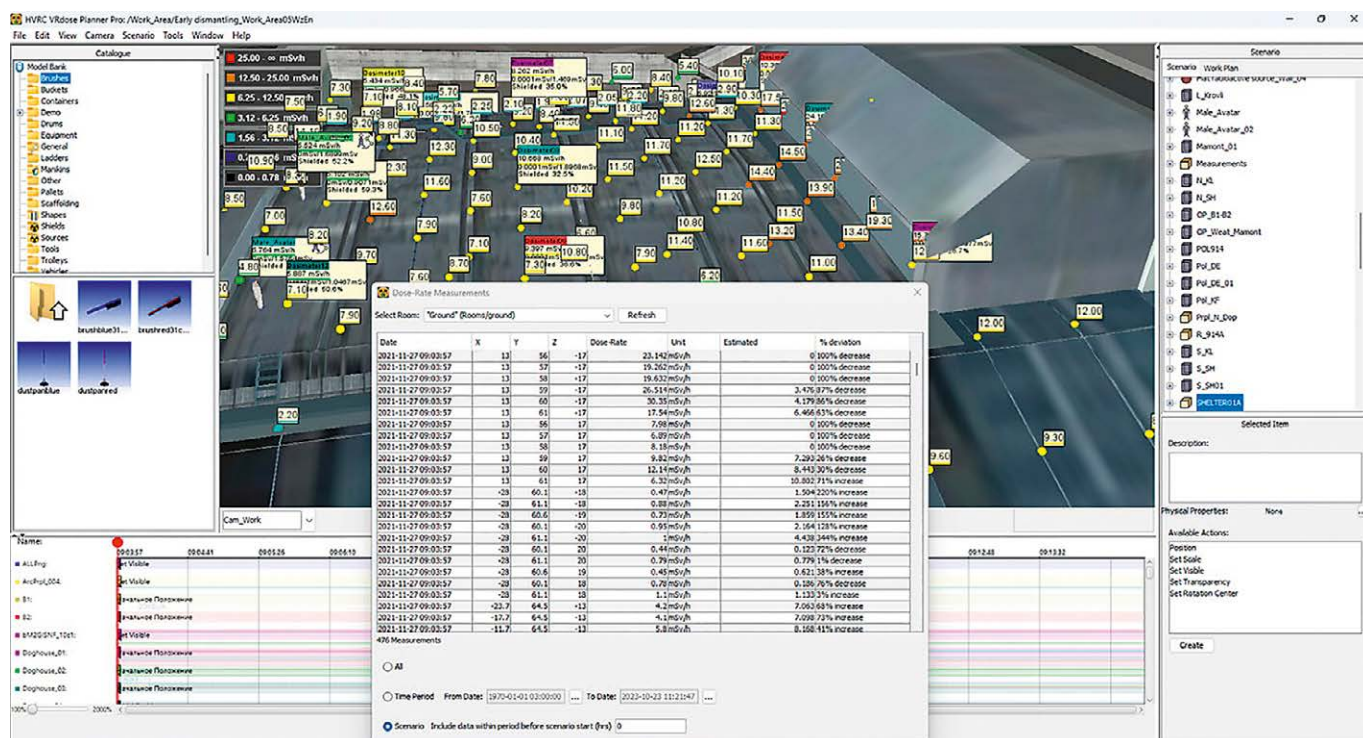


Рис. 1. Модель об'єкта «Укриття», показано точки вимірювання ПД гамма-випромінювання та вікно «Вимірювання потужності дози»

Радіаційні об'єкти. Планувальник може візуалізувати випромінювання. Випромінювання розраховується від джерел та екранів у сценарії. Користувач має змогу обрати форму джерела випромінювання: точкове джерело, лінійне джерело, джерело із закритою моделлю. Кожне джерело має певний ізотопний склад та активність. До джерела можна додати екранування, яке відповідає об'єкту, що оточує джерело, наприклад трубі. Положення джерела можна встановити в моделі так само, як і для інших об'єктів.

Калькулятор радіації — це набір калькуляторів для розрахунків ПД згідно з методом розрахунку, закладеним у ньому. Калькулятори можуть використовувати джерела та екрани на місці події, вимірювання ПД або картки дози як основу для розрахунків.

Source Activity Editor — «Калькулятор активності джерел» — це інструмент для зміни активності джерел з метою узгодження розрахункових значень ПД з експериментальними вимірюваннями. Інструмент складається зі списку всіх джерел моделі з лівого боку і списку вимірювань, які виконувались у приміщенні, праворуч (рис. 2). Є можливість змінювати параметри окремих джерел вручну, але для складної моделі цей процес може бути досить складним. У цьому випадку на основі набору вимірювань, набору джерел

та інформації про екранування можна автоматично змінити активність окремих джерел так, щоб результати розрахунку ПД були близькими до вимірюваних.

Приклади визначення кількості, параметрів та геометрії розміщення джерел гамма-випромінювання описані в роботах [20, 21]. Відповідна картограма потужності амбієнтного еквівалента дози, яка побудована за підібраними даними джерел гамма-випромінювання, наведена на рис. 3.

Заміна методу побудови картограм ПД за значеннями ПД у точках вимірювання методом інтерполяції на побудову за підібраними даними джерел гамма-випромінювання за допомогою Source Activity Editor дає можливість розраховувати ПД під час демонтажу будівельних конструкцій, тобто зміни екрануючих властивостей моделі.

ChNPP VRdose Planner Pro для навчання та моделювання

Сьогодні навчання є одним із найпопулярніших напрямів досліджень у галузі віртуальної реальності (VR). Безпечне віртуальне середовище може використовуватися для моделювання реального або планованого середовища, яке надто небезпечне, складне або дороге для навчання. Існує потенціал для підви-

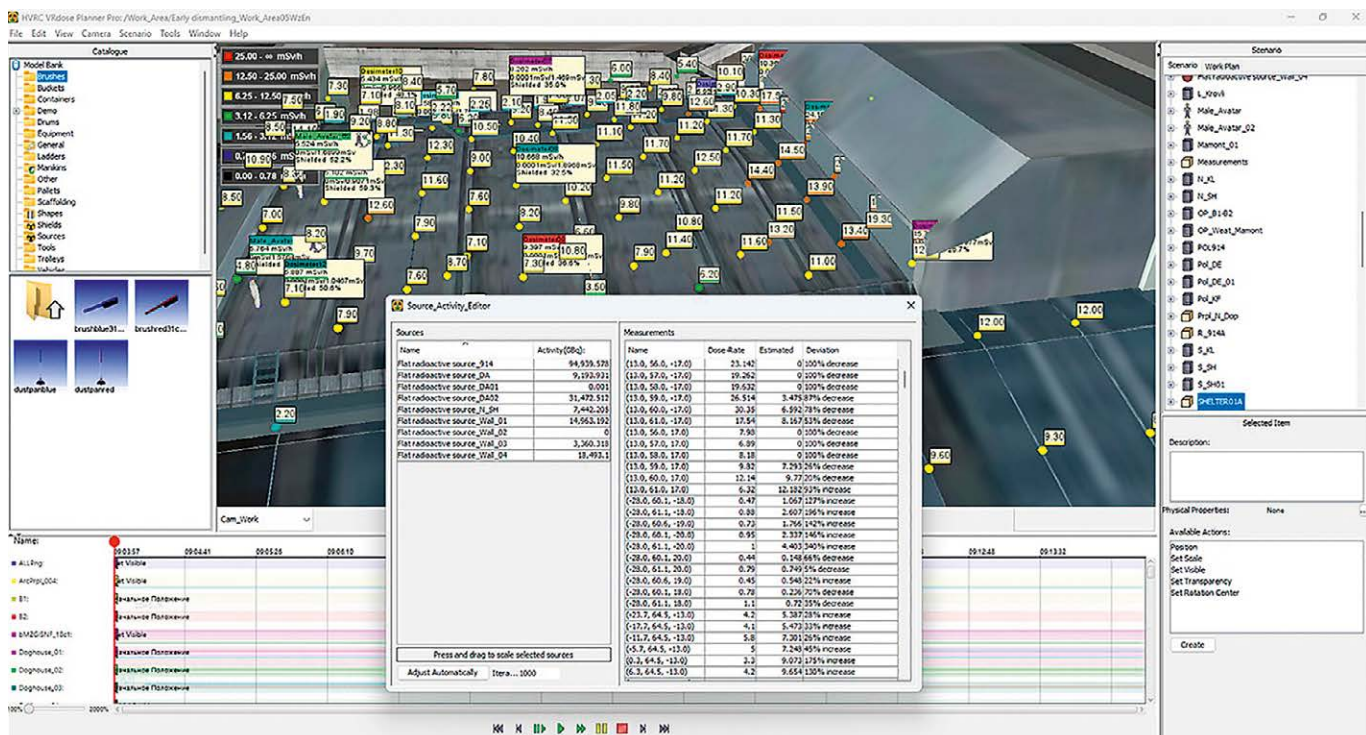


Рис. 2. Точки вимірювання ПД гамма-випромінювання та вікно Source Activity Editor

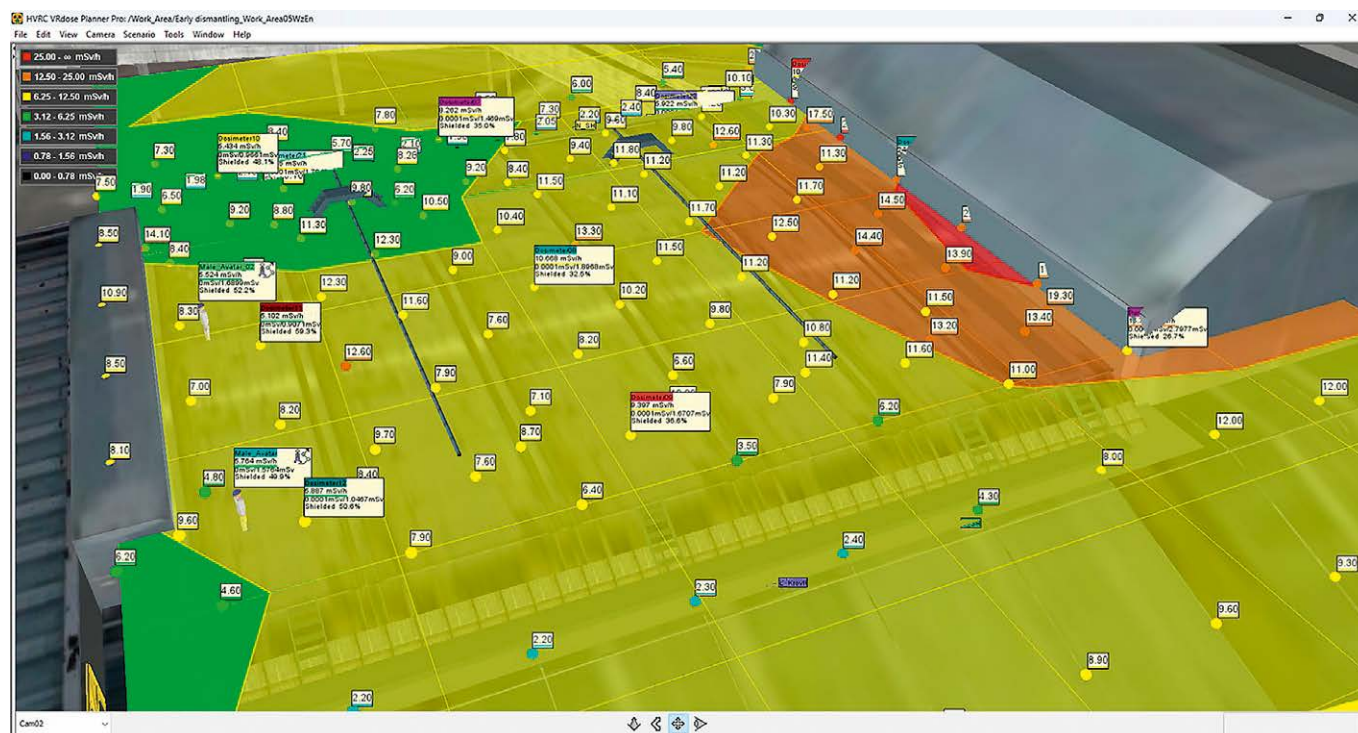


Рис. 3. Картограма ПД (мЗв/г) над ЦЗ, побудована за підібраними даними джерел гамма-випромінювання за допомогою Source Activity Editor

щення стандартів безпеки, підвищення ефективності та зниження загальних витрат на навчання. Навчання на основі віртуальної реальності особливо добре підходить для ситуацій, коли важливі когнітивні та просторові навички.

Технологія VR часто використовується для створення тренажерів. Знання, закодовані в таких системах, зазвичай орієнтовані лише на те що, щоб дозволити середовищу моделювання поводитися реалістично. Хоча в цих системах зазвичай немає інтегрованої підтримки комп'ютерного навчання, вони можуть працювати паралельно з такими системами, як комп'ютеризовані системи процедур, для поліпшення навчання. Ці системи зазвичай управляються в присутності досвідченої людини-інструктора. Навчальні системи віртуальної реальності можуть піти ще далі, інтегруючи інтелектуальні функції комп'ютера навчання з симулятором. На додаток до поведінкових знань симулятор може мати знання про правильні або відповідні реакції на ситуації, для того щоб система могла направляти учня або для навчання правильної процедури, або для допомоги користувачеві у виконанні відповідних коригуючих дій [7]. Такі системи можуть використовуватися з інструкторами в класі, але також можуть використовуватися стажистами для ефективної практики без присутності людини-інструктора.

Висновки

Засобами програми ChNPP VRdose Planner побудована тривимірна модель зовнішньої оболонки покриття об'єкта «Укриття» з будівельними конструкціями, що мають властивості захисних екранів, а також підібраними даними джерел гамма-випромінювання.

Методи 3D (типу віртуальної реальності) є потужним і простим для розуміння засобом візуалізації розподілу загальної та радіоізотопної ПД, особливо в складних ядерних середовищах.

Поінформованість про розподіл ПД гамма-випромінювання від радіонуклідів має застосування під час технічного обслуговування та демонтажу об'єктів з радіаційно-ядерними технологіями. Це важливо для служб радіаційного захисту та інженерних підрозділів, які планують комплексні втручання. Його також можна використовувати як освітній інструмент для навчання/тренування, щоб передати найкращі практики ALARA.

Програмний комплекс є зручним та наочним засобом для проведення як розрахунків оцінених доз опромінення в радіаційно небезпечних умовах, так і уможливорює швидке та наочне моделювання альтернативних варіантів виконання робіт, тобто дає змогу проводити оптимізацію процесу виконання

робіт та поведінки персоналу в радіаційно небезпечних умовах.

Застосування цієї просторової моделі розподілу гамма-випромінювання для моделювання радіаційних умов під час планування та виконання монтажних операцій, а також операцій з обслуговування, ремонту та заміни обладнання в радіаційно небезпечних умовах об'єкта «Укриття» дасть змогу:

оптимізувати проектні рішення демонтажу нестабільних конструкцій;

розраховувати та оптимізувати структуру радіаційного захисту персоналу;

зменшити відмінність показників радіаційної обстановки під час проведення передпроектних досліджень від реальних значень;

створити інтерактивний програмний комплекс для детального навчання та підготовки персоналу в навчально-тренувальному центрі Чорнобильської АЕС.

Список використаної літератури

1. Батий В. Г. Объемное распределение полей гамма-излучения в зоне центрального зала 4-го энергоблока ЧАЭС / В. Г. Батий, С. С. Подберезный, А. И. Стоянов // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2014. — Вып. 23. — С. 66–73.
2. Результати використання HVRC VRDOSE PLANNER для оцінки доз опромінення персоналу при виконанні робіт у радіаційно-небезпечних умовах / М. В. Пашинов, С. С. Підберезний, С. А. Паскевич [та ін.] // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2018. — Вып. 31. — С. 127–134.
3. Моделювання радіаційної обстановки під час «раннього» демонтажу будівельних конструкцій об'єкта «Укриття» / О. В. Балан, Ф. В. Ланських, С. А. Паскевич, С. С. Підберезний // Ядерна енергетика та довкілля. — 2021. — № 3 (22). — С. 67–77.
4. Моделювання радіаційної обстановки при поводженні з відпрацьованим ядерним паливом / О. В. Балан, С. А. Паскевич, С. С. Підберезний, Д. В. Федорченко // Ядерна фізика та енергетика. — 2021. — Т. 22 — № 3. — С. 249–258. — doi.org/10.15407/jnpae2021.03.249
5. Компьютерное моделирование процесса извлечения топливосодержащих материалов с верхних отметок объекта «Укрытие» / В. Г. Батий, Д. Н. Романов, С. С. Подберезный [и др.] // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2014. — Вып. 23. — С. 74–81.
6. Принципові технологічні рішення з видалення паливовмісних матеріалів з верхніх відміток об'єкта «Укриття» / О. В. Балан, В. Г. Батий, С. І. Глебкін [та ін.] // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2015. — Вып. 25. — С. 83–93.
7. Szőke I. New computational model for areal and personal monitoring in nuclear environments (HWR-1030). OECD Halden Reactor Project / I. Szőke. — Norway : Institutt for energiteknikk (IFE), 2012.
8. Szőke I. Real-time 3D radiation risk assessment supporting simulation of work in nuclear environments / I. Szőke, M. N. Louka, T. R. Bryntesen, [et al.] // Journal of Radiological Protection. — 2014. — Vol. 34. — P. 389–416.
9. Центр візуалізації зняття з експлуатації ЧАЕС: моделювати безпеку // ДСП ЧАЕС : офіційний веб-сайт. — Режим доступу: <https://chnpp.gov.ua/ua/infotsentr/novyny/5228-tsentr-vizualizatsiji-znyattya-z-ekspluatatsiji-chaes-zmodelyuvati-bezpeku?layout=default>.
10. Vabø R. 3D representation of radioisotopic dose rates within nuclear plants for improved radioprotection and plant safety / R. Vabø, L. Piotrowski, G. Rindahl // Nucl. Saf. Simul. — 2010. — Vol. 1. — P. 127–133.
11. Durani L. A. Update to ANSI/ANS-6.4.3-1991 for low-Z and compound materials and review of particle transport theory / L. A. Durani. — Department of Mechanical Engineering, University of Nevada, Las Vegas, 2009. — P. 221.
12. American National Standard for Gamma-Ray Attenuation Coefficients and Buildup Factors for Engineering Materials (ANSI/ANS-6.4.3) / American Nuclear Society — Working Group ANS-6.4.3. — 1992.
13. Shimizu A. Calculation of gamma-ray buildup factors up to depths of 100 mfp by the method of invariant embedding, (III). Generation of an improved data set / A. Shimizu, T. Onda and Y. Sakamoto // J. Nucl. Sci. Technol. — 2004. — Vol. 41. — P. 413–424.
14. Yoshida Y. Development of fitting methods using geometric progression formulae of gamma-ray buildup factors / Y. Yoshida // J. Nucl. Sci. Technol. — 2006. — Vol. 43. — P. 1446–1457.
15. Hubbell J. H. Photon mass attenuation and energy-absorption coefficients / J. H. Hubbell // The International Journal of Applied Radiation and Isotopes. — 1982. — Vol. 33. — P. 1269–1290.
16. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection ICRP Publication no. 103; Ann. ICRP 37 (2–4). — ICRP, 2007.
17. Measurements of dose equivalents from external photon and electron radiations (Report 47) / International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU). — Bethesda, MD : ICRU Publications, 1992.
18. Becker D. Radiological Protection / D. Becker [et al.] // Landolt-Börnstein Numerical Data and Functional

- Relationships in Science and Technology, ed. by W. Martienssen; Group VIII Advanced Materials and Technologies. — Berlin : Springer, 2005.
19. Павловський Л. І. Визначення радіаційних умов у зонах робіт з демонтажу нестабільних конструкцій / Л. І. Павловський, Д. О. Хоменко, В. В. Єгоров // Ядерна енергетика та довкілля. — 2022. — № 3 (25). — С. 16–23.
 20. Моделювання радіаційної обстановки під час «раннього» демонтажу будівельних конструкцій об'єкта «Укриття» / О. В. Балан, Ф. В. Ланських, С. А. Паскевич, С. С. Підберезний // Ядерна енергетика та довкілля. — 2021. — № 3 (22). — С. 67–77.
 21. FCM atlas, classification, 2D models / Атлас, классификация, 2-D модели TCM. SIP-EBPD-R-0093, issue 1.

S. S. Pidbereznyi, Ye. A. Menshenin, D. V. Fedorchenko

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

Three-Dimensional Modeling as a Tool for Improving the Safety Culture During Work at Radiation-Nuclear Facilities

As work is planned at the Shelter object (SO), minimizing doses to the personnel involved in these work is of great importance. This is of particular importance for the construction work with the dismantling of the structure, which is characterized by large collective effective doses, which are taken by the personnel during the hour of its implementation. The need to assign personnel doses, as well as optimize approaches to the radiation protection and, first of all, biological protection, is related to this already at the design stage. As the radiation situation will change during the dismantling of unstable structures, design solutions must take into account possible changes in the radiation dose when planning protective measures.

To determine the intensity of the gamma radiation dose, a method of mathematical modeling based on the “point kernel” model is proposed. This approach makes it possible to carry out calculation and analysis of the radiation situation practically in real time.

By means of the ChNPP VRdose Planner Pro program, a three-dimensional model of the SO roof outer shell with selected sources of gamma radiation and building structures with the protective screens properties was built. The radiation situation analysis was made and a radiation field visual display above the roof was shown. Models of building structures were created, which to some extent shield gamma radiation emanating from the SO Central Hall. Three-dimensional modeling of the early dismantled building structures was carried out using the program ChNPP VRdose Planner Pro v. 2.2.2.

The application of methods of modeling radiation conditions during planning and execution of work in radiation-hazardous conditions will make it possible optimizing design solutions regarding the dismantling of unstable structures of the Shelter object, as well as optimizing the structure of radiation protection of personnel. The software package is a convenient tool for performing calculations of estimated exposure doses in radiation-hazardous conditions, enables quick and visual modeling of alternative work execution options, and enables optimization of the work performance process and personnel behavior in radiation-hazardous conditions. Based on the simulation, it is possible to create an interactive software package on the Chornobyl nuclear power plant training center for detailed personnel education and training. The results of the radiation situation analysis can be used in the performance of work planning in radiation-hazardous conditions to ensure the personnel protection in accordance with the ALARA principle.

Keywords: ChNPP VRdose Planner Pro v. 2.2.2, gamma radiation, Shelter object.

References

1. Batii V. G., Pidbereznyi S. S., Stoianov A. I. (2014). [Volume distribution fields of gamma radiation in the area of the central hall of the 4th unit of Chornobyl NPP]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 23, pp. 66–73. (in Rus.)
2. Pashynov M. V., Pidbereznyi S. S., Paskevych S. A., Balan O. V., Lanskykh F. M. (2018). [The results of the HVRC VRDOSE PLANNER test for assessing doses for personnel with radiation-insecure minds]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 31, pp. 127–134. (in Ukr.)
3. Balan O. V., Lanskykh F. V., Paskevych S. A., Pidbereznyi S. S. (2021). [Modeling of the radiation situation during the “early” dismantling of building structures of the Shelter object]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 22, no. 3, pp. 67–77. (in Ukr.)
4. Balan O. V., Paskevych S. A., Pidbereznyi S. S., Fedorchenko D. V. (2021). [Modeling of the radiation situation when handling spent nuclear fuel]. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, vol. 22, no. 3, pp. 249–258. doi.org/10.15407/jnpae2021.03.249. (in Ukr.)
5. Batii V. G., Romanov D. N., Pidbereznyi S. S., Stoianov A. I., Scherbin V. N. (2014). [Computer modeling of the process of extracting fuel-containing materials from

- the upper elevations of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 23, pp. 74–81. (in Ukr.)
6. Balan O. V., Batii V. G., Glebkin S. I., Lagunencko A. S., Pidberezhnyi S. S., Rudko V. M., Shcherbin V. N. (2015). [The basic technological solutions of fuel containing materials removal from the upper levels of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 25, pp. 83–93. (in Ukr.)
 7. Szőke I. (2012). New computational model for areal and personal monitoring in nuclear environments (HWR-1030), OECD Halden Reactor Project, Institutt for energiteknikk (IFE), Norway.
 8. Szőke I., Louka M. N., Bryntesen T. R., Bratteli J., Edvardsen S. T., Rø-Eitrheim K. K., Bodor K. (2014). Real-time 3D radiation risk assessment supporting simulation of work in nuclear environments. *Journal of Radiological Protection*, vol. 34, pp. 389–416.
 9. *Chernobyl Decommissioning Visualization Center: to model the safety*. SSE ChNPP : official website. Available at: <https://chnpp.gov.ua/en/infocenter/news/5230-chernobyl-decommissioning-visualization-center-to-model-the-safety?layout=default>.
 10. Vabø R., Piotrowski L., Rindahl G. (2010). 3D representation of radioisotopic dose rates within nuclear plants for improved radioprotection and plant safety. *Nucl. Saf. Simul.*, no. 1, pp. 127–133.
 11. Durani L. (2009). *Update to ANSI/ANS-6.4.3–1991 for low-Z and compound materials and review of particle transport theory*. Department of Mechanical Engineering, University of Nevada, Las Vegas, p. 221.
 12. American Nuclear Society — Working Group ANS-6.4.3 (1992). *American National Standard for Gamma-Ray Attenuation Coefficients and Buildup Factors for Engineering Materials* (ANSI/ANS-6.4.3–1991).
 13. Shimizu A., Onda T., Sakamoto Y. (2004). Calculation of gamma-ray buildup factors up to depths of 100 mfp by the method of invariant embedding, (III) — generation of an improved data set. *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 41, no. 4, pp. 413–424.
 14. Yoshida Y. (2006) Development of fitting methods using geometric progression formulae of gamma-ray buildup factors. *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 43, no. 12, pp. 1446–1457.
 15. Hubbell J. H. (1982). Photon mass attenuation and energy-absorption coefficients. *The International Journal of Applied Radiation and Isotopes*, vol. 33, no. 11, pp. 1269–1290.
 16. ICRP (2007). *The 2007 recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. ICRP Publication 103; Ann. ICRP 37 (2–4).
 17. International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU) (1992). *Measurements of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiations (Report 47)*. Bethesda, MD: ICRU Publications.
 18. Becker D., Kaul A. (eds) (2005). *Radiological Protection*. Landolt-Bornstein — Group VIII Advanced Materials and Technologies. Numerical Data and Functional Relationships in Science and Technology. Vol. 4. Berlin: Springer, 455 p. Pavlovskiy L. I., Khomenko D. O., Yehorov V. V. (2022). [Determination of radiation conditions in the areas of work on the dismantling of unstable structures]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 25, no. 3, pp. 16–23. (in Ukr.)
 19. Pavlovsky L. I., Khomenko D. O., Yehorov V. V. (2022). [Determination of radiation conditions in the areas of work on the dismantling of unstable structures]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 3 (25), pp. 16–23. (in Ukr.)
 20. Balan O. V., Lansikh F. V., Paskevych S. A., Pidberezhnyi S. S. (2021). [Modeling of the radiation situation during the “early” dismantling of building structures of the Shelter object]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 22, no. 3, pp. 67–77. (in Rus.)
 21. *FCM atlas, classification, 2D models*. SIP-EBPD-R-0093 (Issue 1).

Надійшла 15.07.2023

Received 15.07.2023

О. В. Михайлов, А. О. Дорошенко, М. І. Павлюченко, С. А. Аттарян

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

Температура бетону навколо границь зони локалізації ядерно-небезпечних скупчень паливовмісних матеріалів в об'єкті «Укриття» Чорнобильської АЕС

Ключові слова:

Чорнобильська АЕС,
новий безпечний конфайнмент,
об'єкт «Укриття»,
паливовмісні матеріали,
температура бетону,
регресійний аналіз,
коефіцієнт кореляції

Проведено аналіз даних, отриманих за допомогою експертно-дослідної системи щодо температури бетону навколо границь зони локалізації ядерно-небезпечних скупчень паливовмісних матеріалів (ЯНС ПВМ) у приміщенні 305/2 зруйнованого 4-го енергоблока Чорнобильської АЕС. Досліджено загальні тенденції зміни температури впродовж 2017–2023 рр. Здійснено порівняння результатів аналізу з даними, отриманими за допомогою інформаційно-вимірювальної системи «Фініш» до введення в експлуатацію нового безпечного конфайнмента об'єкта «Укриття» (комплекс НБК-ОУ). Визначено тренди зміни температури для 16 точок контролю. Зроблено висновки щодо особливостей формування динаміки температури в різних напрямках розсіювання тепла від ЯНС ПВМ після введення комплексу НБК-ОУ в експлуатацію. Установлено, що навколо границь зони локалізації ЯНС ПВМ досі зберігаються градієнти температур, що забезпечують охолодження скупчень ПВМ з високим вмістом урану в приміщенні 305/2. Висунуто припущення щодо припинення подальшого сталого зростання температури бетону підреакторної плити, що спостерігалось упродовж 2017–2021 рр.

Вступ

Дані стосовно розподілу температури навколо границь зони локалізації ядерно-небезпечних скупчень паливовмісних матеріалів (ЯНС ПВМ) у приміщенні 305/2 зруйнованого 4-го енергоблока ЧАЕС [1–5] отримані в процесі виконання багаторічних наукових досліджень на об'єкті «Укриття» і належать до двох періодів моніторингу температури. Перший охоплює період часу з моменту будівництва об'єкта «Укриття» і до початку створення комплексу «Новий безпечний конфайнмент — об'єкт «Укриття» (далі — комплекс НБК-ОУ), другий — після введення комплексу НБК-ОУ в експлуатацію до теперішнього часу.

Упродовж першого періоду моніторингу (1988–2015 рр.) було створено базу даних вимірювань тем-

ператури, виконаних за допомогою інформаційно-вимірювальної системи (ІВС) «Фініш», та проведено комплекс аналітичних досліджень [2–4], що дало змогу визначити основні закономірності формування динаміки температури в бетоні внаслідок розсіювання в навколишнє середовище залишкового енерговиділення відпрацьованого ядерного палива у складі ЯНС ПВМ.

Джерелом інформації, отриманої впродовж другого періоду моніторингу, є результати вимірювань температури, виконаних за допомогою експертно-дослідної системи (ЕДС), яка була створена замість виведеної з експлуатації ІВС «Фініш» [5]. Це було пов'язано з тим, що під час виконання підготовчих робіт до введення в експлуатацію комплексу НБК-ОУ датчики ІВС «Фініш» було демонтовано зі свердловин

© О. В. Михайлов, А. О. Дорошенко, М. І. Павлюченко, С. А. Аттарян, 2023

для розміщення на їхнє місце датчиків вимірювальних каналів (ВК) системи контролю ядерної безпеки (СКЯБ) інтегрованої автоматизованої системи контролю (ІАСК). Але в переліку завдань СКЯБ ІАСК контроль температури не передбачався. Поновлення контролю за температурою навколо границь ЯНС ПВМ було здійснено за допомогою ЕДС, побудованої на базі обладнання ІВС «Фініш». Датчики ЕДС було розташовано у свердловинах, які були не задіяні для встановлення блоків детектування СКЯБ ІАСК. За період роботи ЕДС була накопичена нова база даних, однак комплексного аналізу результатів вимірювань за всіма датчиками ЕДС, розташованими навколо ЯНС ПВМ, не проводилось. Деякі особливості динаміки температури в бетоні після спорудження комплексу НБК-ОУ було відмічено в роботі [5] лише для окремих точок контролю.

Метою роботи є комплексний аналіз даних, отриманих за допомогою ЕДС, і дослідження тенденцій щодо формування динаміки температури бетону навколо границь зони локалізації ЯНС ПВМ після введення в експлуатацію комплексу НБК-ОУ.

Об'єкти та методи досліджень

Джерелом інформації щодо температури навколо границь зони локалізації ЯНС ПВМ у бетоні підреакторної плити (ПП) після введення в експлуатацію комплексу НБК-ОУ була база даних вимірювань, виконаних за допомогою ЕДС. ЕДС була створена

і введена в експлуатацію під час виконання робіт з науково-технічного супроводу на етапах введення в експлуатацію та експлуатації комплексу НБК-ОУ в частині моніторингу ПВМ (2018–2023 рр.). У складі ЕДС, крім датчиків температури, є блоки детектування щільності потоку нейтронів (ЩПН) і потужності експозиційної дози (ПЕД) гамма-випромінювання. Загальну структуру ЕДС показано на рис. 1 у вигляді блок-схеми.

До набору ВК, що можуть бути підключені (до 30), ЕДС є інваріантною. Станом на 2023 р. базова кількість ВК становить 22, у тому числі: 4 ВК контролю ЩПН; 2 ВК контролю ПЕД; 16 ВК контролю температури. Координати установки датчиків температури, які сьогодні використовуються для проведення вимірювань, та схема їхнього розташування в проекції на площину висотної відмітки +9,0 м у будівельних осях будівлі 4-го енергоблока, наведено в табл. 1 і на рис. 2.

Дані вимірювань температури, отримані за допомогою ЕДС з 04.05.2017 по 07.08.2023 рр., було досліджено для визначення динаміки середньомісячного значення температури в точках контролю (див. табл. 1), проведення регресійного аналізу й побудови графічних ілюстрацій із використанням стандартних функцій програми Excel 2003. Для кожної точки контролю (датчика температури) було оцінено середньорічне значення температури, а виявлені тренди середньомісячних значень описано рівнянням регресії з оцінкою достовірності апроксимації лінійною функцією за величиною R^2 .

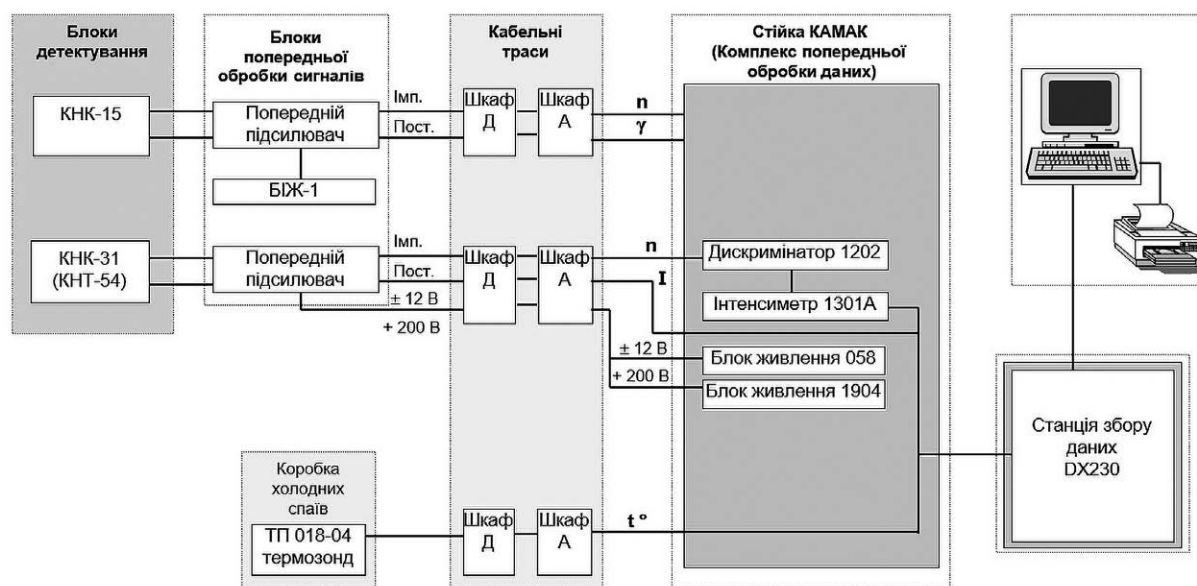


Рис. 1. Блок-схема ЕДС

Таблиця 1. Координати установки датчиків контролю температури ЕДС

№ ВК	Приміщення, що контролюється	Місце встановлення датчика температури			
		Найменування свердловини	Координата центра		
			Висотна відмітка, м	Вісь	Ряд
5	304/3	3-9-Р	+8,9	45 ₊₄₄₀₀	И ₋₂₀₀₀
6	304/3	3-9-Р	+8,9	45 ₊₅₄₀₀	И ₋₂₀₀₀
7	305/2	Ю-12-109	+13,1	46 ₊₁₁₀₀	И ₊₃₄₀₀
8	305/2	Ю-12-109	+12,9	46 ₊₁₂₀₀	И ₊₁₉₀₀
11	305/2	Ю-9-В	+8,8	45 ₊₂₇₀₀	И ₊₁₁₀₀
12	304/3	Ю-9-В	+8,8	45 ₊₂₇₀₀	И ₋₁₁₀₀
13	305/2	Ю-9-Б	+8,8	46 ₊₇₀₀	И ₊₉₀₀
14	304/3	Ю-9-Б	+8,8	46 ₊₇₀₀	И ₋₃₀₀
21	307/2	Ю-9-В	+8,8	45 ₊₂₇₀₀	К ₊₂₂₀₀
23	305/2	Ю-12-83	+12,0	46 ₊₂₈₀₀	К ₋₃₀₀₀
25	210/5, ПРК*	—	+6,5	45 ₊₃₀₀₀	И ₋₁₈₀₀
26	210/5, ПРК	—	+6,5	45 ₊₁₅₀₀	И ₋₁₈₀₀
27	210/6, ПРК	—	+6,5	46 ₊₃₁₀₀	И ₋₁₈₀₀

* Паророзподільний коридор

Результати та обговорення

Результати статистичної обробки даних, отриманих за допомогою ЕДС, дали змогу оцінити особливості динаміки середньомісячної та середньорічної температур навколо границь локалізації ЯНС ПВМ у бетоні ПП впродовж 2017–2023 рр. (рис. 3–7, табл. 2) та визначити рівняння регресії (табл. 3).

Слід зазначити, що в 2022 р. перші дані щодо температури бетону ПП було отримано лише у вересні, коли співробітники ІПБ АЕС змогли продовжити роботи в комплексі НБК-ОУ й експлуатацію обладнання ЕДС в умовах російсько-української війни. Недостатня статистика вимірювань у 2022 р. призвела до отримання занижених середньорічних значень температури в усіх точках контролю ЕДС (див. табл. 2). Дані щодо динаміки середньомісячної температури дають змогу отримати повне уявлення про характер змін у тепловому режимі бетону ПП навколо границь ЯНС ПВМ.

Динаміка середньомісячної температури в точках контролю (див. рис. 3–7) показана на фоні лінійного тренда температури, параметри якого наведено в табл. 3. Дані щодо рівнянь регресії, установлених для трьох періодів моніторингу, наведено з метою продемонструвати, наскільки суттєво змінився

тренд до сталого підвищення температури навколо ЯНС ПВМ, починаючи з 2017 р. Як видно з табл. 3, тренд до підвищення температури, який з високим ступенем достовірності (R_{21}^2) можна було апроксимувати лінійною функцією практично в усіх точках контролю, змінився на тенденцію до повільного падіння середньомісячних значень температури. Як можна переконалися з наведених на рис. 3–7 ілюстрацій динаміки температури, цей процес набув чіткого прояву після 2021 р., унаслідок чого ступінь достовірності апроксимації даних лінійною функцією почав суттєво зменшуватись ($R_{23}^2 < R_{22}^2 < R_{21}^2$). При цьому зміна тренда з поступового і сталого підвищення середньомісячної температури навколо ЯНС ПВМ на зменшення в останні роки спостерігається в усіх точках контролю. Подане твердження потребує уточнення, яке можна буде зробити за результатами дослідження даних ЕДС у наступних роках моніторингу температури.

Щодо розподілу температури в різних напрямках відносно границь ЯНС ПВМ отримані дані (див. табл. 2) свідчать про те, що найбільш висока температура бетону ПП спостерігається в безпосередній близькості від зони локалізації ЯНС ПВМ у приміщенні 305/2 (К7, К8, К13, див. рис. 4, 6). Найменші температури були в приміщеннях ПРК (К25, К26 і К27, див.

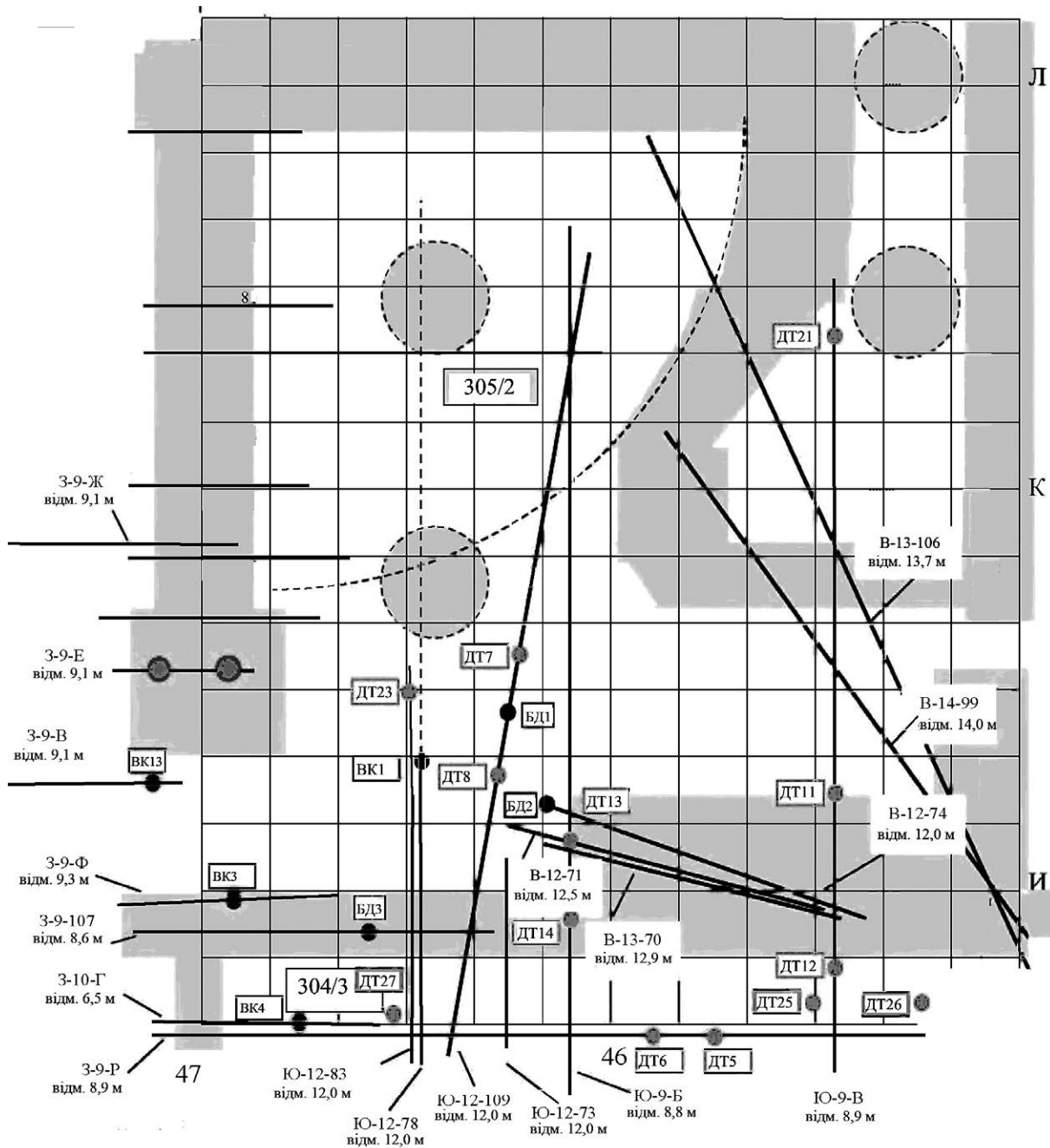


Рис. 2. Схема розташування датчиків температури (ДТ) та блоків детектування (БД) ЩПН ЕДС навколо зони локалізації ЯНС ПВМ (БК 1, 3, 4 і 13 — БД ЩПН СКЯБ ІАСК)

рис. 7) і в приміщенні 305/2 (К23, див. рис. 4). Остання точка контролю, на нашу думку, належить до деякого виключення, тому що на відстані 1,5–2,0 м у точках К7 і К8 в однаковий період часу спостерігаються найбільші за результатами вимірювань значення (див. рис. 4). Можливо, датчик температури в К23 знаходиться в іншому теплопровідному середовищі, ніж бетон ПП, або безпосередньо контактує з повітрям у шахті реактора, що призводить до результатів вимірювань

температури із суттєво меншими значеннями.

На рис. 3–7 можна бачити, що температура навколо ЯНС ПВМ має сезонні коливання, але її значення в сусідніх точках контролю змінюються синхронно в часі. Це дозволяє стверджувати про наявність у бетоні ПП стійких градієнтів температури, які за даними табл. 2 можна кількісно оцінити, а також порівняти їхні значення з тими, що спостерігались до насування арки НБК [2, 3].

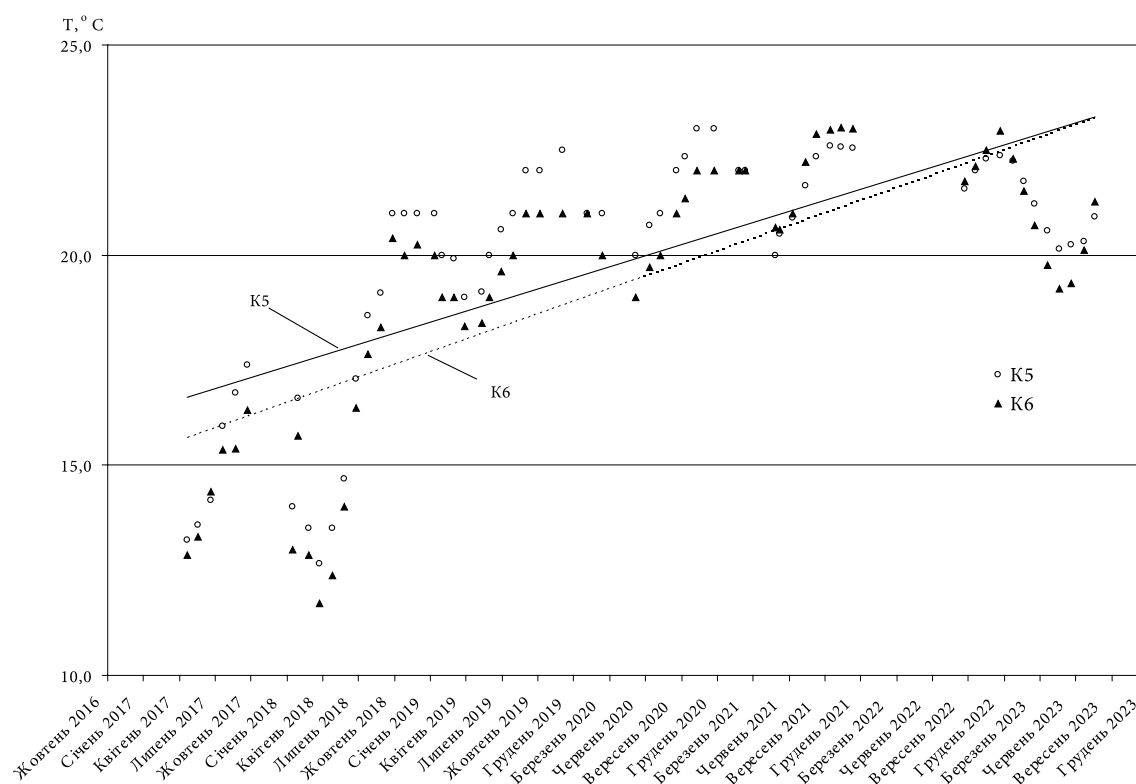


Рис. 3. Динаміка середньомісячної температури бетону ПП в точках контролю 5 і 6

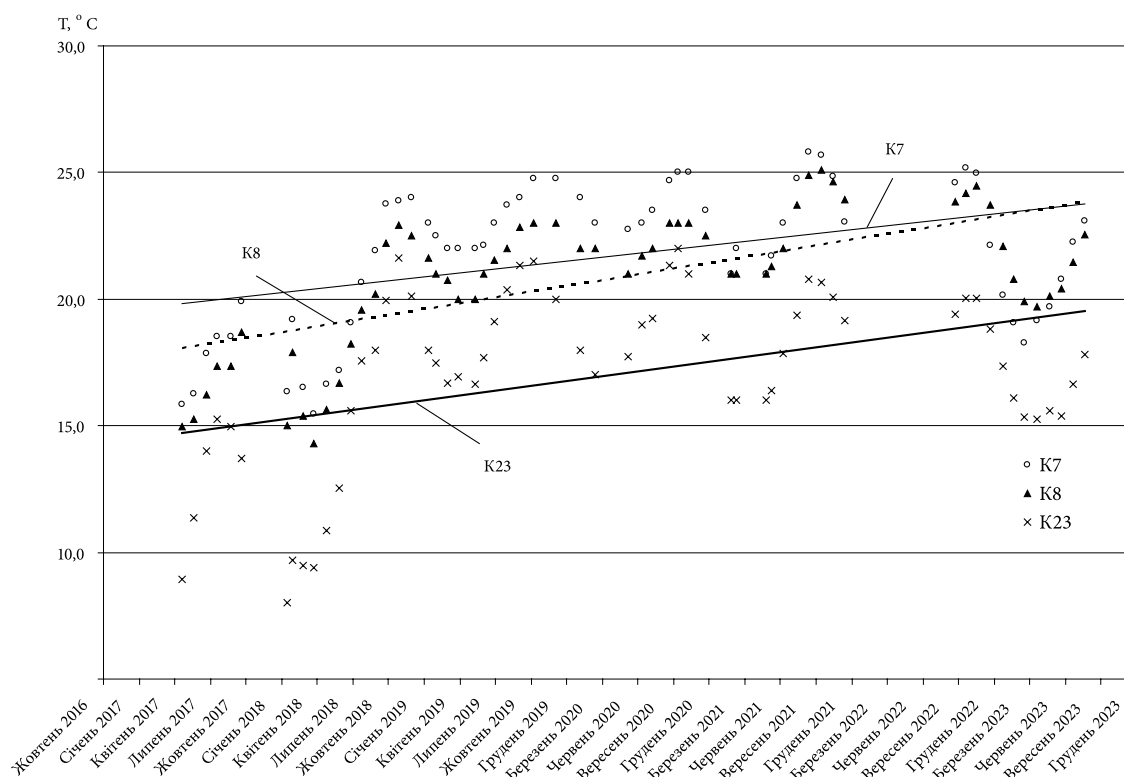


Рис. 4. Динаміка середньомісячної температури бетону ПП у точках контролю 7, 8 і 23

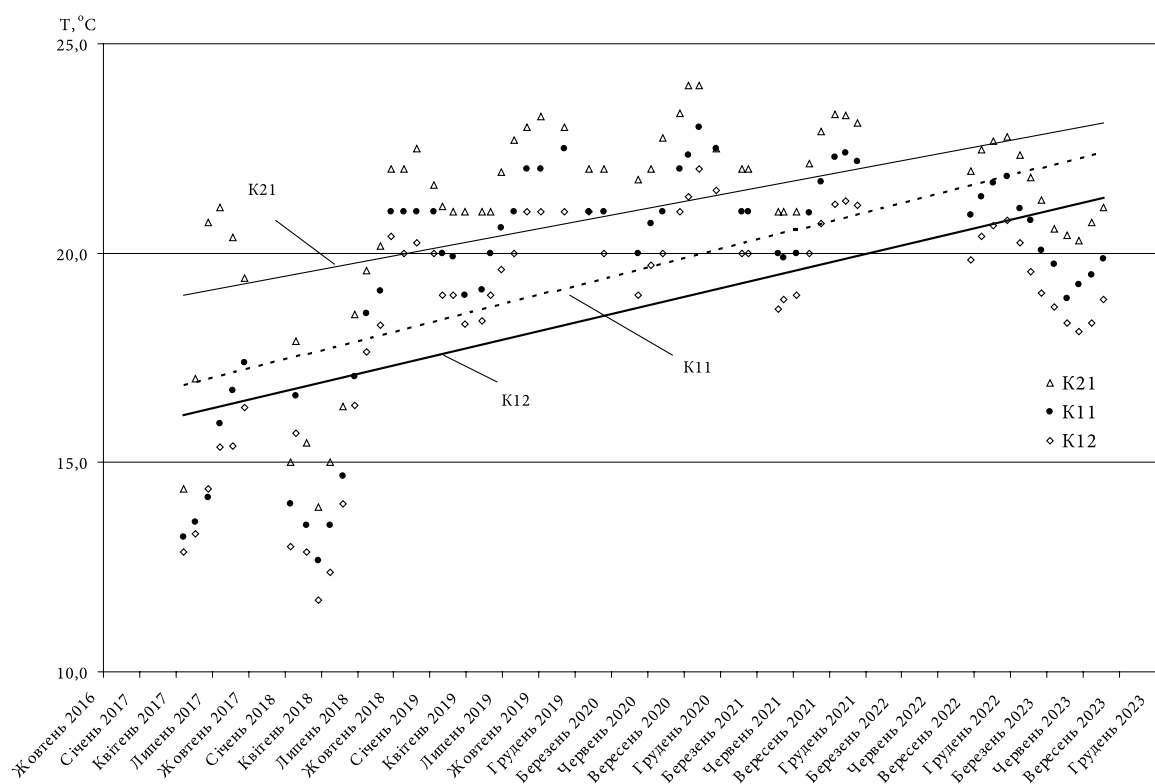


Рис. 5. Динаміка середньомісячної температури бетону ПП у точках контролю 11, 12 і 21

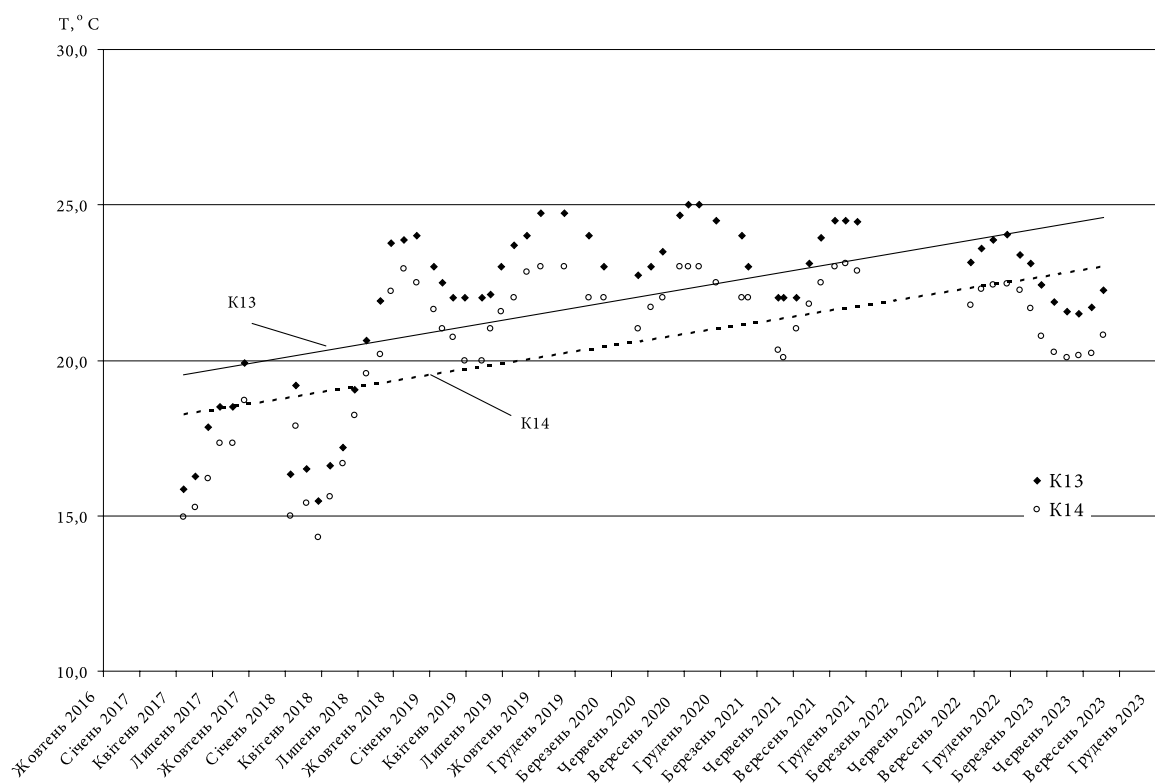


Рис. 6. Динаміка середньомісячної температури бетону ПП у точках контролю 13 і 14

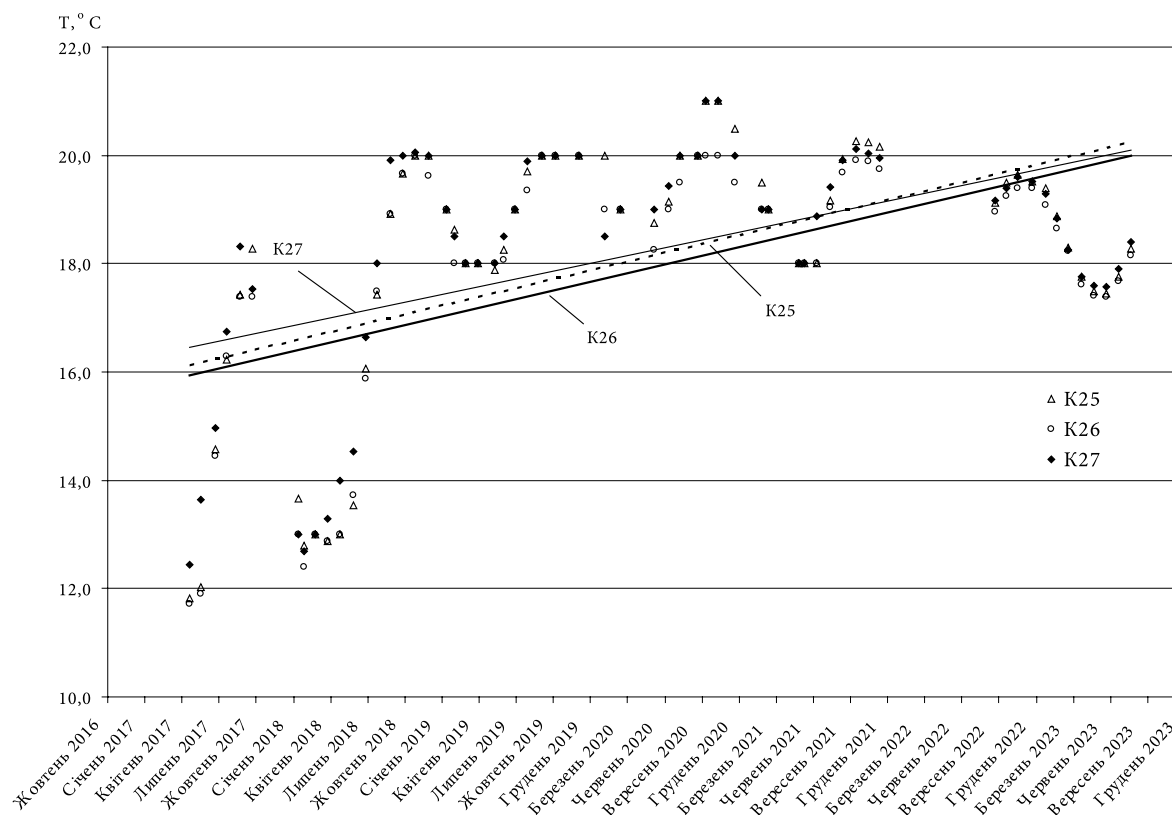


Рис. 7. Динаміка середньомісячної температури на стелі ПРК у точках контролю 25, 26 і 27

Таблиця 2. Середньорічні значення температури у точках контролю ЕДС ($m \pm \text{std}$)

Точка контролю (приміщення)	Період моніторингу, рік						
	2017	2018	2019	2020	2021	2022	2023*
К 5 (304/3)	15,2 $\pm$ 1,7	16,9 $\pm$ 3,2	20,7 $\pm$ 1,2	21,6 $\pm$ 1,1	21,7 $\pm$ 0,9	22,1 $\pm$ 0,4	20,9 $\pm$ 0,8
К 6 (304/3)	14,6 $\pm$ 1,3	16,0 $\pm$ 3,2	19,7 $\pm$ 1,0	20,7 $\pm$ 1,0	22,0 $\pm$ 1,0	22,3 $\pm$ 0,5	20,5 $\pm$ 1,1
К 7 (305/2)	17,8 $\pm$ 1,5	19,5 $\pm$ 3,2	23,1 $\pm$ 1,1	23,8 $\pm$ 0,9	23,3 $\pm$ 1,9	24,2 $\pm$ 1,4	20,3 $\pm$ 1,7
К 8 (305/2)	16,6 $\pm$ 1,4	18,4 $\pm$ 3,1	21,5 $\pm$ 1,1	22,2 $\pm$ 0,7	22,9 $\pm$ 1,8	24,1 $\pm$ 0,3	20,9 $\pm$ 1,1
К 11 (305/2)	15,2 $\pm$ 1,7	16,9 $\pm$ 3,2	20,7 $\pm$ 1,2	21,5 $\pm$ 1,0	21,1 $\pm$ 1,0	21,4 $\pm$ 0,4	19,9 $\pm$ 0,7
К 12 (304/3)	14,6 $\pm$ 1,3	16,0 $\pm$ 3,2	19,7 $\pm$ 1,0	20,6 $\pm$ 1,0	20,1 $\pm$ 1,0	20,4 $\pm$ 0,4	18,9 $\pm$ 0,7
К 13 (305/2)	17,8 $\pm$ 1,5	19,5 $\pm$ 3,2	23,1 $\pm$ 1,1	23,9 $\pm$ 0,9	23,3 $\pm$ 1,1	23,7 $\pm$ 0,4	22,2 $\pm$ 0,7
К 14 (304/3)	16,6 $\pm$ 1,4	18,4 $\pm$ 3,1	21,5 $\pm$ 1,1	22,2 $\pm$ 0,7	21,9 $\pm$ 1,1	22,2 $\pm$ 0,3	20,8 $\pm$ 0,8
К 21 (307/2)	18,8 $\pm$ 2,6	18,2 $\pm$ 3,1	21,9 $\pm$ 0,9	22,7 $\pm$ 0,9	22,2 $\pm$ 1,0	22,5 $\pm$ 0,4	21,1 $\pm$ 0,7
К 23 (305/2)	13,0 $\pm$ 2,4	14,4 $\pm$ 4,9	18,7 $\pm$ 1,8	19,3 $\pm$ 1,7	18,2 $\pm$ 2,0	19,6 $\pm$ 0,6	16,2 $\pm$ 1,0
К 25 (210/5)	15,1 $\pm$ 2,7	15,9 $\pm$ 3,1	19,0 $\pm$ 0,9	19,9 $\pm$ 0,8	19,2 $\pm$ 0,9	19,4 $\pm$ 0,2	18,2 $\pm$ 0,7
К 26 (210/5)	14,9 $\pm$ 2,6	15,8 $\pm$ 3,1	18,9 $\pm$ 0,9	19,4 $\pm$ 0,6	19 $\pm$ 0,8	19,3 $\pm$ 0,2	18,0 $\pm$ 0,6
К 27 (210/6)	15,6 $\pm$ 2,3	16,3 $\pm$ 3,2	19,0 $\pm$ 0,9	19,8 $\pm$ 0,9	19,2 $\pm$ 0,8	19,4 $\pm$ 0,2	18,2 $\pm$ 0,6

* По 07.08.2023 р. включно

Таблиця 3. Параметри регресійної залежності (рівнянь регресії) середньомісячних значень температури бетону ПП, оцінених для трьох періодів часу після введення в експлуатацію комплексу НБК-ОУ

Точка контролю	Параметр регресійної залежності $f(x) = A \cdot x + B$								
	A21	A22	A23	B21	B22	B23	R_{21}^2	R_{22}^2	R_{23}^2
К 5	0,005	0,0042	0,0030	-197,4	-162,9	-109,0	0,65	0,62	0,48
К 6	0,006	0,0048	0,0033	-222,3	-190,3	-127,8	0,74	0,72	0,56
К 7	0,0043	0,0036	0,0017	-165,1	-137,4	-54,7	0,54	0,52	0,18
К 8	0,0046	0,0042	0,0025	-187,7	-161,0	-91,2	0,65	0,66	0,40
К 11	0,0046	0,0038	0,0024	-182,8	-147,3	-87,8	0,60	0,55	0,37
К 12	0,0044	0,0036	0,0023	-172	-138,4	-81,6	0,58	0,53	0,35
К 13	0,0043	0,0035	0,0022	-166	-132,0	-76,0	0,57	0,52	0,34
К 14	0,0040	0,0033	0,0021	-153,8	-123,8	-71,1	0,56	0,52	0,34
К 21	0,0035	0,0029	0,0018	-133,3	-106,6	-58,4	0,45	0,43	0,27
К 23	0,0046	0,0039	0,0021	-186,2	-155,5	-75,4	0,40	0,38	0,18
К 25	0,0036	0,0029	0,0018	-140,3	-110,4	-61,3	0,48	0,44	0,27
К 26	0,0035	0,0028	0,0018	-134,2	-106,4	-60,2	0,47	0,44	0,28
К 27	0,0032	0,0026	0,0016	-123,8	-97,0	-52,0	0,45	0,41	0,25

Примітка. Індеси в назвах параметрів рівняння регресії — 21, 22 і 23 — указують на результати регресійного аналізу даних за періоди 2017–2021 рр., 2017–2022 рр. і 2017–2023 рр. відповідно.

Якщо звернутись до схем розташування датчиків температури ЕДС навколо границь ЯНС ПВМ (див. рис. 2, табл. 1) і ІВС «Фініш» [3], то можна дійти висновку, що, на жаль, після вводу комплексу НБК-ОУ в експлуатацію контроль за температурою було відновлено в обмеженому масштабі. Західний напрямок розсіювання в навколишнє середовище теплової енергії від залишкового тепловиділення відпрацьованого ядерного палива в складі силікатної матриці ЯНС ПВМ не охоплений контролем взагалі. Однак збіг координат точок контролю ІВС «Фініш» і ЕДС (табл. 4) дає підставу провести хоча обмежений, але достатньо коректний порівняльний аналіз виявлених особливостей прояву динаміки температури навколо границь ЯНС ПВМ у періоди моніторингу до і після вводу в експлуатацію НБК.

За результатами попередніх досліджень [3], до насування арки НБК і введення в експлуатацію комплексу НБК-ОУ градієнти температури оцінювались таки-

ми значеннями: для західного та південно-західного напрямків — від 0,60 до 1,68 °С/м; для східного напрямку — від 0,65 до 1,34 °С/м; для південно-східного та південного напрямків — від 0,42 до 1,54 °С/м. Найбільша швидкість падіння температури спостерігалася в межах 2 м від зони локалізації джерела тепла. При цьому порівняно з температурою довкілля температура в центральному залі змінювалась із запізненням в один календарний місяць, а температура бетону ПП та стелі ПРК — із запізненням у два місяці. У результаті мінімальна температура бетону ПП навколо границь ЯНС ПВМ спостерігалась у березні-квітні, а максимальна — у вересні-жовтні [3].

За даними, отриманими в роботі, можна стверджувати, що на сьогодні в умовах експлуатації комплексу НБК-ОК градієнти температури в бетоні ПП досі зберігаються і знаходяться в таких інтервалах значень: для східного напрямку — від 0,48 до 0,60 °С/м; для південно-східного напрямку — від 0,60

Таблиця 4. Номери датчиків контролю ЕДС і ІВС «Фініш», координати яких збігаються

Система контролю	Номер датчика контролю									Примітка
ЕДС	5	6	11	12	13	14	23	25	27	Див. рис. 2
ІВС «Фініш»	5	51	8	9	60	61	15 (23)	16 (25)	18 (27)	Див. рис. 1 [3]

до 0,80 °С/м; для південного напрямку — від 0,42 до 1,0 °С/м. На жаль, відносно західного напрямку таких оцінок зробити немає можливості через відсутність точок контролю температури. У вертикальному напрямку для зони розташування точок контролю К5 і К25 градієнт температури в бетоні ПП оцінюється як 0,2 °С/м. При цьому мінімальна температура бетону навколо границь ЯНС ПВМ, як і раніше, спостерігається в березні-квітні, а максимальна — у жовтні-листопаді. Те, що сьогодні максимум температури пересунувся на місяць, можна пояснити тим, що в умовах герметичної будівлі НБК тепло всередині об'єкта «Укриття» довше утримується і розсіюється в навколишнє середовище більш повільно.

Висновки

Аналіз даних вимірювань температури, отриманих за допомогою ЕДС, дав змогу визначити особливості формування динаміки температури в різних напрямках розсіювання тепла від зони локалізації ЯНС ПВМ в умовах експлуатації комплексу НБК-ОУ.

Результати роботи підтверджують той факт, що інтенсивність тепловиділення від ЯНС ПВМ поступово з роками знижується, але в умовах комплексу НБК-ОУ градієнти температури, що забезпечують охолодження ПВМ з високим вмістом урану в приміщенні 305/2, досі зберігаються.

Є підстави вважати, що тенденція до поступового збільшення температури бетону ПП навколо границь ЯНС ПВМ, яка фіксувалася впродовж 2017–2021 рр., змінилася. Подальшого зростання температури не спостерігається. Практично за всіма точками контролю можна очікувати, що в 2023 р. середньорічна температура повернеться до значень, характерних для 2021 р.

Список використаної літератури

1. Анализ путей доступа к скоплениям топливосодержащих материалов в помещении 305/2 объекта «Укрытие». Ч. 2. Исследовательские скважины в подреакторной плите / Е. Д. Высотский, А. И. Довыдьков, С. А. Довыдьков [и др.]. — Чернобыль : Ин-т пробл. безопасности АЭС НАН Украины, 2011. — 36 с. — (Препринт / НАН Украины, Ин-т пробл. безопасности АЭС; 11-2).
2. Высотский Е. Д. Температурные аномалии в зонах критмассового риска / Е. Д. Высотский, А. В. Михайлов // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2011. — Вып. 16. — С. 101–109.
3. Высотский Е. Д. Динамика температуры подреакторной плиты на фоне спада остаточного тепловыделения топлива в зонах критмассового риска / Е. Д. Высотский, А. В. Михайлов, А. А. Дорошенко // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2014. — Вып. 22. — С. 76–83.
4. Михайлов А. В. Результаты уточнения динамики температуры подреакторной плиты и суммарного тепловыделения из зоны локализации ядерно-опасных скоплений в помещении 305/2 объекта «Укрытие» ЧАЭС / А. В. Михайлов, А. А. Дорошенко // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2017. — Вып. 29. — С. 105–111.
5. Long-term temperature dynamics at the peripherals on nuclearly hazardous clusters of fuel-containing materials located in room 305/2 of Shelter object before and after NSC installation into design position / О. V. Mykhailov, M. V. Saveliev, R. L. Godun, V. V. Avgustov // Nuclear Physics and Atomic Energy. — 2022. — № 23 (4). — P. 245–254.

**O. V. Mykhailov, A. O. Doroshenko,
M. I. Pavliuchenko, S. A. Attarian**

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

Temperature of Concrete Around Localization Area Boundaries of Nuclear Hazardous Clusters of Fuel-Containing Materials Inside the Shelter Object of the Chornobyl NPP

Data regarding the concrete temperature distribution around localization area boundaries of nuclear hazardous clusters of fuel-containing materials (NHC FCM) inside the ChNPP Shelter object (SO) were obtained during many-year scientific research. After the commissioning of a New Safe Confinement — SO complex (hereinafter NSC-SO), an expert research system (ERS) was created. ERS was put into operation instead of the information-measuring system “Finish”, which was decommissioned. A new database has been accumulated during the ERS period, but a comprehensive analysis of the measurement results was not conducted.

The data obtained by ERS during 2017–2023 was investigated in detail. The general trends of temperature changes around localization area boundaries of NHC FCM are analyzed for 16 monitoring points. The results of the analysis are compared with the data obtained before the commissioning of the

NSC-SO. The identified temperature trends are described using regression equations.

Analysis of data measurements obtained by the ERS made it possible to determine the peculiarities of the formation of temperature dynamics in different directions of heat scattering from the localization area boundaries of NHC FCM in the conditions of the NSC-SO operation. The results of the work confirmed that the intensity of heat from NHC FCM is gradually decreasing, but in the NSC-SO, temperature gradients that provide FCM cooling with high uranium content in room 305/2 are still stored. There is reason to believe that the tendency to gradually increase the temperature of the concrete of under-reactor slab around localization area boundaries of NHC FCM, which was observed during 2017–2021, has changed. There is no further increase in temperature. For almost all monitoring points, it can be expected that in 2023 the average annual temperature will return to the values set in 2021.

Keywords: Chornobyl NPP, New Safe Confinement, Shelter object, fuel-containing materials, concrete temperature, regression analysis, correlation coefficient.

References

1. Vysotskyi Ye. D., Dovydkov A. I., Dovydkov S. A. et al. (2011). [Analysis of access paths to agglomeration of fuel-containing materials in room 305/2 of the Shelter object. Part 2. Research boreholes at the under-reactor plate]. Preprint of the ISP NPP, NAS of Ukraine 11-2. Chornobyl, 36 p. (in Rus.)
2. Vysotskyi Ye. D., Mykhailov O. V. (2011). [Temperature anomalies in zones of critical mass risk]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 16, pp. 101–103. (in Rus.)
3. Vysotskyi Ye. D., Mykhailov O. V., Doroshenko A. O. (2014). [Dynamics of under-reactor slab temperature on the background of fuel afterheat decrease within critical mass risk zones]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 22, pp. 76–83. (in Rus.)
4. Mykhailov O. V., Doroshenko A. O. (2017). [Update results about dynamics of under-reactor slab temperature and total heat extraction from the zone of localization of nuclearly hazardous clusters in room 305/2 of the Chornobyl NPP Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 29, pp. 105–111 (in Rus.)
5. Mykhailov O. V., Saveliev M. V., Godun R. L., Avgustov V. V. (2022). Long-term temperature dynamics at the peripherals on nuclearly hazardous clusters of fuel-containing materials located in room 305/2 of Shelter object before and after NSC installation into design position. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, vol. 23, no. 4, pp. 245–254.

Надійшла 12.10.2023

Received 12.10.2023

К. О. Сущенко, А. В. Носовський

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

Стан наукової проблеми щодо дослідження характеристик продуктів взаємодії розплаву ядерного палива з бетоном

Ключові слова:

паливовмісні матеріали,
коріум,
параметри критичності,
ядерна безпека,
об'єкт «Укриття»

Представлено огляд результатів модельних та експериментальних досліджень, присвячених вивченню продуктів взаємодії ядерного палива з конструкційними матеріалами ядерних енергетичних установок. Виділено результати досліджень, найважливіших для забезпечення ядерної безпеки скупчень продуктів взаємодії розплаву ядерного палива з бетоном (ВРБ). Визначено основні проблеми, пов'язані з отриманням даних щодо складу та структури продуктів ВРБ, що утворились на реальних об'єктах протікання важкої запроектої аварії. Наводяться результати досліджень основних параметрів в умовах відсутності доступу до продуктів ВРБ, локалізованих у зоні проплавлення опорної плити колодязя шахти реактора 4-го енергоблока Чорнобильської АЕС. Актуальність модельних досліджень продуктів ВРБ полягає в необхідності уточнення параметрів фізичної моделі ядерно-небезпечного скупчення (ЯНС) паливовмісних матеріалів для оцінки ймовірності виникнення ефекту «зворотної» критичності в умовах постійного зростання нейтронної активності в підреакторному приміщенні 305/2 після встановлення нового безпечного конфайнмента і припинення доступу води атмосферних опадів в зону локалізації ЯНС.

Вступ

За умов важких запроектованих аварій з втратою теплоносія можливе руйнування, розплавлення активної зони реактора і вихід розплаву палива з конструкційними матеріалами (коріуму) за межі корпусу на бетонну основу шахти реактора. Для таких сценаріїв протікання аварії основним завданням управління є вирішення проблеми локалізації, охолодження й утримання коріуму в межах бетонної основи шахти реактора. При цьому характерною особливістю цієї проблеми є значна невизначеність у розподілі маси ядерного палива в продуктах ВРБ. Аналіз результатів розрахунків та модельних експериментів показує можливі варіанти неорганізованих композицій з критичною масою палива та наявністю води

як рухомої і неконтрольованої компоненти. У таких системах існує ймовірність виникнення самопідтримувальної ланцюгової реакції (СЛР), а значить актуальними є науково-дослідні роботи щодо зниження рівня невизначеності основних параметрів таких потенційно небезпечних розмножувальних систем. Нижче наведено результати світових широкомасштабних розрахунково-експериментальних досліджень процесів утворення коріуму та продуктів ВРБ.

Міжнародні дослідження продуктів взаємодії коріуму з конструкційними матеріалами

Інформаційний пошук та аналіз результатів модельних та експериментальних досліджень, присвячених вивченню процесів високотемпературної

© К. О. Сущенко, А. В. Носовський, 2023

взаємодії ядерного палива з конструкційними матеріалами ядерної енергетичної установки, був проведений на основі більш ніж 30 публікацій і 6 дисертаційних робіт, опублікованих у відкритих джерелах.

З точки зору забезпечення контролю підкритичності паливовмісних матеріалів (ПВМ) за важких за проектних аварій проводяться дослідження ймовірності виникнення СЛР у двох основних випадках: в об'ємі розплаву активної зони (коріуму) на днищі корпусу реактора; в об'ємі скупчень продуктів ВРБ.

Реальні зразки коріуму були отримані під час відбору проб розплаву палива на днищі корпусу реактора після аварії на Три-Майл-Айленд. Елементний склад зразків становив від 70 % урану, 14 % цирконію, 13 % кисню, 3 % металевих включень. Залишкове тепловиділення через 4 год після зупинки реактора оцінювалося на рівні 0,13 Вт/г, через 10 год зменшилося до 0,1 Вт/г. Об'ємна густина зразків становила від 7,45 до 9,4 г/см³, пористість до 30 %. Враховуючи температури плавлення цирконію та UO₂ (1 855 та 2 865 °С відповідно), співвідношення фаз (Zr, U)O₂ та (U, Zr)O₂ у твердому розчині зразків визначає максимальну температуру розплаву 2 600–2 850 °С [1].

За результатами розрахунків та експериментів існує діапазон маси, масового вмісту урану та збагачення по ²³⁵U пошкодженого палива, що створює ризики досягнення критичності в корпусі реактора при охолодженні водою. Наприклад, критична маса палива реактора типу ВВЕР-440 (збагаченого до 4,4 %) близько 60–70 кг урану, що відповідає 70–80 кг палива UO₂. Однак основною умовою досягнення критичності є наявність води як рухомої компоненти ПВМ, яка може бути подана системами безпеки або діями персоналу для утримання коріуму всередині корпусу реактора і для забезпечення його охолодження [2].

У процесі ліквідації запроектованих аварій за умов аварійного охолодження водою з нейтронними поглиначами можливість виникнення критичності в корпусі практично виключена. Більш актуальна проблема — ймовірність виникнення СЛР в об'ємі продуктів ВРБ [3].

У таблиці представлено перелік провідних світових наукових центрів, які з початку 1980-х років проводять експериментальні й модельні дослідження в рамках загальної програми з вивчення процесів деградації активної зони реакторів.

Дослідження поведінки розплаву коріуму також проводилися Японським дослідним інститутом атомної енергії (JAERI), Корейським науково-дослідним інститутом атомної енергії (KAERI), Угорським дослідним

інститутом атомної енергії (AEKI) і багатьма іншими: CORA, QUENCH; CODEX (AEKI/KFKI); ALPHA/MUSE (JAERI); PHEBUS (IPSN); ПАРАМЕТР (ІБРАЕ).

Перелік організацій та експериментальних установок, де проводилося моделювання окремих процесів важких аварій

Установка	Процеси, що досліджуються	Організація	Країна
VULCANO	Розтікання розплаву та його охолодження	CEA	Франція
SULTAN	Утримання розплаву в корпусі за допомогою зовнішнього охолодження	CEA	Франція
ACE	Взаємодія розплавлених матеріалів активної зони з бетоном шахти реактора	ANL	США
BETA	Взаємодія розплавлених матеріалів активної зони з бетоном шахти реактора	FZK	Німеччина
ЛАВА	Взаємодія розплаву коріуму з теплоносієм і бетоном шахти реактора	IAE ННЦ РК	Казахстан
РАСС-ПЛАВ	Взаємодія розплаву коріуму з бетоном шахти реактора	РНЦ КІ	Росія
MASCA	Термічний вплив басейну розплавлених матеріалів на корпус реактора	РНЦ КІ	Росія

Найбільш серйозними проблемами, що виникають у процесі важкої аварії, є [4, 5]: розтікання розплаву по підлозі конфайнмента; ступінь абляції бетону внаслідок його прямого контакту з високотемпературним розплавом коріуму; охолодження розплаву (і часток палива після їхнього затвердіння в результаті охолодження розплаву водою); стабілізація і припинення аварії; забезпечення систем вентиляції (фільтрації).

Пасивні системи захисту, направлені на вирішення цих проблем, були розглянуті в статті [6]. Процеси в паливному розплаві за умов важкої аварії реактора управляються за допомогою так званих жертвних матеріалів (ЖМ), що використовуються в пристроях локалізації розплаву (ПЛР).

Взаємодія ЖМ з коріумом досліджувалася в роботі [7]. За своїм складом ЖМ багато в чому схожі з матеріалами серпентинітової засипки плити нижньої основи реактора (схеми «ОР») типу РБМК-1000, однак існують суттєві відмінності в хімічному складі, які в кінцевому підсумку й визначають умови локалізації та подальшого охолодження розплавленого коріуму. Оптимальний склад ЖМ для утримання розплаву в ПЛР досягається на стадії проектування шляхом математичного моделювання умов важкої аварії з розплавленням активної зони, проплавленням корпусу реактора і виходом коріуму в бетонний захисний корпус реактора.

Моделльні експерименти динамічного процесу взаємодії коріуму із ЖМ та утворення ванни розплаву з гарантованим відведенням тепла проводилися в роботі [8]. У ній були показані ефективні заходи запобігання вибухової концентрації водню на реакторах, основним джерелом якої на внутрішньокорпусній стадії аварії є парциркулієва і паросталева реакції, що виникають унаслідок взаємодії елементів (фрагментів) активної зони і внутрішньокорпусних пристроїв з теплоносієм. Також було визначено, що параметри інверсії розплавів оксидного і сталевих коріуму у ванні розплаву та їхня структура (пошарова) визначаються кількістю ЖМ і його розміщенням відносно до первинних потоків коріуму в ПЛР із пошкодженого корпусу реактора. Також це визначає рівень залишкових енерговиділень у нижній частині теплообмінника і необхідний запас (за часом) до кризи на всій поверхні теплообмінника. Енергія, що виділяється під час реакції взаємодії недоокисленого оксидного коріуму із ЖМ, не веде до значного перегріву розплаву, а в основному витрачається на підтримання самої реакції.

У роботі [9] були представлені методичні питання й рішення щодо вибору ЖМ при конструюванні ПЛР для ВВЕР; методика розрахунку екстракції урану і цирконію з розплаву субокисленого коріуму розплавом сталі. Також розглядалися теоретичні положення про взаємодію розплаву оксидів і сталі, що містять недоокислений цирконій, з окремими ЖМ і питання оцінки підкритичності розплаву в процесі й після взаємодії з бетоном.

У роботі [10] були сформовані уявлення про структуру, що утворилася в результаті взаємодії коріуму із ЖМ. Так, після зливу розплавленого коріуму в бетонну пастку, заповнену ЖМ, ЖМ плавиться, і його розплав перемішується з оксидними компонентами коріуму. У результаті щільність суміші оксидних компонент зменшується. Відбувається інвер-

сія зі стратифікацією шарів розплаву: якщо спочатку розплав металів (сталі й цирконію) розташовується на поверхні басейну, то після інверсії розплавлені метали опиняються внизу, під шаром оксидних компонент коріуму. Також у роботі представлено приклад моделі теплової взаємодії коріуму з крупнопористим наповнювачем бетону. Модель передбачає визначення розподілу потоків тепла й нестационарних профілів температури взаємодіючих компонентів коріуму та наповнювача аж до формування інверсно стратифікованого басейну розплаву.

Проведені дослідження щодо взаємодії ЖМ з коріумом дали змогу розробити і впровадити нові технічні рішення в проектуванні й спорудженні АЕС, що дозволяє підвищити їхню ядерну безпеку та надійність експлуатації. Такі рішення знайшли своє місце на реакторних установках «нового покоління», у проєкт яких уведено низку додаткових систем безпеки. Серед них система для локалізації розплаву в разі проєктної аварії, яка являє собою контейнер, заповнений спеціальним ЖМ.

Питання ядерної безпеки та підкритичності коріуму в умовах потрапляння в ПЛР були досліджені в статті [11]. Була отримана залежність ефективного коефіцієнта розмноження (K_{eff}) нейтронів від маси ЖМ та його типу. В якості коріуму, що потрапляв у ПЛР, було прийняте свіже паливо на основі UO_2 . Взаємодію розплаву активної зони з матеріалами реакторної установки в проблемі важкої аварії ВВЕР було розглянуто в роботі [12].

Результати досліджень структури продуктів ВРБ

Розрахунково-експериментальні дослідження [13] (рис. 1) показали, що в разі взаємодії коріуму з бетоном формується проміжний шар зруйнованого бетону. На межі коріуму та зруйнованого бетону знаходиться керамічна кірка, яка дозволяє утримувати воду в розмножувальній системі. На рис. 2 показано перерізи результатів експериментів на початковій (COMET L2) та заключній (COMET L3) стадіях взаємодії коріуму з бетоном [14]. На рис. 3 показано розподіл продуктів ВРБ [15]. Експериментальні роботи також указують на розшарування структури, присутність практично водонепроникної кірки по фронту взаємодії, а також шару термічно зруйнованого бетону. Такі модельні уявлення про двошарову структуру скупчення, що утворилася в зоні проплавлення плити шахти реактора, як і можливість розшарування розплаву в процесі взаємодії коріуму з бетоном, під-

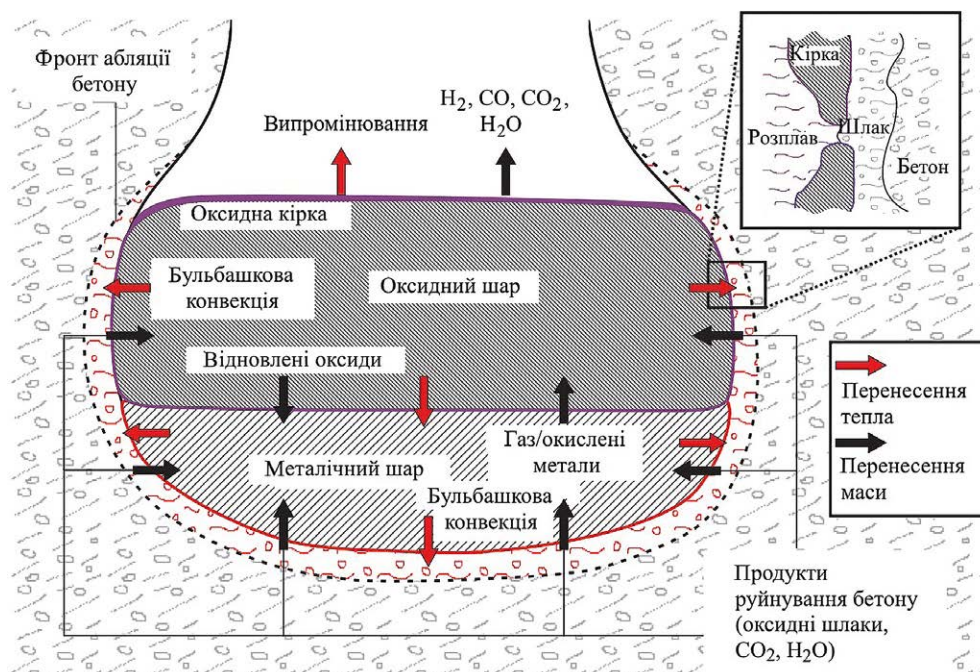


Рис. 1. Схема формування багатшарової структури матеріального середовища ПВМ, що утворюються в результаті взаємодії коріуму з бетоном (моделювання за допомогою інтегрального коду ASTEC)

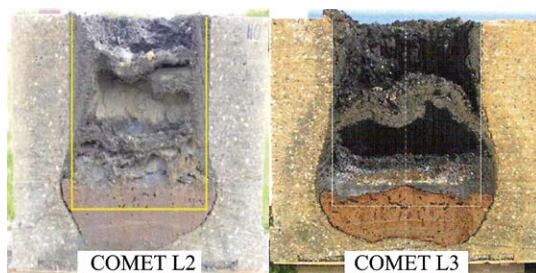


Рис. 2. Переріз продуктів ВРБ (експерименти COMET L2 та L3)



Рис. 3. Результати експериментів VULCANO з дослідження продуктів ВРБ (ЛПВМ — лавоподібні ПВМ)

тверджуються результатами експериментів, проведених у рамках міжнародного проекту CORPHAD.2 [15].

За результатами аналізу науково-дослідних робіт також з'ясовано, що на сьогодні можливі варіанти складу та структури продуктів взаємодії коріуму з бетоном є недостатньо вивченими, відповідно неможливо достовірно оцінити ризики (імовірності виникнення СЛР) в об'ємі утворених ПВМ. Цю проблему можна вирішити шляхом виконання додаткових експериментальних та розрахункових досліджень, однак при цьому існують складності.

1. Коректність будь-якої комп'ютерної моделі залежить від сценарію розвитку запроектої аварії (який залежить від дій персоналу, кількості та порядку відмов обладнання), усі можливі комбінації яких не вивчені.

2. Проблема експериментальних досліджень полягає в тому, що під час проведення їх отримується недостатня кількість продуктів ВРБ (максимум сотні кілограмів). Не можна вважати, що їхній склад та структура повністю відповідає скупченню ПВМ, утвореним під час повномасштабної аварії, у результаті якої утворюватимуться тонни таких матеріалів. Реальні умови протікання важкої запроектої аварії відрізняються від модельних експериментів, їхні масштаби на кілька порядків більше, що вносить додаткову невизначеність при формуванні фізичної моделі скупчення ПВМ.

Ці дві проблеми вирішуються натурними дослідженнями продуктів ВРБ, що утворилися на реальних об'єктах протікання важкої запроектої аварії. Лише після отримання результатів аналізу реальних ПВМ,

вилучених із пошкоджених енергоблоків АЕС (на яких відбулася важка запланована аварія), можна буде отримати дані щодо складу та структури продуктів ВРБ, що дасть змогу виконати валідацію розроблених моделей та запропонованих алгоритмів розрахунків.

На сьогодні продукти ВРБ існують тільки всередині об'єкта «Укриття» і нового безпечного конфайнмента (НБК), а також на АЕС «Фукусіма-Даїчі». Враховуючи постійне зростання нейтронної активності продуктів ВРБ у зоні проплавлення опорної плити (ОП) колодязя шахти реактора 4-го енергоблоку Чорнобильської АЕС після встановлення НБК, для повномасштабної оцінки основних параметрів реальних продуктів ВРБ найбільший інтерес становлять дослідження ПВМ, локалізованих усередині об'єкта «Укриття» [16].

Дослідження нейтронно-фізичних параметрів продуктів ВРБ на 4-му енергоблоці Чорнобильської АЕС

Після аварії на Чорнобильській АЕС, у міру накопичення інформації про ПВМ, проводилися роботи з розрахункових оцінок ядерної безпеки об'єкта «Укриття». Перші розрахунки були виконані Курчатовським інститутом ще в травні 1986 р., потім стали залучатися все більш складні програми для моделювання переносу нейтронів з використанням методу Монте-Карло: WIMS, КРАБ-1, РИТМ, КРАТЕР, MCNP та ін. У період 1986–1996 рр. був виконаний величезний обсяг розрахункових й експериментальних досліджень скупчень ПВМ. Цю роботу виконували чотири інститути: Інститут ім. Курчатова в Москві, Фізико-енергетичний інститут в Обнінську (ДНЦ РФ ФЕІ), Академічний інститут ядерної фізики в Мінську і німецький Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH в Гамбурзі.

Згідно з результатами дослідження ядерного палива (ЯП) з вигорянням від 7,5 до 14,7 МВт · добу/кг урану проводилися розрахунки (у 69 групах в області енергій від 0 до 10 MeV) для нескінченних гомогенних сумішей (за оптимальної концентрації води і без відбивача) у програмі WIMS. За результатами розрахунків при масовій частці ЯП від 42 до 55 % діапазон радіуса, при якому забезпечується критичність, дорівнює від 1,17 до 2,32 м. Також отримано дані для сферичної геометрії суміші типу «лава + фрагменти активної зони + вода» з відбивачем з бетону. Радіус становить від 36,5 до 145 см при масі UO_2 від 0,8 до 11 т. При збагаченні палива в 2 % по ^{235}U (паливо з ма-

лим вигорянням) радіуси критичних сфер зменшуються вдвічі [17].

Оціночні розрахунки для гетерогенної композиції (яка складається з паливних таблеток, ЛПВМ і води в геометрії рівновеликого циліндра з бетонним відбивачем товщиною 50 см) виконані також у ДНЦ РФ ФЕІ [18]. Як програмний засіб використано попередньо верифікований комплекс РЕДУТ. Діапазон критичного радіуса для композицій з об'ємною часткою води від 15 до 60 % дорівнює від 50 до 137 см. Результати розрахунків [19] сферичних композицій, які включають свіже паливо, показують, що критичний радіус за об'ємного вмісту води від 30 до 50 % становить усього від 0,35 до 0,4 м.

Згідно з розрахунковими даними [17, 20–22], заливання водою може призвести до виникнення СЛР у наступних гіпотетичних скупченнях ПВМ (геометрія яких дозволяє вписати їх у підреакторне приміщення 305/2 відповідно до наявних даних):

гетерогенна структура (ЛПВМ + фрагменти активної зони + вода) за великих концентрацій води;

гомогенна композиція (свіже паливо + графіт + вода), яка може стати критичною для складу з об'ємними частками 20 % UO_2 , 40 % H_2O , 40 % вуглецю і мінімальним діаметром $D_{\text{кр}} = 0,93$ м;

гомогенна композиція (свіже паливо + вода), яка може стати критичною для складу з об'ємними частками 30 % UO_2 , 70 % H_2O і мінімальним діаметром $D_{\text{кр}} = 0,69$ м;

гомогенна композиція (паливо з вигорянням 5,4 МВт · добу/кг урану + вода), яка може стати критичною для складу з об'ємними частками 30 % UO_2 , 70 % H_2O і мінімальним діаметром $D_{\text{кр}} = 0,98$ м.

За результатами розрахунків [23] у приміщенні 305/2 ядерну небезпеку можуть становити кілька варіантів композицій. Але найбільш небезпечними є гетерогенні композиції, до складу яких входить ЯП і вода. Особлива увага приділялася гетерогенним системам зі структурою «ЛПВМ + фрагменти активної зони + вода». Раніше така структура вважалась найбільш наближеною до реальності в приміщенні 305/2. Її досліджували в низці робіт, наприклад у [24, 25].

Відомо, що $K_{\text{эф}}$ для ЯНС ПВМ залежить від маси і масового вмісту урану, елементного складу суміші, геометричних розмірів, відбивачів, температури, концентрації води як рухомої компоненти. Однак одним з найважливіших параметрів є масовий вміст матеріалів, що діляться (МД). Усі вищенаведені розрахунки проводилися тільки для ПВМ з масовим вмістом палива 5–15 %, оскільки тоді (до початку 2000-х років)

не передбачалася наявність скупчень ПВМ з великим вмістом палива (ще не були виявлені приховані ЯНС з підвищеним масовим вмістом урану більш ніж 40 % і не було сценарію утворення таких скупчень).

На початку 2000-х років були проведені додаткові розрахунки, що враховували нові експериментальні дані (зокрема, більш високу концентрацію МД, від якої сильно залежить можливість виникнення СЛР). Розрахунки нейтронно-фізичних параметрів гомогенних сумішей ПВМ при зволоженні дали змогу дати оцінку діапазону параметрів палива, за яких можливе виникнення СЛР у процесі надходження води. При вигорянні палива $11,5 \div 12,5$ МВт·добу/кг урану критична маса розмножувального середовища ПВМ повинна становити $15 \div 30$ т з масовою часткою урану $45 \div 60$ % і вологемністю не менше 40 % за об'ємом (рис. 4) [17].

Для коректного дослідження розподілу щільності потоку нейтронів (ЩПН) у скупченні ПВМ з підвищеною концентрацією МД були використані можливості багатофункціональної програми вирішення завдань перенесення нейтронів у тривимірних матеріальних системах методом Монте-Карло (MCNP). Була побудована фізична модель локалізації ЯНС ПВМ у зоні проплавлення ОП у підреакторному приміщенні 305/2. Весь об'єм ПВМ був розбитий на однорідні матеріальні комірки з основою 2×2 м і висотою, яка визначається поперечним перерізом профілю ЛПВМ. Для кожної з 84 комірок визначалися обсяг, елементний склад і масова частка хімічних елементів, густина і вміст урану. Просторовий розподіл внутрішніх джерел нейтронів вибирався рівномірно по всьому об'єму ПВМ, і їхня активність бралася в діапазоні від 4–15 нейтрон/(с · г) урану. В енергетичному

спектрі внутрішніх джерел враховувався рівномірно розподілений внесок від нейтронів спонтанного поділу ^{244}Cm , $^{240,242}\text{Pu}$ і нейтронів від (α, n) -реакції при розпаді ^{241}Am на легких ядрах домішок. Результати розрахунків були одного порядку зі значеннями експериментальних вимірювань ЩПН [26].

Наступна версія розрахункової моделі вже охоплювала весь об'єм приміщень 305/2 і 304/3 і складалася з тришарової структури з матеріальними комірками з основами 1×1 м. Така структура дала змогу виконати модель з урахуванням стін, перекриттів і вільних просторів, а також розмістити в ній масив зони ЯНС і визначити її мінімальні параметри критичності, такі як маса, геометрія, об'ємні відношення води і палива [27]. Було виконано розрахунок нейтронного поля для скупчень ПВМ південної частини підреакторного приміщення 305/2 4-го зруйнованого блока Чорнобильської АЕС. Обчислення проводилися на основі програмних кодів SCALE-4.4A і MCNP-4C.

Для попередніх оцінок інформаційних параметрів реальних геометрій була побудована тривимірна графічна модель південно-східного й південно-західного квадранта приміщення 305/2. У модель були внесені об'ємні зображення свердловин, що використовуються для встановлення нейтронних детекторів. Була здійснена можливість розміщення та переміщення детекторів й умовного ЯНС. Для різних цілей досліджень побудовані моделі також надавали такі можливості:

відтворювати реальну геометрію спостереження зі збереженням усіх масштабів розміщення детекторів щодо ЯНС у районах «пролому» і клапана;

моделювати й розраховувати очікуване ослаблення відгуків детекторів на нейтронну активність

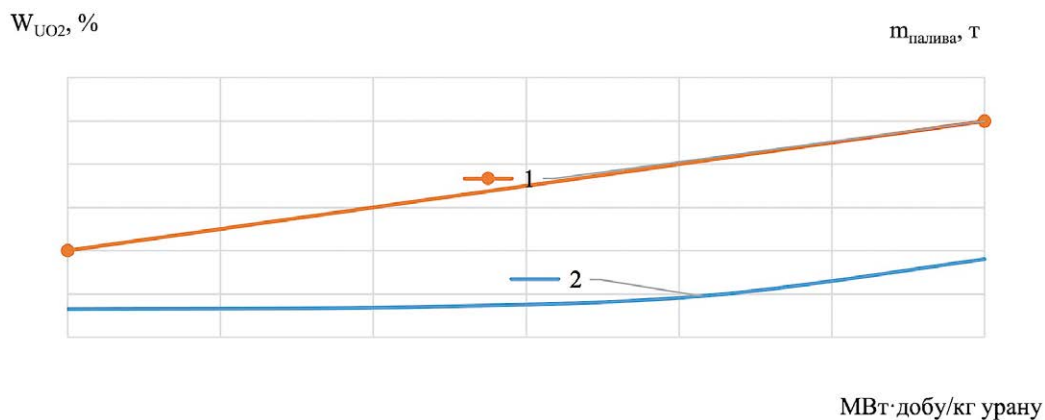


Рис. 4. Залежність від вигоряння масової частки палива W_{UO_2} , % у нескінченній геометрії (1) і маси палива m_p , т у критичній композиції (2)

ЯНС з урахуванням віддалення їх від джерела й поглинаючих властивостей середовища на межі розділу «джерело — приймач»;

змінювати й коригувати геометрію спостереження при переміщенні детекторів уздовж стовбура свердловин з метою оцінки їхньої чутливості;

визначати розташування умовного центру ЯНС за допомогою зіставлення розрахункових і експериментальних даних, отриманих за результатами зондування свердловин;

виділяти й оцінювати складову нейтронного фону для кожного детектора.

Під час побудови моделі використовувалася система автоматизованого проектування AutoCAD2000. Рисунки зрізів виконані за допомогою функції рендерингу тривимірних тіл AutoCAD2000. Остаточне доведення й оформлення рисунків здійснювалося в програмі Corel Draw 10. Наочність об'ємного зображення досягалася можливістю задавати різні рівні прозорості елементів моделі й виділяти тим самим основні деталі.

Результати досліджень нейтронно-фізичних характеристик виявлених скупчень ПБМ у приміщеннях об'єкта «Укриття» увійшли до звітів Інституту проблем безпеки АЕС Національної академії наук України [28, 29]. Показано, що всі скупчення ПБМ, що локалізовані всередині об'єкта «Укриття», є ядерно безпечними (у них неможливе виникнення СЛР), окрім ЯНС у приміщенні 305/2. ЯНС являє собою водо-уранову систему з низькозбагаченим паливом.

Результати оцінки маси палива в зоні проплавлення бетону ОП за теплотричними вимірюваннями, а також визначення (по забоях дослідницьких свердловин) його геометрії дозволяють стверджувати, що в обмеженому об'ємі знаходиться 18–20 т палива [28].

Специфікою розмножувальних систем з низькозбагаченим паливом є існування двох значень критичності. У червні 1990 р. під час надходження води в ЯНС, що остигає, мала місце повторна критичність (холодний критичний інцидент) [30, 31, 32, 33]. Самогасіння СЛР відбулося за рахунок перезволоження розмножувального середовища (рис. 5) [28]. До встановлення НБК ЯНС (листопад 2016 р.) перебувало в перезволоженому стані (за другим значенням критичності) за рахунок надходження атмосферних опадів у зону локалізації ЯНС. Вода була стабілізуючим фактором. Після встановлення НБК і припинення доступу води в зону локалізації ЯНС спостерігається постійне зростання нейтронної активності, що може бути пов'язане лише з процесами втрати води пористим розмножувальним середовищем ЯНС. Зменшення концентрації води в розмножувальному середовищі може призвести до «зворотної» критичності.

Подальша оцінка [32, 34, 35] нейтронно-фізичних характеристик цього скупчення ПБМ була проведена на основі розрахункового моделювання різноманітних версій критичних композицій. Масові і геометричні параметри цих збірок максимально відповідають реальним умовам існування критичної композиції, зокрема геометрії розміщення, об'єму

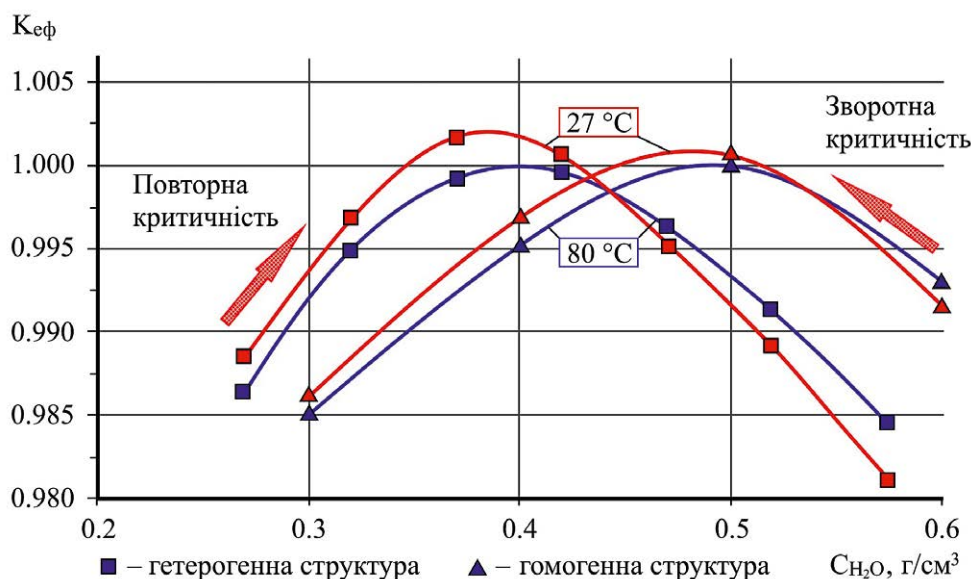


Рис. 5. Розрахункові залежності K_{eff} від концентрації води в розмножувальному середовищі ЯНС з урахуванням температури та гетерогенності структури

і структурі середовища наповнення зони проплавлення ОП. Розрахунки K_{ef} проводилися в програмному коді MCNP-4A. При цьому модельні розрахунки проводилися для гомогенної та гетерогенної структур розмножувального середовища з доступною для води пористістю до 60 % від загального об'єму ЯНС. Передбачається, що в реальності гетерогенна структура скупчення забезпечує наявність широкого спектра макропор, доступних для заповнення водою через нескінченний кластер мікротріщин і порових каналів (через мікропори реалізується система макропор, яку утворюють газові порожнечі). Така гетерогенна структура моделювалася у вигляді регулярної просторової решітки з комірками кубічної форми. У цій решітці комірки в шаховому порядку були заповнені гомогенною сумішшю силікатного розчину палива і на 4 % заповнені водою (за рахунок доступної мікропористості). Об'ємна частка води в порожніх комірках (що моделюють доступну для води пористість) одночасно й рівномірно варіювалася від нуля до повного заповнення всієї пористості, що моделювало процес зволоження ЯНС. Розмір газових пустот оцінювався значеннями до 5 см у діаметрі.

Розрахунки величини K_{ef} були виконані при варіації значень таких параметрів збірки: масової частки ЯП в ЯНС; збагачення (з урахуванням напруцювання ^{239}Pu) по ^{235}U від 1,15 % (що відповідало середньому експериментально отриманому значенню вигорання 12,5 МВт · добу/кг урану) до 1,4 %; геометрії і об'єму моделі; частки пустот в об'ємі моделі (до 60 % від загального об'єму), що доступні для заповнення водою і визначають об'ємний вміст води; кроку регулярної решітки; температури розмножувального середовища; елементного складу; структури збірки і відбивачів.

За результатами проведених розрахунків було отримано діапазон основних параметрів моделі ЯНС, що забезпечують наявність двох значень критичності в процесі надходження води в розмножувальне середовище і не протирічать доступним експериментальним даним [16].

Уточнюючі дослідження щодо матеріального складу та структури ЯНС

У літературі пропонується два основних варіанти утворення ЛПВМ. Перший — як результат взаємодії уран-цирконієвої евтектики та силікатвмісних матеріалів [36]. Другий — розчинення фрагментів активної зони у силікатному розплаві з утворенням

кремній-цирконієвого розплаву з наступним розчиненням в ньому оксидів урану [37, 38].

Враховуючи неможливість утворення ЯНС за рахунок домішування палива в силікатну матрицю (оскільки під час домішування концентрація урану досягає не більше, ніж 15 % [39, 40]), було запропоновано концептуальну модель «доменної» версії процесів на заключній стадії аварії. Утворення ЯНС і чорних ЛПВМ розглядається як результат двох взаємопов'язаних процесів: процесу взаємодії розплаву палива (коріуму) з бетоном (ВРБ) і процесу плавлення фрагментів активної зони, аналогічного процесу плавлення шихти в металургійній печі — домні [41]. Ця модель дозволила більш повно звести матеріально-енергетичний баланс процесів на заключній стадії аварії 4-го блока Чорнобильської АЕС [42]. У результаті було отримано елементний склад ЯНС ПВМ та чорних ЛПВМ [43], який значно відрізняється від хімічного складу, отриманого під час домішування паливних таблеток в уран-силікатну матрицю, що використовувався в усіх розрахунках нейтронно-фізичних характеристик ЯНС до 2015 р. Зокрема, отримано значне збільшення вмісту цирконію та зменшення концентрації кремнію, що значно вплине як на нейтронно-фізичні характеристики моделі ЯНС, так і на параметри, необхідні для досягнення критичності. Таким чином, враховуючи зростання ЩПН, що реєструється в приміщенні 305/2, і припускаючи можливість виникнення «зворотної» критичності (див. рис. 5) в ЯНС, необхідно переглянути сценарій аварійних процесів з утворенням коріуму та продуктів ВРБ, а також розрахунки нейтронно-фізичних характеристик [39], сформулювати та дослідити уран-цирконієву фізичну модель ЯНС. Це дасть змогу оцінити ризики виникнення «зворотної» критичності, а в разі наближення до аварійних значень підкритичності завчасно вжити заходів щодо придушення СЛР.

Висновки

1. Продукти ВРБ мають такі характеристики: розшарування структури; наявність пористості, доступної для заповнення водою; присутність водонепроникної кірки по фронту взаємодії розплаву палива з бетоном і шару термічно зруйнованого бетону, що дозволяє утримувати воду в цій розмножувальній системі.

2. Основними проблемами під час дослідження нейтронно-фізичних характеристик продуктів ВРБ є:

висока невизначеність результатів розрахунків на основі комп'ютерних моделей через недостатню вивченість можливих комбінацій факторів та сценаріїв розвитку запроектованої аварії; при експериментальних дослідженнях отримується недостатня кількість продуктів ВРБ, щоб стверджувати, що їхній склад та структура повністю відповідає ПВМ, утвореним при повномасштабній аварії.

3. Ці наукові проблеми вирішуються лише натурними дослідженнями продуктів ВРБ, що утворилися на реальних об'єктах протікання важкої запроектованої аварії, після чого можна буде отримати дані щодо складу та структури продуктів ВРБ. Це дасть змогу оцінити реальні ризики та виконати надійну валідацію розроблених моделей та запропонованих алгоритмів розрахунків. Представлено результати досліджень основних параметрів цих ПВМ, отриманих в умовах відсутності прямого доступу до скупчення.

4. Враховуючи зростання нейтронної активності в південно-східній частині приміщення 305/2 та допускаючи можливість виникнення «зворотної» критичності в розмножувальному середовищі ЯНС, необхідно переглянути розрахунки нейтронно-фізичних характеристик ЯНС, сформулювати і дослідити нову уран-цирконієву фізичну модель ЯНС як продукту взаємодії коріуму з бетоном ОП.

Список використаної літератури

1. Akers D. W. Examination of relocated fuel debris adjacent to the lower head of the TMI-2 reactor vessel / D. W. Akers, S. M. Jensen, B. K. Schuetz // Washington, DC : Nuclear Regulatory Commission. — 1994. — doi.org/10.2172/10140801.
2. Артамонов Н. В. Изменение размножающих свойств реактора типа ВВЭР-1000 при прохождении запроектованной аварии с расплавлением активной зоны / Н. В. Артамонов, А. С. Сидоров // ВАНТ (Серия «Обеспечение безопасности АЭС»). — 2012. — № 31. — С. 102–111.
3. Bilodid I. Analysis of fuel criticality during severe accidents / I. Bilodid, J. Duspiva // Nuclear and Radiation Safety. — 2015. — № 4 (68). — С. 3–8.
4. Sehgal B. R. Accomplishments and challenges of the severe accident research / B. R. Sehgal // Nuclear Engineering and Design. — 2001. — № 210. — P. 79–94.
5. Казачков И. В. Современное состояние и некоторые проблемы моделирования тяжелых аварий на зарубежных АЭС / И. В. Казачков // Ядерная и радиационная безопасность. — 2003. — № 1. — С. 25–34.
6. Казачков И. В. Проблема охлаждения расплава кориума в контейнменте в пассивных системах защиты от тяжелых аварий. Часть 1 / И. В. Казачков // Ядерная и радиационная безопасность. — 2009. — № 1. — С. 34–41.
7. Бешта С. В. Высокотемпературные процессы с расплавами кориума в проблеме безопасности АЭС с ВВЭР: дис. ... д-ра техн. наук: 05.14.03 / С. В. Бешта. — Санкт-Петербург, 2004. — 462 с.
8. Безлепкин В. В. Разработка проблемно-ориентированных подходов к обеспечению безопасности новых проектов АЭС с ВВЭР: дис. ... д-ра техн. наук: 05.14.03 / В. В. Безлепкин. — Санкт-Петербург, 2003. — 381 с.
9. Сидоров А. С. Локализация и охлаждение кориума в запроектованной аварии водо-водяного энергетического реактора при разрушении активной зоны: дис. ... канд. техн. наук: 05.14.03 / А. С. Сидоров. — Москва, 2004. — 160 с.
10. Чинь Кьонг. Разработка методики расчета теплообмена в задаче локализации расплава активной зоны ВВЭР в подреакторной ловушке при тяжелой аварии на АЭС: дис. ... канд. техн. наук: 05.14.03 / Чинь Кьонг. — Москва, 2001. — 148 с.
11. Артамонов Н. В. Обоснование ядерной безопасности устройства локализации расплава для АЭС с реакторами типа ВВЭР / Н. В. Артамонов, А. С. Сидоров // Ядерная энергетика. — 2012. — № 3. — С. 23–31.
12. Жданов В. С. Взаимодействие расплава активной зоны с материалами реакторной установки в проблеме тяжелой аварии ВВЭР: дис. ... канд. техн. наук: 05.14.03 / В. С. Жданов. — Санкт-Петербург, 2008. — 162 с.
13. Assessment and development of molten corium concrete interaction models for the integral code ASTEC / C. Spengler, H. Allelein, M. Cranga [et al.]. // Forum Eurosafe Bruxelles (BELGIQUE) (November 7–8, 2005). — 2005. — P. 169–189.
14. The COMET-L3 experiment on long-term melt-concrete interaction and cooling by surface flooding [Електронний ресурс] / A. Miassoedov, H. Alsmeyer, T. Cron, J. Foit // Nuclear Engineering and Design. — 2010. — Vol. 240, no. 2. — P. 258–265. — doi.org/10.1016/j.nucengdes.2008.12.005.
15. NEA/CSNI/R(2016)15. State-of-the-art report on molten corium concrete interaction and ex-vessel molten core coolability / NEA. — 2017. — Paris: OECD Publishing. — 365 p. — Available at: https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_19746/state-of-the-art-report-on-molten-corium-concrete-interaction-and-ex-vessel-molten-core-coolability?details=true.
16. Высотский Е. Д. Экспертная оценка текущего уровня подкритичности скоплений топливосодержащих материалов в объекте «Укрытие» после установки нового

- безопасного конфайнмента / Е. Д. Высотский, К. А. Сущенко, Р. Л. Годун // Ядерная энергетика та довілля. — 2020. — № 1 (16). — С. 49–56.
17. Техническое обоснование ядерной безопасности объекта «Укрытие» (ТОЯБ) // ИАЭ им. И. В. Курчатова. — Москва, 1990. — 130 с. — (Арх. МНТЦ «Укрытие» № 1605).
18. Разработка сценария и методики оценки последствий СЦР при обращении с ТСМ и попадании воды. Техническая справка, исх. № 29–28/33 от 27.06.96. — Обнинск : ФЭИ, 1996. — 22 с.
19. Анализ ядерной безопасности объекта «Укрытие» // Отчет / ИЯЭ АН БССР. — Инв. № 1449. — Минск, 1990. — 80 с.
20. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации // Отчет МНТЦ. — Арх. № 1032-ОУ. — Чернобыль, 1996. — 272 с.
21. Отчет о состоянии безопасности объекта «Укрытие». — ЧАЭС, 2002. — 194 с.
22. Pavlovych V. M. Nuclear fuel in the destroyed 4th Unit of Chernobyl NPP / V. M. Pavlovych // Recent Research Activities about the Chernobyl NPP Accident in Belarus, Ukraine and Russia / V. M. Pavlovych. — Osaka : Research Reactor Institute, Kyoto University, 2002. — P. 45–58.
23. Разработка методик и способов контроля состояния подкритичности топливосодержащих материалов, экспериментальное исследование эффективности критериев раннего обнаружения и технологии локального подавления подкритических аномалий (Отчет о НИР) / ИПБ АЭС НАН Украины; рук. А. А. Боровой. — Чернобыль, 2001.
24. Анализ и оценка «Технического обоснования ядерной безопасности объекта «Укрытие». Поведение критичности ТСМ на объекте «Укрытие» / Б. Гмаль, Е. Ф. Мозер, Г. Претш, У. Кваде // Отчет GRS по проекту SR-2075/8–1, рабочий пункт 1, GRS-A-2414. — 1997. — 44 с.
25. Некоторые вопросы ядерной безопасности объекта «Укрытие» / О. Я. Верцимаха, В. Н. Павлович, В. А. Бабенко [та ін.] // Ядерная и радиационная безопасность. — 1998. — Т. 1, вып. 2. — С. 52–67.
26. Модель распределения плотности потока нейтронов в объеме топливосодержащих материалов помещения 305/2 объекта «Укрытие» / В. Н. Павлович, В. А. Бабенко, Е. Д. Высотский [та ін.] // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чорнобиля. — 2005. — Вип. 2. — С. 55–60.
27. Моделирование массовых и геометрических параметров скопления топливосодержащих материалов в юго-восточной части помещения 305/2 разрушенно-го 4-го блока ЧАЭС / В. А. Бабенко, Е. Д. Высотский, А. А. Ключников [та ін.] // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чорнобиля. — 2008. — Вип. 9. — С. 36–43.
28. Исследование ядерно-физических параметров и разработка методов и способов контроля и управления подкритичностью в зонах критмассового риска // Отчет о НИР (заключ.) / ИПБ АЭС НАН Украины; отв. исполн. Высотский Е. Д. — Инв. № 3998. — Чернобыль, 2010. — 127 с.
29. Разработка мероприятий, повышающих ядерную, радиационную и экологическую безопасность объекта «Укрытие» и нового безопасного конфайнмента. Т. 1 «Исследование нейтронно-физических и физико-химических характеристик ядерно-опасных скоплений и разработка способов подавления их параметров критичности» // Отчет о НИР (заключит.) / ИПБ АЭС НАН Украины. — Инв. № 4021. — Чернобыль, 2015. — 127 с.
30. Заключение экспертной комиссии о причинах аномального события в пом. 304/3 объекта «Укрытие» в июле 1990 г. / ИБРАЭ РАН. — Москва, 1992. — 67 с.
31. Фролов В. В. Аномальный инцидент 27–30 июня 1990 г. в объекте «Укрытие» Чернобыльской АЭС // Атомная энергия. — 1996. — Т. 80, вып. 3. — С. 216–219.
32. Нейтронно-физические характеристики ядерно-опасных скоплений топливосодержащих материалов / Е. Д. Высотский, А. А. Ключников, В. Н. Щербин, В. Б. Шостак // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чорнобиля. — 2009. — Вип. 12. — С. 93–102.
33. Ядерно-опасные скопления топливосодержащих материалов в разрушенном четвертом блоке Чернобыльской АЭС / Е. Д. Высотский, А. А. Ключников, А. С. Лагуненко [та ін.] // Радиохимия. — 2011. — Т. 53, № 2. — С. 178–183.
34. Шостак В. Б. Определение величин параметров модели, описывающей ядерноопасное скопление топливосодержащих материалов в объекте «Укрытие» / В. Б. Шостак, В. Н. Щербин, Е. Е. Олейник // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чорнобиля. — 2014. — Вип. 22. — С. 98–109.
35. Шостак В. Б. Анализ модели, описывающей состояния ядерно-опасного скопления топливосодержащих материалов в объекте «Укрытие» / В. Б. Шостак, А. А. Ключников // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чорнобиля. — 2015. — Вип. 24. — С. 42–50.
36. Пазухин Э. М. Лавообразные топливосодержащие массы 4-го блока Чернобыльской АЭС: топография, физико-химические свойства, сценарии образования / Э. М. Пазухин // Радиохимия. — 1994. — Т. 36, № 2. — С. 97–142.

37. Гончар В. В. Динамика высокотемпературного взаимодействия аварийного ядерного топлива с конструкционными материалами РБМК / В. В. Гончар, А. В. Жидков // Проблемы Чернобыля. — 2002. — Вып. 9. — С. 25–33.
38. Жидков О. В. 25 років еволюції уявлень про паливовмісні матеріали об'єкта «Укриття»: сценарії їхнього утворення та фізичні міркування / О. В. Жидков // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чернобыля. — 2011. — Вып. 16. — С. 86–100.
39. Топливо в помещении 305/2 4-го блока ЧАЭС. Критмассовые зоны. Уточнение сценария образования лаваобразных топливосодержащих материалов / Е. Д. Высотский, В. А. Краснов, А. С. Лагуненко, Э. М. Пазухин // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чернобыля. — 2007. — Вып. 8. — С. 77–85.
40. Лагуненко О. С. Пошук та дослідження прихованих скупчень паливовмісних матеріалів зруйнованого 4-го блока Чернобыльської АЕС: дис. ... канд. техн. наук: 21.06.01 / О. С. Лагуненко. — Київ, 2008. — 148 с.
41. Высотский Е. Д. Концептуальная модель «доменной» версии образования ядерно-опасных скоплений на 4-м блоке ЧАЭС / Е. Д. Высотский, А. В. Михайлов // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чернобыля. — 2013. — Вып. 21. — С. 99–106.
42. Михайлов А. В. К вопросу о материальных и энергетических источниках образования топливосодержащих материалов во время аварии на 4-м блоке ЧАЭС / А. В. Михайлов // Ядерна фізика та енергетика. — 2016. — Т. 17, № 4. — С. 354–363.
43. Михайлов А. В. Результаты расчетной оценки характеристик материальной среды ядерно-опасных скоплений НБК-ОУ ЧАЭС для версии их кориумного происхождения / А. В. Михайлов // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чернобыля. — 2018. — Вып. 31. — С. 59–67.

К. О. Sushchenko, A. V. Nosovskyi

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

The State of the Scientific Problem Concerning the Study of the Main Characteristics of the Molten Corium-Concrete Interaction Products

In severe beyond-design basis accidents with loss of coolant and destruction of the core, the fuel melt (corium) can escape from the vessel and move to the concrete base

of the reactor shaft. An analysis of the calculations results and modeling experiments shows possible options for the formation of unorganized compositions with a critical mass of fuel in the molten corium-concrete interaction products (MCCI). In the presence of water as a mobile and uncontrolled component in such compositions, there is a possibility of a self-sustaining chain reaction (SCR). To ensure the subcriticality control of such compositions, computational and experimental studies of the SCR occurrence in the volume of MCCI cluster are carried out. The problem of eliminating the probability of SCR occurrence in the volume of MCCI cluster was solved by choosing sacrificial materials (SM) used in melt localization devices (MLD). Effective neutron multiplication factors (K_{ef}) were obtained for the MCCI, depending on the mass of the SM and its type. On the basis of computational and experimental studies, it was shown that when corium interacts with concrete, an interlayer of destroyed concrete is formed at the boundary of which there is a ceramic crust, which allows water to be retained in the breeding system. Also, MCCI is a two-layer structure containing immiscible metal and oxide components.

After the accident at the Chornobyl nuclear power plant, as information about fuel-containing materials (FCM) was accumulated, work was carried out on the nuclear safety (NS) estimation of the Shelter object. Calculations of neutron-physical parameters of homogenous FCM mixtures during water intake made it possible to estimate the range of fuel parameters at which the existence of a critical composition and the occurrence of SCR in the process of water intake are possible. With mixed fuel burnup $11,5 \div 12,5 \text{ MW} \cdot \text{day/kgU}$ the critical mass of the FCM breeding medium should be $15 \div 30 \text{ t}$ with a mass fraction of uranium (U) $45 \div 60 \%$ and the moisture capacity is no less than 40% by volume.

It is known that K_{ef} for FCM clusters depends on the mass and mass content of uranium, elemental composition of the mixture, geometric dimensions, reflectors, temperature, concentration of water as a mobile component. All the above calculations were carried out only for FCM with a fuel mass content of $5 \div 15 \%$.

It is shown that all FCM clusters localized inside the Shelter object are nuclear safe, except for the cluster in the south-eastern part of the subreactor room 305/2. A nuclear dangerous cluster (NDC) was formed in the two-meter monolith of a reinforced concrete base plate (BP) penetration zone. NDC is a water-uranium system with low-enriched fuel. The estimation of the fuel mass in the NDC by thermometric measurements, as well as the

determination (by the downholes of research boreholes) of its geometry allow us to state that there is the critical mass of fuel (18–20 t of U) located in a limited volume.

The specificity of water-uranium breeding systems with low-enriched fuel is the existence of two criticality values. In June 1990, re-criticality (cold critical incident) occurred when water entered the cooling NDC. SCR self-extinguishing occurred due to overmoistening of the breeding medium. Before the installation of NSC “Arch” (November 2016), the NDC was in a waterlogged state (according to the second criticality value) due to the rainwater inflow in the NDC localization zone. Water was a stabilizing factor. After the NSC installation and the termination of water access to the NDC localization zone, a constant increase in neutron activity is observed, which can only be related to the processes of water loss through the porous breeding medium of the NDC. A decrease in the concentration of water in the breeding medium can lead to “recurrent” criticality with consequences that are difficult to predict.

According to the results of the calculations, a range of the main parameters of the NDC model was obtained, which ensure the presence of two criticality values in the process of water inflow to the breeding medium and do not contradict the available experimental data.

All calculations of the neutron-physical characteristics of the NDC were carried out on the basis of modeling of the version of critical assemblies for the uranium silicate version of the physical model. Its chemical composition was determined on the basis of mixing fuel tablets into the silicate matrix of the FCM cluster. Taking into account the impossibility of the NDC formation in this way, since the concentration of uranium reaches no more than 15 % during admixture, an uranium-zirconium model of the NDC was proposed as a MCCI product.

Taking into account the growth of neutron activity in the south-eastern part of room 305/2, and assuming the possibility of “recurrent criticality” in the NDC breeding medium, it is necessary to revise the calculations of the NDC neutron-physical characteristics, to form and investigate a new uranium-zirconium NDC physical model as a MCCI product.

References

1. Akers D. W., Jensen S. M., Schuetz B. K. (1994). *Examination of relocated fuel debris adjacent to the lower head of the TMI-2 reactor vessel*. Washington, DC: Nuclear Regulatory Commission. doi.org/10.2172/10140801.
2. Artamonov N. V., Sidorov A. S. (2012). [Changes in the breeding properties of a VVER-1000 reactor during a beyond design basis accident with a core meltdown]. *Problems of Atomic Science and Technology. Series “NPP Safety Ensuring”*, vol. 31, pp. 102–111. (in Rus.)
3. Bilodid I., Duspiva J. (2015). [Analysis of fuel criticality during severe accidents]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 4 (68), pp. 3–8.
4. Sehgal, B. R. (2001). Accomplishments and challenges of the severe accident research. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 210, no. 1–3, pp. 79–94. doi.org/10.1016/S0029-5493(01)00433-2
5. Kazachkov I. V. (2003). [Current state and some problems of severe accident simulation at foreign NPPs]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 1, pp. 25–34. (in Rus.)
6. Kazachkov I. V. (2009). [The problem of corium melt cooling in containment in passive systems for protection against severe accidents. Part 1]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 1, pp. 34–41. (in Rus.)
7. Beshta S. V. (2004). *Vysokotemperaturnye processy s rasplavami koriuma v probleme bezopasnosti AES s VVER*. [High-temperature processes with corium melts in the problem of safety of nuclear power plants with VVER]. (Doctoral dissertation). Saint Petersburg, [s. n.], 462 p. (in Rus.)
8. Bezlepkina V. V. (2003). *Razrabotka problemno-orientirovannykh podhodov k obespecheniiu bezopasnosti novykh proektov AES s VVER* [Development of problem-oriented approaches to ensuring the safety of new NPP projects with VVER]. (Doctoral dissertation). Saint Petersburg, [s. n.], 381 p. (in Rus.)
9. Sidorov A. S. (2004). *Lokalizatsiya i ohlazhdenie koriuma v zaproektnoi avarii vodo-vodianogo energeticheskogo reaktora pri razrushenii aktivnoi zony* [Localization and cooling of the corium in a beyond design basis accident of a pressurized water power reactor during the destruction of the core]. (PhD thesis). Moscow, [s. n.], 160 p. (in Rus.)
10. Chin Kyong. (2001). *Razrabotka metodiki rascheta teploobmena v zadache lokalizatsii rasplava aktivnoi zony VVER v podreaktornoi lovushke pri tjazheloi avarii na AES*. [Development of a method for heat transfer calculation in the problem of localizing the melt of the VVER core in a sub-reactor trap during a severe accident at a nuclear power plant]. (PhD thesis). Moscow, [s. n.], 148 p. (in Rus.)
11. Artamonov N. V., Sidorov A. S. (2012). *Obosnovanie yadernoi bezopasnosti ustroystva lokalizatsii rasplava dlia AES s reaktorami tipa VVER*. [Justification of nuclear safety of the melt localization device for nuclear power plants with VVER-type reactors]. *Yadernaya energetika [Nuclear energy]*, vol. 3, pp. 23–31. (in Rus.)
12. Zhdanov V. S. (2008). *Vzaimodeistvie rasplava aktivnoi zony s materialami reaktornoi ustanovki v probleme tiazheloi avarii VVER*. [Interaction of the core melt with

- reactor plant materials in the problem of a VVER severe accident]. (PhD thesis). Saint Petersburg, [s. n.], 162 p. (in Rus.)
13. Spengler C., Allelein H., Cranga M., Duval F., Dorsse-laere J. V. (2005) Assessment and development of molten corium concrete interaction models for the integral code ASTEC. *Proceedings of Forum Eurosafe Bruxelles (BEL-GIQUE) (November 7–8)*, pp. 169–189. (in Rus.)
14. Miasoedov A., Alsmeyer H., Cron T., Foit, J. (2010). The comet-L3 experiment on long-term melt–concrete interaction and cooling by surface flooding. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 240 (2), pp. 258–265. doi.org/10.1016/j.nucengdes.2008.12.005.
15. OECD, Nuclear Energy Agency (2017). *State-of-the-art report on molten corium concrete interaction and ex-vessel molten core coolability*. doi.org/10.1787/c44872b1-en.
16. Vysotskyi Ye. D., Godun R. L., Sushchenko K. O. (2020). [Expert assessment of the current criticality level of clusters of fuel-containing materials after the New Safe Confinement installation]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 16, no. 1, pp. 49–56.
17. I. V. Kurchatov Institute of Atomic Energy (1990). [*Nuclear Safety analysis for the Shelter object (TOYaB)*]. Moscow, [s. n.], 130 p. (in Rus.)
18. Physical and Energy Institute named after A. I. Leipunsky (1996). [*Development of a scenario and methodology for assessing the consequences of SSCr during FCM handling and water ingress. Technical reference*]. Obninsk: [s. n.], 22 p. (in Rus.)
19. Institute of Nuclear Energy of the Academy of Sciences of the BSSR (1990). [Nuclear safety analysis of the Shelter object. Report]. Minsk, [s. n.], 80 p. (in Rus.)
20. ISTC (1996). [Analysis of the current safety of the Shelter object and predictive assessments of the situation development. Report]. Chornobyl, [s. n.], 272 p. (in Rus.)
21. ChNPP (2002). [Report on the safety status of the Shelter object]. Chornobyl: Chornobyl NPP, 194 p. (in Rus.)
22. Pavlovych V. M. (2002). Nuclear fuel in the destroyed 4th unit of Chernobyl NPP. Recent Research Activities about the Chernobyl NPP Accident in Belarus, Ukraine and Russia. Osaka: Research Reactor Institute, Kyoto University, pp. 45–58.
23. Borovoi A. A., et al. (2002). [Development of techniques and methods for monitoring the subcriticality state of fuel-containing materials, experimental study of the effectiveness of early detection criteria and technologies for local suppression of subcritical anomalies (Research Report)]. Chornobyl: ISP NPP NAS of Ukraine. (in Rus.)
24. Gmal B., Moser E. F., Pretsch G., Quade W. (1997). [Analysis and evaluation of the “Technical Substantiation of the Nuclear Safety of the Shelter object”. FCM criticality behavior at the Shelter object. GRS report by project SR-2075/8–1, work item 1, GRS-A-2414.], 44 p. (in Rus.)
25. Vertsimakha O. Ya., Pavlovich V. N., Babenko V. A., et. al. (1998). [Some issues of nuclear safety of the Shelter object]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 1 (2), pp. 52–67. (in Rus.)
26. Pavlovich V. N., Babenko V. A., Vysotskyi Ye. D., Klyuchnikov A. A., Shevchenko V. G. (2005). [Model of neutron flux density distribution in the volume of fuel-containing materials in room 305/2 of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 2, pp. 55–60. (in Rus.)
27. Babenko V. A., Vysotskyi Ye. D., Klyuchnikov A. A., Lagunencko A. S., Pavlovich V. N., Pazukhin E. M. (2008). [Modeling of the mass and geometric parameters of the accumulation of fuel-containing materials in the south-eastern part of room 305/2 of the destroyed 4th unit of the ChNPP]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 9, pp. 36–43. (in Rus.)
28. ISP NPP NAS of Ukraine (2010). [Research of nuclear-physical parameters and development of methods and ways of control and management of subcriticality in criticality risk zones. Research Report]. Chornobyl: ISP NPP NAS of Ukraine, 127 p. (in Rus.)
29. ISP NPP NAS of Ukraine (2015). [Development of measures to improve the nuclear, radiation and environmental safety of the Shelter object and the New Safe Confinement. Volume 1. Investigation of the neutron-physical and physicochemical characteristics of nuclear-hazardous clusters and the development of methods for suppressing their criticality parameters. Research Report]. Chornobyl: ISP NPP NAS of Ukraine, 127 p. (in Rus.)
30. IBRAE RAN (1992). [The conclusion of the expert commission on the causes of the anomalous event in room 304/3 of the Shelter object in July 1990]. Institute for Problems of Safe Development of Nuclear Energy of the Russian Academy of Sciences, 67 p. (in Rus.)
31. Frolov V. V. (1996). [Anomalous incident on June 27–30, 1990 in the Shelter object of the Chornobyl nuclear power plant]. *Atomic energy*, vol. 3 (80), pp. 216–219. (in Rus.)
32. Vysotskyi Ye. D., Klyuchnikov A. A., Shcherbin V. N., Shostak V. B. (2009). [Neutron-Pphysical characteristics of nuclear-hazardous accumulations of fuel-containing materials]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 12, pp. 93–102. (in Rus.)
33. Vysotskyi Ye. D., Klyuchnikov A. A., Lagunencko A. S., et al. (2011). [Nuclear-dangerous clusters of fuel-containing materials in the destroyed fourth unit of the Chornobyl nuclear power plant]. *Radiochemistry*, vol. 2 (53), pp. 178–183.

34. Shostak V. B., Shcherbin V. N., Oleinik Ye. Ye. (2014). [Determination of the parameter values of the model describing the nuclear hazardous accumulation of fuel-containing materials in the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 22, pp. 98–109. (in Rus.)
35. Shostak V. B., Klyuchnikov A. A. (2015). [Analysis of a model describing the states of a nuclear-hazardous accumulation of fuel-containing materials in the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 24, pp. 42–50. (in Rus.)
36. Pazukhin E. M. (1994). [Lava-like fuel-containing masses of the 4th unit of the Chornobyl nuclear power plant: topography, physico-chemical properties, formation scenario]. *Radochemistry*, vol. 36 (2), pp. 97–142. (in Rus.)
37. Gonchar V. V., Zhidkov A. V. (2002). [Dynamics of high-temperature interaction of emergency nuclear fuel with RBMK structural materials]. *Problems of Chernobyl*, vol. 9, pp. 25–33. (in Rus.)
38. Zhydkov O. V. (2011). [25 years of evolution of ideas about fuel-containing materials of the Shelter object: scenarios of their formation and physical considerations]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 16, pp. 86–100. (in Ukr.)
39. Vysotskyi Ye. D., Krasnov V. A., Lagunencko A. S., Pazukhin E. M. (2007). [Fuel in room 305/2 of the 4th unit of the Chornobyl nuclear power plant. Critical zones. Refinement of the scenario for the formation of lava-like fuel-containing materials]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 8, pp. 77–85. (in Rus.)
40. Lagunencko O. S. (2008). [Search and research of hidden accumulations of fuel-containing materials of the destroyed 4th unit of the Chornobyl NPP] (PhD thesis). Kyiv, [s. n.], 148 p. (in Ukr.)
41. Vysotskyi Ye. D., Mikhailov A. V. (2013). [Conceptual model of the “blast-furnace” version of the formation of nuclear-hazardous clusters at the 4th unit of the Chornobyl nuclear power plant]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 21, pp. 99–106. (in Rus.)
42. Mikhailov A. V. (2016). [On the issue of material and energy sources of formation of fuel-containing materials during the accident at the 4th unit of the Chornobyl nuclear power plant]. *Nuclear Physics and Energy*, vol. 17 (4), pp. 354–363. (in Rus.)
43. Mikhailov A. V. (2018). [The results of the computational assessment of the characteristics of the material environment of nuclear hazardous clusters of the NSC-SO of the ChNPP for the version of their corium origin]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 31, pp. 59–67. (in Rus.)

Надійшла 01.07.2023

Received 01.07.2023

O. V. Mykhailov, M. V. Saveliev, K. O. Sushchenko, V. V. Dmytryshyn

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

Features of Neutron Flux Density and Gamma-Radiation Exposure Dose Rate Dynamics in ChNPP Shelter Object after the New Safe Confinement Commissioning

Keywords:

Chornobyl NPP,
New Safe Confinement,
Shelter Object,
neutron flux density,
exposure dose rate,
regression analysis,
correlation coefficient

The nuclear safety monitoring system (NSMS), which is a part of the integrated automated monitoring system (IAMS), was created within the framework of measures aimed to build the New Safe Confinement — Shelter Object complex (hereinafter NSC-SO) before the protective arch itself was slide into design position. During NSMS operation period, the attempts were repeatedly made to analyze accumulated measurement data, and a number of important conclusions were obtained regarding the peculiarities of formation of time trends in the dynamics of neutron flux density (NFD) and gamma-radiation exposure dose rate (GDR). To reliably detect any NFD and GDR trends and to predict its further development, special software was developed, deployed and tested at the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the National Academy of Sciences of Ukraine in 2022. The purpose of this work was to summarize the data obtained by special software and to analyze the peculiarities of NFD and GDR dynamics in monitoring point around the nuclear-hazardous clusters of fuel-containing materials (NHC FCM) localized in the NSC-SO, for the period after commissioning of NSC. The research carried out allowed identifying and comparing the general trends in NFD and GDR dynamics, at the same time, for 16 measurement assemblies of NSMS (32 monitoring points located in NSC-SO rooms). It has been established that the control parameters dynamics had two main types according to their manifestation form. The first type is characterized by NFD growth on the background of gradual decrease in the GDR, for the second one — the same character of NFD and GDR changes in the form of simultaneous drop in their mean annual values. Estimated regression equations enabled obtaining quantitative characterization of identified trends regarding NFD/GDR drop or growth and confirmed previously established general trends regarding the behavior of control parameters around the NHC FCM. For majority of monitoring points, gradual GDR drop is noted, but in room 305/2 of NSC-SO, mean annual rate of GDR drop can significantly differ from decay rate of ^{137}Cs radionuclide to the downside. The results obtained in this work allow stating with sufficient confidence that the presence of synchronous NFD growth against the background of synchronous but opposite nature of GDR drop is typical for monitoring points located near the NHC FCM. At the same time, the following phenomenon is typical for monitoring points group, where significant NFD growth is present, and this monitoring area is located in close vicinity to the NHC FCM boundaries: the greater mean annual rate of NFD growth, the slower GDR declines as compared to decay rate of ^{137}Cs radionuclide. The proposed hypothesis is based solely on the results of statistical study of NSMS data and requires further, more in-depth study in order to establish physical nature of the discovered phenomenon.

© O. V. Mykhailov, M. V. Saveliev, K. O. Sushchenko, V. V. Dmytryshyn, 2023

Introduction

Within the framework of the transformation the Shelter Object into ecologically safe system by the construction of the New Safe Confinement (NSC), and prior to the protective arch was set into design position, an integrated automated monitoring system (IAMS) was created [1]. One of the components of the IAMS is the Nuclear Safety Monitoring System (NSMS), designed for early detection of negative trends that may lead to a reduction in the level of nuclear safety of the NSC-Shelter Object complex (hereinafter referred to as NSC-SO). In automatic mode, NSMS continuously collects, processes, stores, and provides the operational personnel with data on the neutron flux density (NFD) in the energy range from thermal to 1 MeV and the gamma-radiation exposure dose rate (GDR) in the energy range from 0.1 to 4 MeV [2].

During the operation of the IAMS, attempts were made to analyze the accumulated measurement data, and a series of important conclusions regarding the features of temporal trends in the dynamics of NFD and GDR were obtained, however such studies were limited to specific single monitoring points and for certain monitoring periods only [3–5]. Critical analysis of the obtained data resulted in a conclusion that reliable detection of any behavior trend of any control parameter and forecasting its further development strongly requires a different level of systemic analysis and visualization of numerous measurement data, registered in each measurement channel (MC), front-end processed and filtered by NSMS software [5]. To address this issue, specialized application software (ASW) was developed, deployed, and tested in 2022 on the computing equipment at the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the National Academy of Sciences of Ukraine. The results of testing proved the ability of the developed ASW to perform machine analysis of large volumes of measurement data, determine common trends in the dynamics of NFD and GDR simultaneously for all monitoring points of the IAMS NSMS, and generate reporting materials required for the NSC-SO nuclear safety state assessment.

The purpose of this paper is to summarize the data obtained through IAMS NSMS and the ASW, as well as to perform a detailed analysis of the dynamics of NFD and GDR around nuclear hazardous clusters of fuel-containing materials (NHC FCM) located in the premises of the NSC-SO over the period after the NSC commissioning.

General description of measuring equipment and applied software

The monitoring of GDR and NFD around the zones of FCM clusters in the NSC-SO was conducted using the IAMS NSMS sensor assemblies (SA) containing NDF and GDR detection units (DU) connected to signal processing equipment, which forms so called measurement channels (MC) for NFD and GDR correspondently, the detailed description of which and location of the measurement equipment components within the NSC-SO premises are provided in [2, 5, 7]. Position details (coordinates) of the IAMS NSMS DUs installed inside the boreholes of the NSC-SO in the coordinate system of the ChNPP fourth power unit, are listed in Table 1.

In normal operating mode, MC of SA 01–16 (full identifiers provided in Table 1) are used for measurement; when MC of SA 17–19 (full identifiers also provided in Table 1) are in indicator mode because the control parameter values were at background levels and did not exceed the DU sensitivity threshold.

Technical approaches to processing NSMS data using the developed ASW with descriptions of graphical and tabular materials used as background information for the analysis of GDR and NFD dynamics are detailed in [6]. At this stage of the research, data analysis was conducted within the period of 2018–2022. This is due to the fact that even after the NSC arch was moved into the project position, extensive construction and commissioning works continued on various systems of the NSC-SO. As a result, there were periodic electrical interferences in grounding contours, electronic units were powered off, and adjustments were made to their settings. This led to the measurement data arrays having numerous abnormal results of various origins.

Attempts to statistically process data recorded before 2018 led to the conclusion that quality statistical analysis could only be performed after their full leveling or properly-justified exclusion. However, to achieve this goal, additional filters, not provided in the initial design of the tested ASW version, need to be created. This issue is still relevant and requires resolution in the nearest future.

To assess the degree of clarity of identified trends in each MC and compare them, the values of the relative annual average rate of change for GDR (V_g) and NFD (V_n) were calculated:

$$V_{g(n)} = \frac{1}{4} \times \sum_{i=2018}^{2021} \left(\frac{N_{i+1} - N_i}{N_i} \right) \times 100\%,$$

where N_i i N_{i+1} are the for GDR or NFD average value for the previous or the next year respectively.

Table 1. Location details of GDR and NFD monitoring points of the IAMS NSMS in the NSC-SO complex premises

SA #	MC identifier in operating documents	Monitoring zone	DU center coordinate — monitoring point (axis; line)	Borehole or premises (room)
01	NSMS-S-GDR-001	Room 305/2, +12.0 m	$46_{+2850}^{\circ}; I_{+1400}$	Ю.12.78
	NSMS-S-NFD-001		$46_{+2850}^{\circ}; I_{+1750}$	
02	NSMS-S-GDR-002	Room 305/2, +8.95 m	$47_{+800}^{\circ}; K_{-2000}$	3.9.K
	NSMS-S-NFD-002		$47_{+400}^{\circ}; K_{-2000}$	
03	NSMS-S-GDR-003	Room 305/2, 304/3, +9.3 m	$47_{-500}^{\circ}; I_{-400}$	3.9.Φ
	NSMS-S-NFD-003		$47_{-900}^{\circ}; I_{-400}$	
04	NSMS-S-GRD-004	Room 304/3, +9.85 m	$47_{-1000}^{\circ}; I_{-2000}$	3.10.Γ
	NSMS-S-NFD-004		$47_{-1400}^{\circ}; I_{-2000}$	
05	NSMS-S-GDR-005	Room 305/2, +9.1 m	$48_{-2450}^{\circ}; K_{-1000}$	3.9.Ж
	NSMS-S-NFD-005		$48_{-2800}^{\circ}; K_{-1000}$	
06	NSMS-S-GRD-006	Room 305/2, +9.1 m	$47_{+700}^{\circ}; K$	3.9.68
	NSMS-S-NFD-006		$47_{+300}^{\circ}; K$	
07	NSMS-S-GDR-007	Room 305/2, +11–11.18 m	$49_{-2700}^{\circ}; I_{+3000}$	3.16.61
	NSMS-S-NFD-007		$48_{+3000}^{\circ}; I_{+3000}$	
08	NSMS-S-GDR-008	SFP*, Room 505/3, +24.6 m	$44_{+2950}^{\circ}; I_{+2200}$	B.21.96
	NSMS-S-NFD-008		$44_{+2600}^{\circ}; I_{+2100}$	
09	NSMS-S-GDR-009	SFP, Room 505/3, +4.0 m	$44_{+1700}^{\circ}; K_{+1000}$	B.4.103
	NSMS-S-NFD-009		$44_{+2000}^{\circ}; K_{+1400}$	
10	NSMS-S-GDR-010	Room 210/6, +6.24–6.32 m	$47_{-1800}^{\circ}; I_{+2050}$	Ю.9.Д
	NSMS-S-NFD-010		$47_{-1800}^{\circ}; I_{+2400}$	
11	NSMS-S-GDR-011	Vault, Room 504/2, +15,0 m	$48_{-1700}^{\circ}; K_{-1000}$	3.15.Д
	NSMS-S-NFD-011		$48_{-1300}^{\circ}; K_{-1000}$	
12	NSMS-S-GDR-012	Vault, Room 504/2, +15,2 m	$47_{+900}^{\circ}; I_{+2200}$	3.15.B
	NSMS-S-NFD-012		$47_{+500}^{\circ}; I_{+2200}$	
13	NSMS-S-GDR-013	Room 305/2, +9,1 m	$47_{+1200}^{\circ}; I_{+1650}$	3.9.B
	NSMS-S-NFD-013		$47_{+800}^{\circ}; I_{+1650}$	

Continuation of Table 1

SA #	MC identifier in operating documents	Monitoring zone	DU center coordinate — monitoring point (axis; line)	Borehole or premises (room)
14	NSMS-S-GDR-014	Room 305/2, +9.10 m	$47_{-200}^{\circ}; \Pi_{-700}$	3.9Ч
	NSMS-S-NFD-014		$47_{-600}^{\circ}; \Pi_{-700}$	
15	NSMS-S-GDR-015	Room 305/2, 504/2, +14.7 m	$48_{-2600}^{\circ}; K_{+1500}$	3.15.Ж
	NSMS-S-NFD-015		$47_{+3000}^{\circ}; K_{+1500}$	
16	NSMS-S-GDR-016	Room CH**, +32.1 m	$48_{-1100}^{\circ}; \Pi_{+1600}$	3.22.Б
	NSMS-S-NFD-016		$48_{-1400}^{\circ}; \Pi_{+1600}$	
17	NSMS-S-GDR-017	Room under CH, +33.8 m	$42_{-1300}^{\circ}; K_{+1000}$	Room 818/2
	NSMS-S-NFD-017		$42_{-900}^{\circ}; K_{+1000}$	
18	NSMS-S-GDR-018	Room under CH, +33.3 m	$42_{-1300}^{\circ}; K_{+1000}$	Room 818/2
	NSMS-S-NFD-018		$42_{-900}^{\circ}; K_{+1000}$	
19	NSMS-S-GDR-19	Room under CH, +33 m	$40_{+500}^{\circ}; M_{-1500}$	Room 821/2
	NSMS-S-NFD-19		$40_{+900}^{\circ}; M_{-1500}$	

* Southern fuel storage pool, ** Central hall

Discussion and results

Machine data processing with the developed ASW enables to investigate GDR and NFD values dynamics, recorded by the NSMS equipment from 2018 to 2022 (Table 2), assess the features of its trends and determine the regression equations (Table 3).

The coefficient of determination (R^2) values (Table 3) were used as indicators of the goodness-of-fit of the applied model of machine approximation of data (trend) to the initial values of GDR and NFD. Based on the R^2 value defined for each MC, conclusions were made regarding the acceptability of using the obtained regression equation in predicting the behavior of GDR and NFD at the respective NSMS monitoring point in the following years.

Based on the analysis of the obtained data, it was established that the dynamics of GDR and NFD correspond to two main types, which are illustrated in Figs 1 and 2. The first type (see Fig. 1) is characteristic of the opposing trends in the change of control parameters: NFD gradually increases while GDR drops (MC01–07, 10, 12–14, 16). The second type (see Fig. 2) is characteristic of similar consistent changes where both NFD and GDR gradual-

ly and simultaneously drop (MC08, 09, 11, 15). In both forms of dynamics, there may be single anomalous results which significantly differ in amplitude, both higher and lower, compared to the predominant number of other results corresponding to a certain general tendency (trend).

The value of R^2 , estimated for the regression equation of NFD in MC10, 12, 13, 15, and 16, was found to be at a low or very low level (see Table 3), which requires acknowledging the estimated trends as not reliable enough and treat them as indicators of existing tendencies. The results obtained for the monitoring points of NSMS located in room 305/2 fully confirm the data [2–4] regarding the tendency for a gradual increase in NFD near the boundaries of the NHC FCM (see Table 2). At the same time, the regression equations provided in Table 3 made possible a quantitative description of the general trend in the change of GDR and NFD for the entire monitoring zone of NSMS in the premises of the NSC-SO. Comparing the above-mentioned distribution of monitoring points (by the type of dynamics) with the arrangement of MC detection units in the premises of the NSC-SO (see Table 1), the following conclusion can be drawn: in room 305/2, where the NHC FCM is localized or nearby in the adjacent rooms (MC01, 10, 12), GDR and NFD change

Table 2. GDR and NFD year average values for IAMS NSMS monitoring points ($m \pm \text{std}$)

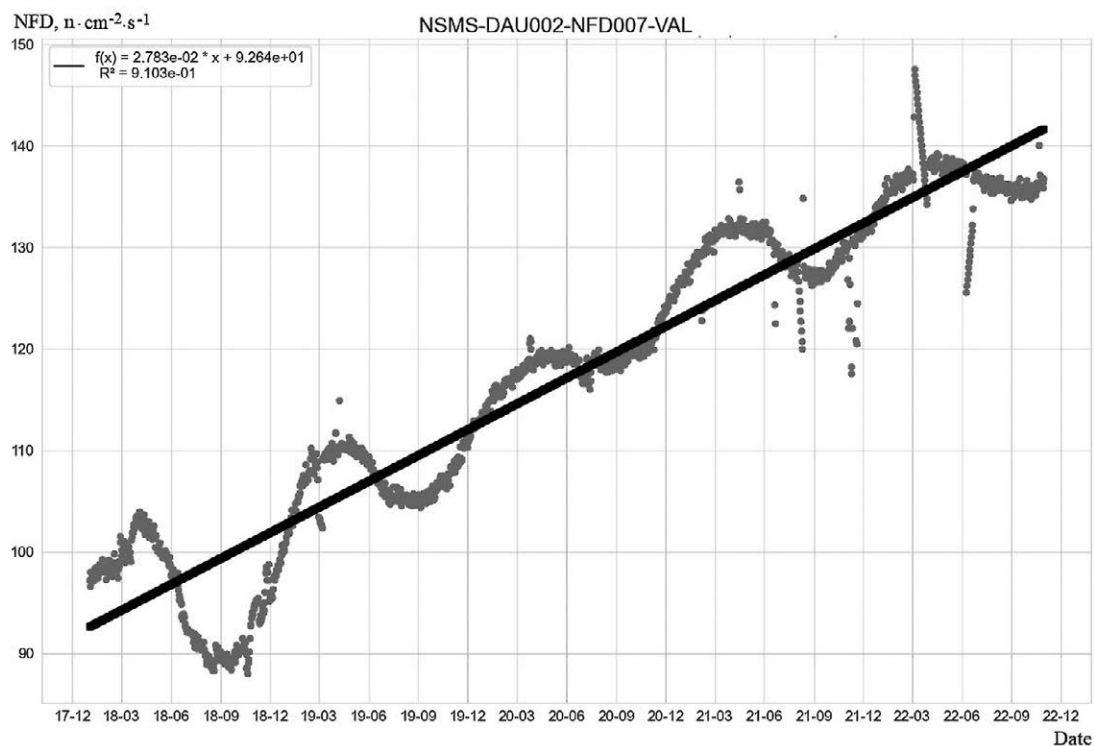
SA #	Control parameter	Monitoring period (year)				
		2018	2019	2020	2021	2022*
01	GDR	318.72 ± 1.53	313.42 ± 1.61	307.83 ± 1.70	302.23 ± 1.81	297.15 ± 1.39
	NFD	524.69 ± 19.23	534.75 ± 20.10	539.71 ± 19.67	542.66 ± 19.49	548.45 ± 18.66
02	GDR	51.52 ± 0.24	50.71 ± 0.31	49.68 ± 0.29	48.78 ± 0.32	47.88 ± 0.28
	NFD	12.08 ± 0.57	12.82 ± 0.62	13.29 ± 0.63	13.87 ± 0.65	14.37 ± 0.65
03	GDR	25.42 ± 0.09	25.29 ± 0.22	24.62 ± 0.12	24.22 ± 0.17	23.73 ± 0.09
	NFD	63.65 ± 2.84	68.13 ± 2.93	73.54 ± 3.22	78.69 ± 3.13	82.88 ± 3.43
04	GDR	133.83 ± 1.60	129.29 ± 0.94	125.88 ± 0.98	122.83 ± 0.92	119.98 ± 0.75
	NFD	366.71 ± 13.82	369.86 ± 13.60	372.70 ± 8.50	376.78 ± 5.84	383.33 ± 6.13
05	GDR	403.41 ± 2.81	399.75 ± 2.62	386.85 ± 5.55	386.01 ± 0.33	385.00 ± 0.37
	NFD	1515.6 ± 208.6	1976.8 ± 265.3	2519.5 ± 242.6	2734.9 ± 117.7	2654.4 ± 236.1
06	GDR	13.00 ± 0.14	13.03 ± 0.13	12.83 ± 0.09	12.53 ± 0.10	12.22 ± 0.08
	NFD	28.27 ± 1.05	28.99 ± 1.09	32.91 ± 1.47	36.62 ± 1.38	39.42 ± 1.41
07	GDR	1.012 ± 0.017	1.007 ± 0.006	0.992 ± 0.006	0.974 ± 0.006	0.958 ± 0.006
	NFD	95.32 ± 6.58	107.89 ± 5.62	118.58 ± 5.90	129.72 ± 6.32	136.94 ± 5.71
08	GDR	151.39 ± 5.02	145.28 ± 11.44	137.82 ± 8.40	131.22 ± 4.09	124.69 ± 1.92
	NFD	41.96 ± 0.10	41.23 ± 0.86	40.65 ± 0.88	40.08 ± 1.07	39.93 ± 0.87
09	GDR	1964.30 ± 18.75	1910.63 ± 16.71	1866.28 ± 16.29	1812.81 ± 17.40	1774.35 ± 12.44
	NFD	880.81 ± 43.92	865.49 ± 43.15	844.91 ± 44.99	836.40 ± 43.56	840.68 ± 43.76
10	GDR	196.62 ± 1.59	191.33 ± 16.82	180.14 ± 16.76	174.85 ± 6.25	170.50 ± 1.34
	NFD	323.37 ± 14.43	326.54 ± 60.98	332.67 ± 13.15	339.83 ± 12.44	344.88 ± 13.03
11	GDR	70.67 ± 0.77	69.14 ± 0.40	67.74 ± 0.49	66.44 ± 0.40	65.13 ± 0.29
	NFD	86.53 ± 3.01	87.82 ± 2.84	86.29 ± 3.50	84.71 ± 2.93	84.13 ± 2.91
12	GDR	28.58 ± 0.31	27.56 ± 0.16	27.16 ± 0.11	26.70 ± 0.14	26.22 ± 0.10
	NFD	26.44 ± 1.14	26.60 ± 1.01	27.49 ± 2.47	26.77 ± 1.05	26.92 ± 1.04
13	GDR	2.21 ± 0.03	2.19 ± 0.02	2.13 ± 0.02	2.09 ± 0.02	2.04 ± 0.01
	NFD	6.16 ± 0.91	7.11 ± 0.77	7.25 ± 0.50	7.19 ± 0.50	7.23 ± 0.51
14	GDR	22.47 ± 0.17	21.94 ± 0.16	21.31 ± 0.18	20.74 ± 0.16	20.26 ± 0.14
	NFD	116.89 ± 6.08	125.35 ± 6.63	133.85 ± 6.75	141.90 ± 5.93	146.11 ± 5.11
15	GDR	29.61 ± 0.12	29.15 ± 0.13	28.66 ± 0.14	28.21 ± 0.15	27.76 ± 0.11
	NFD	239.86 ± 8.74	239.31 ± 8.30	238.46 ± 8.16	238.51 ± 8.91	236.51 ± 8.27
16	GDR	85.32 ± 0.52	83.40 ± 0.51	81.69 ± 0.52	79.77 ± 0.53	78.12 ± 0.43
	NFD	31.13 ± 3.74	30.96 ± 3.05	32.14 ± 2.24	34.42 ± 2.94	35.23 ± 2.74

Notice. Units of measurement: GDR is measured in Roentgens per hour ($R \cdot h^{-1}$) and NFD is measured in neutrons per square centimeter per second ($n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$). The data for 2022 is provided up to the end of November.

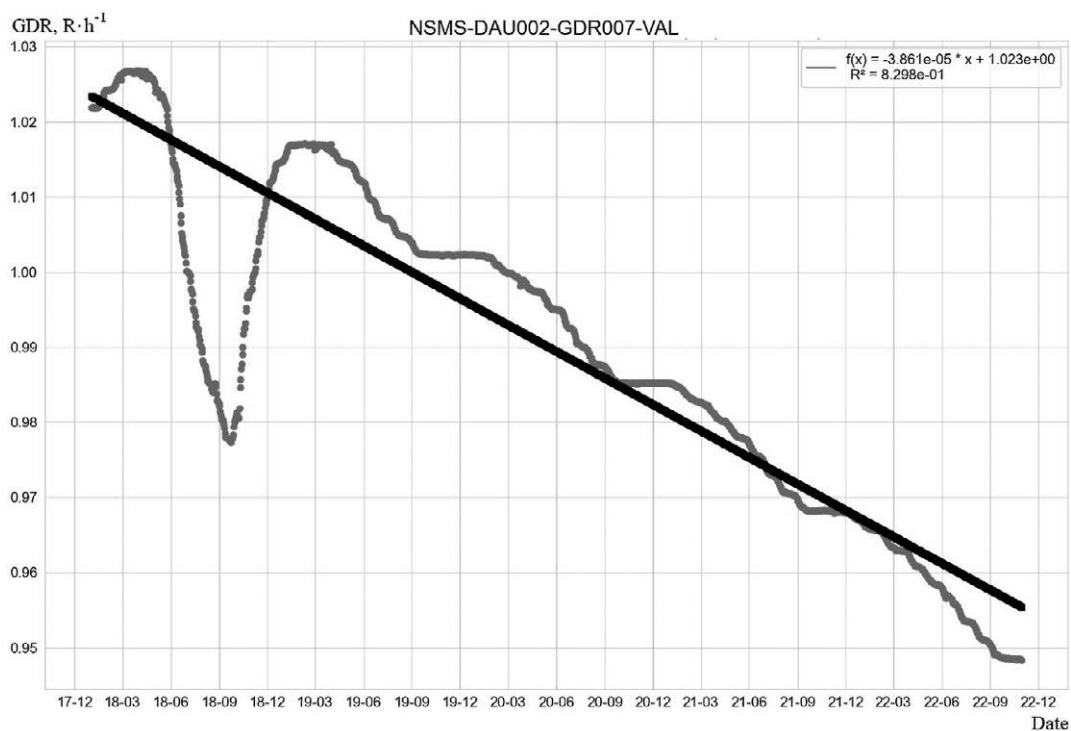
**Table 3. Results of the regression analysis and assessment
of relative annual average rate of change (drop or increase) for GDR and NFD (V_g , V_n)**

SA #	Control parameter	Regression equation and coefficient of determination		Relative annual average rate of change for GDR and NFD, %/year	
		Years 2018–2022	R ²	Years 2018–2022	Years 2019–2022
01	GDR	$-0.015 x + 321.6$	0.998	-1.7	-1.7
	NFD	$0.015 x + 524$	0.50	1.1	0.9
02	GDR	$-0.0026 x + 52.1$	0.99	-1.8	-1.9
	NFD	$0.0016 x + 12$	0.95	4.7	4.0
03	GDR	$-0.0012 x + 25.6$	0.99	-1.7	-2.1
	NFD	$0.014 x + 61.3$	0.97	7.6	7.2
04	GDR	$-0.0094 x + 134.7$	0.99	-2.6	-2.4
	NFD	$0.009 x + 366.1$	0.51	1.1	1.2
05	GDR	$-0.015 x + 406.3$	0.84	-1.1	-1.2
	NFD	$0.81 x + 1571$	0.71	18.8	11.4
06	GDR	$-0.0006 x + 13.2$	0.82	-1.5	-2.1
	NFD	$0.008 x + 26$	0.94	9.9	12.0
07	GDR	$-0.00005 x + 1$	0.83	-1.3	-1.6
	NFD	$0.028 x + 92.6$	0.91	11.0	9.0
08	GDR	$-0.02 x + 154$	0.66	-4.4	-4.7
	NFD	$-0.0016 x + 42.2$	0.77	-1.2	-1.1
09	GDR	$-0.14 x + 1991.8$	0.997	-2.4	-2.4
	NFD	$-0.034 x + 882$	0.50	-1.1	-1.0
10	GDR	$-0.018 x + 196.8$	0.40	-3.3	-3.6
	NFD	$0.018 x + 314.1$	0.10	1.7	1.9
11	GDR	$-0.004 x + 71.2$	0.99	-2.0	-1.9
	NFD	$-0.002 x + 88.1$	0.42	-0.7	-1.4
12	GDR	$-0.0016 x + 28.6$	0.97	-2.1	-1.6
	NFD	$0.0004 x + 26.7$	0.02	0.5	0.4
13	GDR	$-0.0001 x + 2.3$	0.97	-1.9	-2.3
	NFD	$0.0005 x + 6.6$	0.17	4.3	0.5
14	GDR	$-0.0016 x + 22.8$	0.999	-2.5	-2.6
	NFD	$0.021 x + 114.1$	0.98	6.2	5.5
15	GDR	$-0.0013 x + 29.8$	0.999	-1.6	-1.6
	NFD	$-0.003 x + 241.6$	0.15	-0.3	-0.4
16	GDR	$-0.005 x + 86.1$	0.999	-2.1	-2.1
	NFD	$0.0021 x + 31$	0.14	3.3	4.6

Notice. Units of measurement: GDR in $R \cdot h^{-1}$; NFD in $n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$; x — full day.

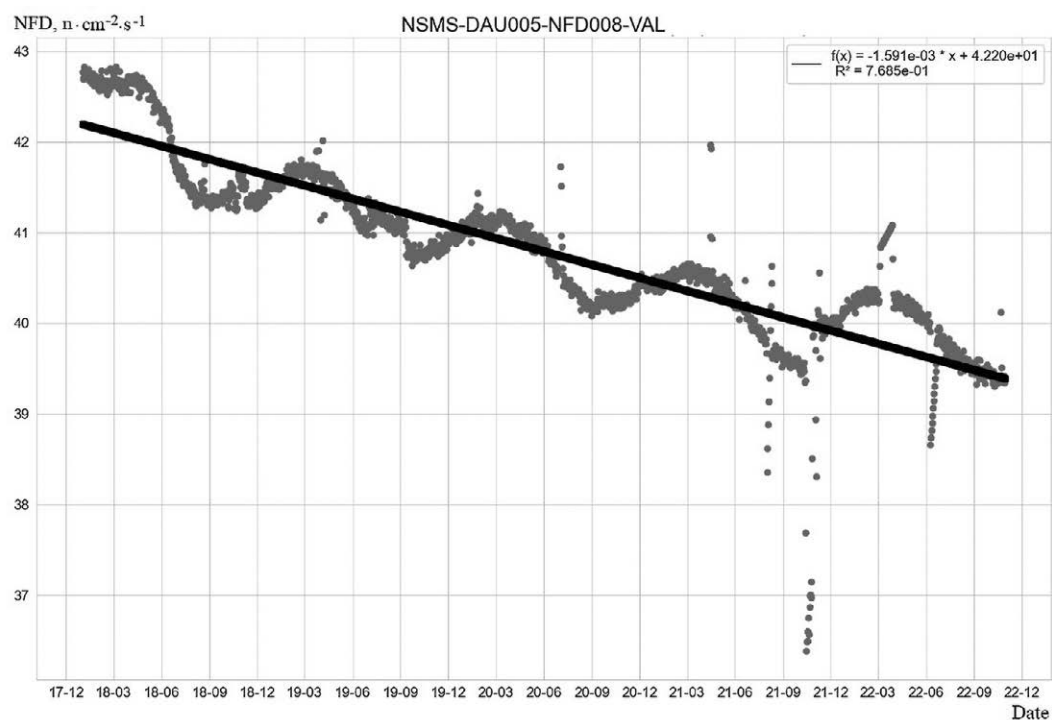


a

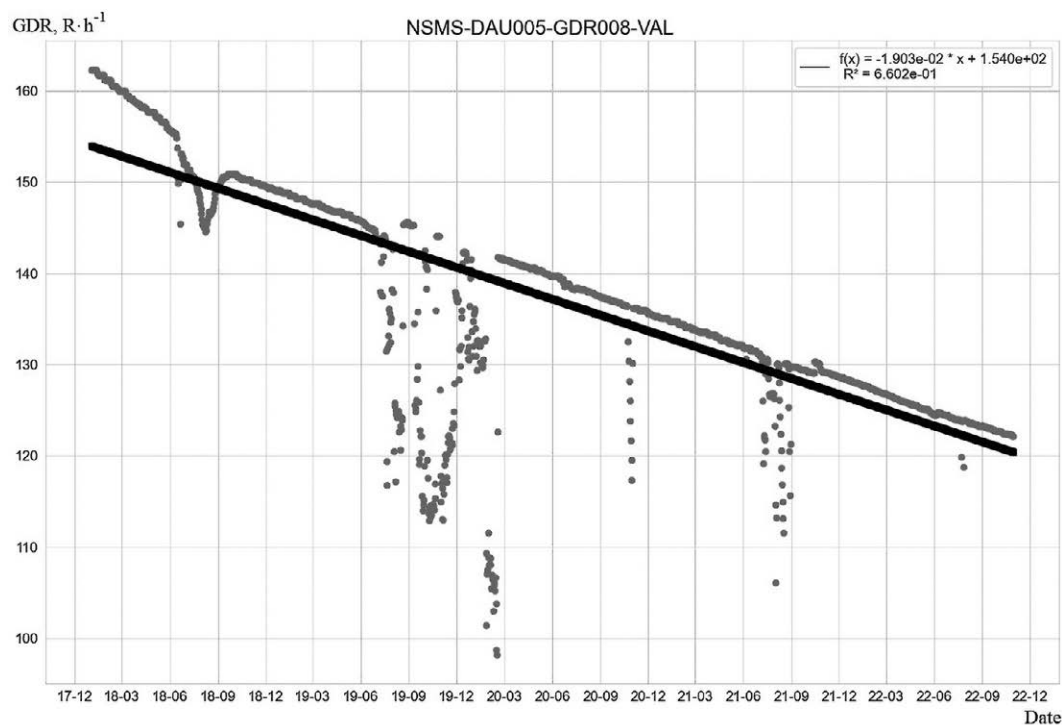


b

Fig. 1. Example of NSMS control parameters values dynamics of the first type according to the results of machine data processing: a — NFD, b — GDR. Trend graph and regression equation against the background of initial data for SA 07



a



b

Fig. 2. Example of NSMS control parameters values dynamics of the second type according to the results of machine data processing: a — NFD, b — GDR. Trend graph and regression equation against the background of initial data for SA 08

only according to the dynamics of the first type. The dynamics of the second type is not characteristic of this NSMS monitoring zone.

Table 3 shows the calculated results of the relative annual average rates of change in GDR (V_g) and NFD (V_n) for two monitoring periods as of the data presented in Table 2. These calculations were made to assess the reliability of the data under the assumption that since 2019, the impact of construction and commissioning works in the NSC-SO on the operation of the NSMS electronic units was minimized. However, the results of the data comparison presented in Table 3, indicated that the corresponding values of V_g or V_n for both periods did not significantly differ, with the exception of a few V_g values for MC05, 11, and 13. This provided grounds to conclude that the monitoring data for the period 2018–2022 do not contain gross errors accidentally left unfiltered by the ASW and are suitable for further analysis. To estimate the limits of possible ranges of V_g and V_n values, considering the existing discrepancies, the results for both periods were combined, and the following conclusions were drawn. Firstly, NFD is characteristic of both increase ($V_n > 0$) and slightly decrease ($V_n < 0$) over time. Secondly, the gradual increase in NFD observed in most monitoring points can be divided into three intervals by the value of V_n : $<1.9\%$ per year, $4\text{--}6.2\%$ per year, and $7\text{--}18.8\%$ per year. The highest growth rates of NFD (see Table 2) are observed in close proximity to the localization zone of NHC FCM in room 305/2. Thirdly, the opposite trend of slight NFD decrease ($|V_n| < 1.4\%$ per year) is found only for a few monitoring points, including MC08 and 09, whose detection units are located near the southern fuel storage pool (see Table 1). At the same time, for the NSMS monitoring zone near the southern fuel storage pool the NFD decreasing trend is constant and reliable (see Table 2, regression equations for MC08 and 09). Fourthly, unlike NFD, GDR is characteristic of a persistent decrease trend only (see examples in Figs 1.b and 2.b) and all MC can be grouped into three intervals of V_g values, %/year: <1.3 , $1.6\text{--}2.6$, and $3.3\text{--}4.7$. Moreover, for the monitoring points located near the boundaries of NHC FCM in room 305/2 (MC01–03, 05–07, 13, and 14), the average value of V_g is -1.7% per year, which is 1.4 times less than the decay rate of the ^{137}Cs radionuclide ($V_{Cs} = -2.28\%$ per year), based on the half-life of ^{137}Cs (30.1 years). In this case, ^{137}Cs was used as a stable marker, the law of radioactive decay of ^{137}Cs provides a sort of checkpoint against which the values of V_g calculated for different monitoring points were compared. As can be seen from Table 3, the highest V_g value is observed in MC08 located near the southern fuel storage pool. At the same time, in MC09, V_g almost coincides with V_{Cs} .

Another important aspect explored in the study is worth noting. Figs 3 and 4 present the results of the search for correlations between weekly average values of NSMS control parameters in different MC. The chosen method of presenting the report information in the form of pairwise correlation coefficients (CC) matrix allowed obtaining an integral characteristic of the degree of connection between GDR values (see Fig. 3) or NFD values (see Fig. 4) simultaneously for all monitored rooms of the NSC-SO for the monitoring period.

As seen in Fig. 3, the results of the regression analysis demonstrate a common trend from 2018 to 2022 for synchronous change (decrease) in GDR in all the rooms of the NSC-SO monitored by NSMS, with one exception (MC03). In contrast to GDR, the relationships pattern for NFD was not as consistent. However, based on the analysis of CC values, it is possible to clearly distinguish MC for which synchronous increase in NFD values is representative. First, this is a group of MCs with detector units installed near the localization zone of NHC FCM (with the exception of MC 13). Second, synchronous increase in NFD is observed not only within the abovementioned group of MC but also concurrently with the other MCs, whose detector units are installed at different elevation marks within the NSC-SO outside the room 305/2.

Therefore, the results presented above allow for a fairly confident assertion that NSMS monitoring points located near the NHC FCM exhibit synchronous increase in NFD. At the same time, the dynamics of GDR within this zone also have synchronous but opposite pattern. Detailed analysis of the revealed GRD and NFD dynamics features in NSMS monitoring points with annually recorded constant and significant increase in NFD shows that the value of V_g may be significantly lower than V_{Cs} (Fig. 5.a).

For a clearer understanding of the phenomenon not observed before, the monitoring points, where significant NFD growth ($V_n < 1.2\%$ per year) and the effect of V_g decline rate slowdown compared to V_{Cs} ($|V_g| \geq |V_{Cs}|$) were not detected, were excluded from the data sample depicted in Fig. 5.a. As seen, the regression analysis results represented in Fig. 5.b, hardly differ in terms of the functional dependence between V_g and V_n . Moreover, the approximating function in Fig. 5.b has high reliability ($CC = 0.96$ for $R^2 = 0.92$). In Fig. 6, the results depicted in Fig. 5.b are presented in a slightly different form, showing the functional dependence of the absolute difference between V_{Cs} and V_g ($A_v = V_{Cs} - V_n$) on the value of V_n . This representation provides a more visual demonstration of how the GDR decline rate slowdown compared to the decay rate of ^{137}Cs depends on the value of V_n , i. e., on the NFD increase. As mentioned earlier, this phenome-

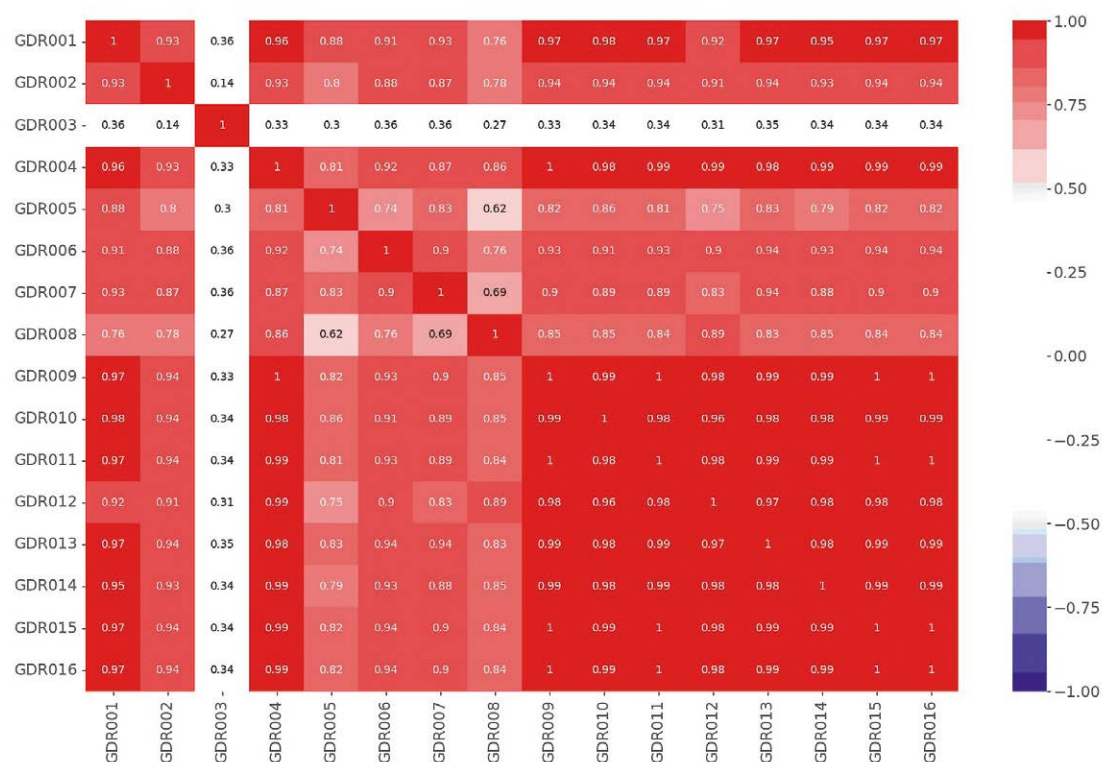


Fig. 3. Results of the NSMS data machine processing in the form of the pair CC matrix for weekly average GDR values in different MC (2018–2022 years)

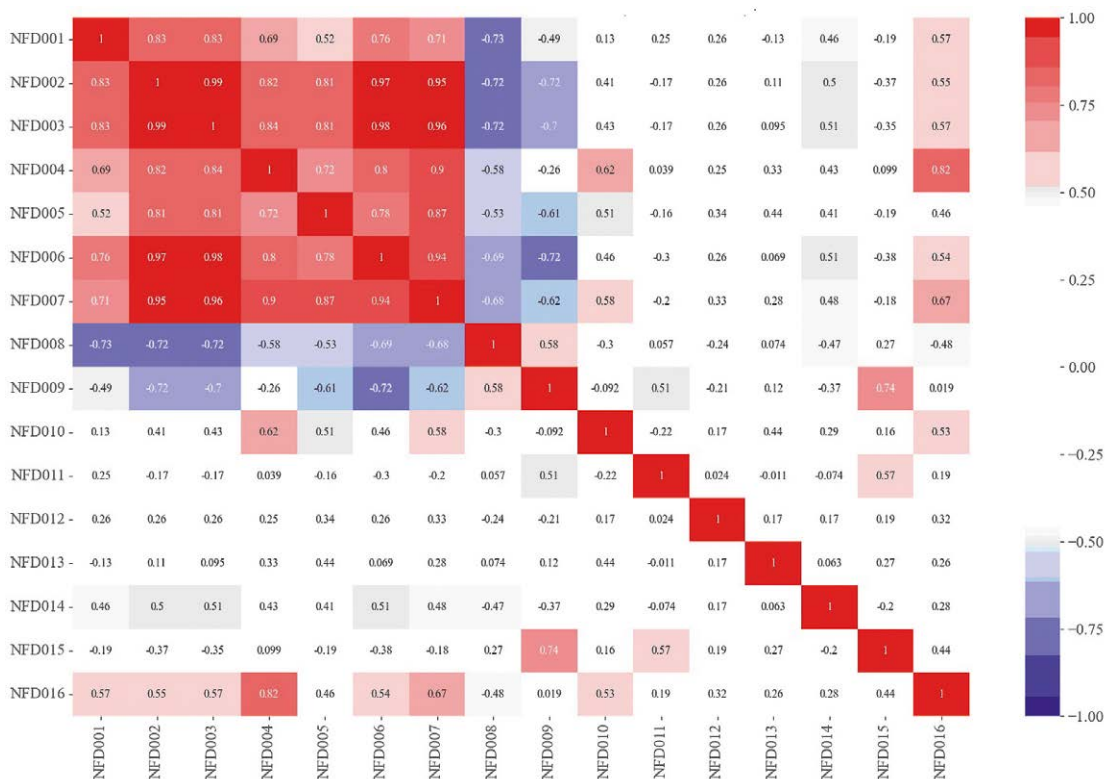


Fig. 4. Results of the NSMS data machine processing in the form of the pair CC matrix for weekly average NFD values in different MC (2018–2022 years)

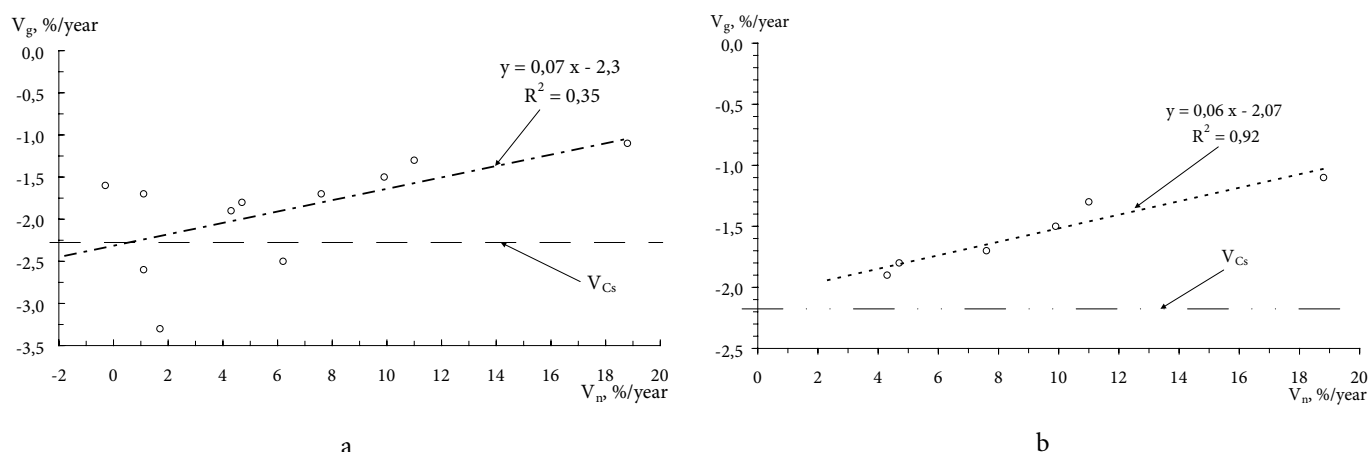


Fig. 5. Functional dependence between the rate of change in GDR and NFD: a — all the monitoring points are located near the boundaries of NHC FCM; b — monitoring points, where significant increase of NFD is observed

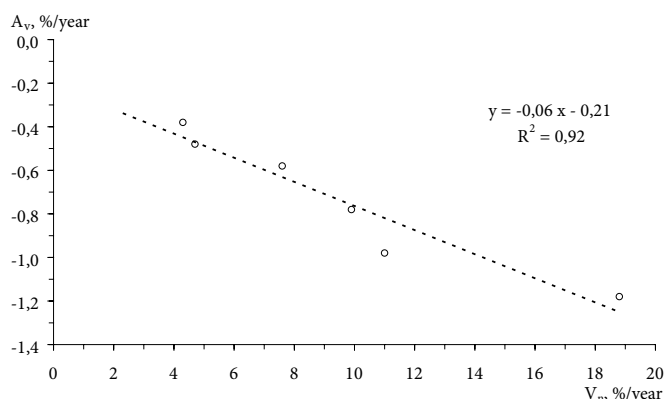


Fig. 6. The GDR decline rate slowdown compared to the decay rate of ^{137}Cs (A_v) dependent on the NFD (V_n) increase rate around the NHC FCM localization

non has not been observed before the NSC commissioning. Based on the data obtained for 2018–2022, there is no reason to believe that it may be characteristic of other areas within the NSC-SO. Therefore, it can be assumed that this phenomenon is specific to the NSMS monitoring zone around the boundaries of the NHC FCM localization.

Conclusions

The research conducted within this study made possible the determination and comparison of the general trends in GDR and NFD dynamics after the commissioning of the NSC. These trends were observed simultaneously for 16 measurement channels of the NSMS IAMS, with detection units located in different areas and at various elevation marks of the NSC-SO. Taking into account the latest data, it can be confidently stated that the dynamics of GDR and NFD can be categorized into two main types. The first type

features an increase in NFD alongside a gradual decrease in GDR, while the second type presents a similar change pattern for GDR and NFD, showing a simultaneous reduction in their average annual values.

The defined regression equations allowed for a quantitative description of the observed trends in GDR and NFD changes around the NHC FCM. A gradual decrease of GDR is observed in the NSC-SO. However, in the monitoring points in room 305/2, where significant annual increases in NFD are recorded, the dynamics of GDR, in terms of the decline rate, may be slower compared to the decay rate of the radionuclide ^{137}Cs : the greater mean annual rate of NFD growth in this monitoring zone, the slower GDR declines as compared to decay rate of ^{137}Cs radionuclide. The hypothesis put forward is solely based on the results of the statistical analysis of the NSMS data obtained from 2018 to 2022. It requires further in-depth investigation to determine the physical nature of the observed phenomenon.

References

1. Krasnov V. O., Nosovskyi A. V., Paskevych S. A., Rudko V. M.; A. V. Nosovskyi (ed.) (2021). *Obiekt "Ukryttia" v umovakh novoho bezpechnoho konfainmenta* [The Shelter Object in Conditions of the New Safe Confinement]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 344 p. (in Ukr.)
2. Saveliev M. V., Godun R. L., Pantin M. A., Skiter I. S., Sushchenko K. O. (2022). The nuclear safety monitoring system for fuel-containing materials located in destroyed Unit No. 4 of the Chornobyl NPP and proposals for its modernization. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, vol. 23, pp. 172–181.
3. Vysotskyi Ye. D., Godun R. L., Doroshenko A. O. (2018). [The dynamics of neutron activity and subcriticality level

- of a nuclear-dangerous cluster in the conditions of NSC-SO complex]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 30, pp. 78–86. (in Rus.)
4. Pavliuchenko M. I., Krasnov V. A. (2018). [Brief analysis of results of measured neutron flux density and gamma dose rate in borehole Ю.12.78 of the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 31, pp. 104–108. (in Ukr.)
 5. Vysotskyi Ye. D., Sushchenko K. O., Godun R. L. (2020). [Expert assessment of the current criticality level of clusters of fuel-containing materials after the New Safe Confinement installing]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 1 (16), pp. 49–56. (in Rus.)
 6. Saveliev M. V., Mykhailov O. V., Sushchenko D. O. (2022). [Machine analysis of exposure dose rate and neutron flux density dynamics in the Shelter object according to the data from the nuclear safety monitoring system]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 3 (25), pp. 24–32. (in Ukr.)
 7. IAMS-OVER-ZS-1103-E. *Technical Design*. Explanatory Note, 2005.

**О. В. Михайлов, М. В. Савельєв, К. О. Сущенко,
В. В. Дмитришин**

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

**Особливості динаміки щільності потоку
нейтронів та потужності експозиційної
дозы γ-випромінювання в об'єкті «Укриття»
Чорнобильської АЕС після введення нового
безпечного конфайнмента в експлуатацію**

Проведено аналіз даних системи контролю ядерної безпеки інтегрованої автоматизованої системи контролю (СКЯБ ІАСК) та досліджено загальні тенденції зміни щільності потоку нейтронів (ЩПН) та потужності експозиційної дози (ПЕД) γ-випромінювання у приміщеннях об'єкта «Укриття» (ОУ) після введення комплексу нового безпечного конфайнмента (НБК-ОУ) в експлуатацію. Зроблено висновки щодо особливостей формування динаміки ЩПН та ПЕД у різних точках контролю СКЯБ ІАСК навколо ядерно-небезпечних скупчень паливовмісних матеріалів (ЯНС ПВМ), локалізованих у приміщенні 305/2 комплексу НБК-ОУ. Визначені тренди зміни параметрів контролю СКЯБ описано за допомогою рівнянь регресії. Проведено порівняння середньорічної швидкості зменшення ПЕД у різних приміщеннях комплексу НБК-ОУ зі швидкістю розпаду радіонукліда ^{137}Cs . Визначено, що у точках контролю СКЯБ, де щороку після введення в експлуатацію НБК реєструється значне зростання ЩПН, одночасно спостерігається суттєве уповільнення середньорічної швидкості зменшення ПЕД порівняно зі швидкістю радіоактивного розпаду ізотопу ^{137}Cs . Запропоновано рівняння регресії, яке кількісно пов'язує уповільнення зменшення ПЕД залежно від збільшення ЩПН у точках контролю СКЯБ ІАСК навколо зони локалізації ЯНС ПВМ.

Ключові слова: Чорнобильська АЕС, новий безпечний конфайнмент, об'єкт «Укриття», щільність потоку нейтронів, потужність експозиційної дози, регресійний аналіз, коефіцієнт кореляції.

Надійшла 16.03.2023

Received 16.03.2023

O. V. Balan, S. H. Brylka, S. S. Pidbereznyi, V. M. Rudko

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

Peculiarities of the Shelter Object Individual Unstable Structures Dismantling

Keywords:

the Shelter Object,
New Safe Confinement,
main cranes system,
mobile instrumental platform,
unstable structures,
work area,
technological solutions

The design and construction of the Shelter Object was carried out in a record short time in extreme radiation hazardous conditions, which did not allow the object to be constructed in accordance with the rules and regulations for the design of not only nuclear installations or facilities for radioactive waste management, but also as ordinary industrial buildings. According to the results of on-site inspections and calculated assessments of the technical state of the Shelter Object building structures, which were carried out throughout its existence, structures with an unacceptably high probability of collapse (so-called unstable structures) were identified. Urgent stabilization measures implemented in 2004–2008 provide an acceptable safety level of the Shelter Object in terms of the short-term operation period of its stabilized building structures. In the future, the problem of unstable structures should be resolved by dismantling them inside the New Safe Confinement (NSC). The list of unstable building structures of the Shelter Object, which are subject to dismantling, was determined during the research implementation within the framework of the Shelter Implementation Plan [2, 3]. A main cranes system (MCS) is provided in the NSC for dismantling the Shelter Object unstable structures. The main characteristics of the MCS are given. It is shown that the dismantling of most unstable structures can be carried out using MCS in the reverse sequence of their installation during the Shelter Object construction. However, the dismantling of some structures requires additional equipment and special preliminary work. These include the Mammoth Beam, the weight of which exceeds the carrying capacity of the MCS, and the units of shields-sealers, which are located outside the MCS operating area. Technological solutions are proposed for the Mammoth Beam dismantling by installing a temporary support in the middle part of the beam span in order to cut it into two parts that can be alternately dismantled by the MCS, as well as technological solution for dismantling the shields-sealers units using a special traverse.

Introduction

The necessity to dismantle the unstable structures of the Shelter Object is driven by a series of reasons: [1]:
the possibility of these structures collapsing, even in conditions of operation inside the New Safe Confinement

(NSC), is high enough and will keep on increasing each year;

in case of a potential collapse of the unstable structures, radioactive dust and aerosols will be intensively resuspended, leading to significant radioactive contamination of the structures and technological systems of the NSC, which

© O. V. Balan, S. H. Brylka, S. S. Pidbereznyi, V. M. Rudko, 2023

therefore will worsen the radiation situation and lead to additional irradiation of the operating personnel, as well as cause the need for costly decontamination works;

the collapse of unstable structures will have negative environmental consequences, since a certain part of radioactive substances will be released outside the NSC through the ventilation system and gaps;

the collapse of the Shelter Object unstable structures onto the damaged structures of the fourth power unit can trigger their further collapse and lead to the destruction of existing engineering barriers around the clusters of fuel-containing materials (FCM), which will have adverse effects on the level of nuclear and radiation safety;

the collapse of unstable structures will subsequently create challenges in the activity of the Shelter Object transformation, as it will limit the approach to FCM for its further transferring to controlled state, including retrieval.

Unstable structures subject to dismantling

The list of the Shelter Object unstable building structures subject to dismantling was specified during the studies within the framework of the Shelter Implementation Plan [2, 3]. Considering the technical state of the unstable structures, their dismantling was suggested to be carried out in two stages: the so-called “early” dismantling and “delayed” dismantling.

“Early” dismantling is the first stage of the unstable structures high-priority dismantling works, which should start immediately after the commissioning of the New Safe Confinement (NSC).

“Delayed” dismantling is the second stage of the unstable structures dismantling work, which should start straight after the completion of the first stage.

The unstable structures subject to “early” dismantling include metal structures forming the external outline shell of the Shelter Object (Fig. 1), as well as piped roof sheathing, the Octopus Beam, the Mammoth Beam, the Mammoth Beam supporting structures, blockages on the deaerator stack and emergency slabs of its surface. The rest of the unstable structures, such as beams B1 and B2, blockages and ceiling slabs above room 805/3, the Dog House three-dimensional unit and other structures, are classified for “delayed” dismantling (Fig. 2).

NSC main cranes system

The NSC main crane system (MCS) facilitates the execution of operations for the dismantling of unstable structures within the Shelter Object located within its operational zone.

The MCS includes the following primary equipment: two bridges, each with a length of 96.0 meters, and three trolleys: a standard load trolley with a lifting capacity of 50 tons, a special safe trolley with a lifting capacity of 50 tons, and a load trolley equipped with a mobile instrumental platform (MIP).

The crane bridges move along the tracks on the under-crane rails and have a suspended structure. Since the bridge has considerable length (96 meters), each of the bridges moves on six under-crane rails. The length of each under-crane rail is 150 meters. The crane bridges

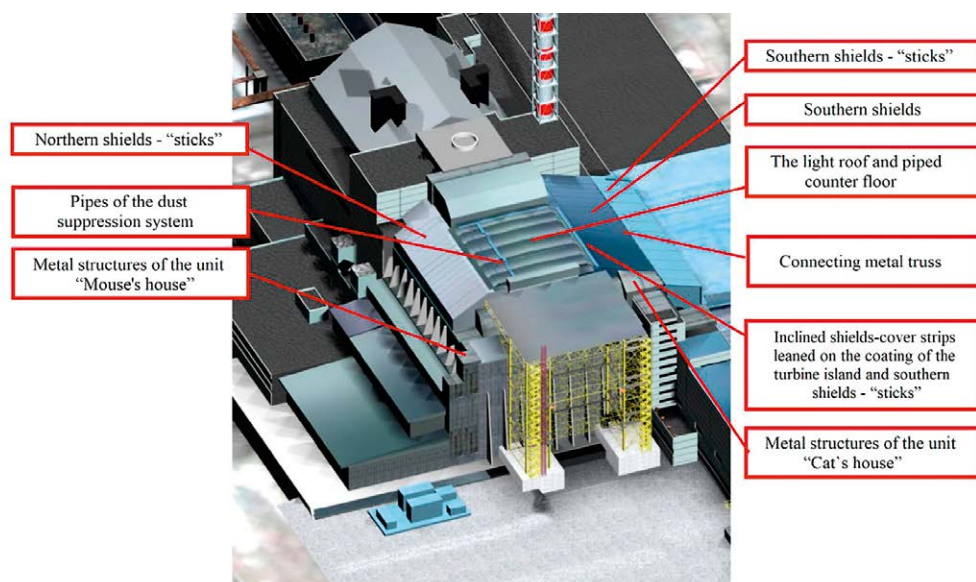


Fig. 1. Structures subject to “early” dismantling

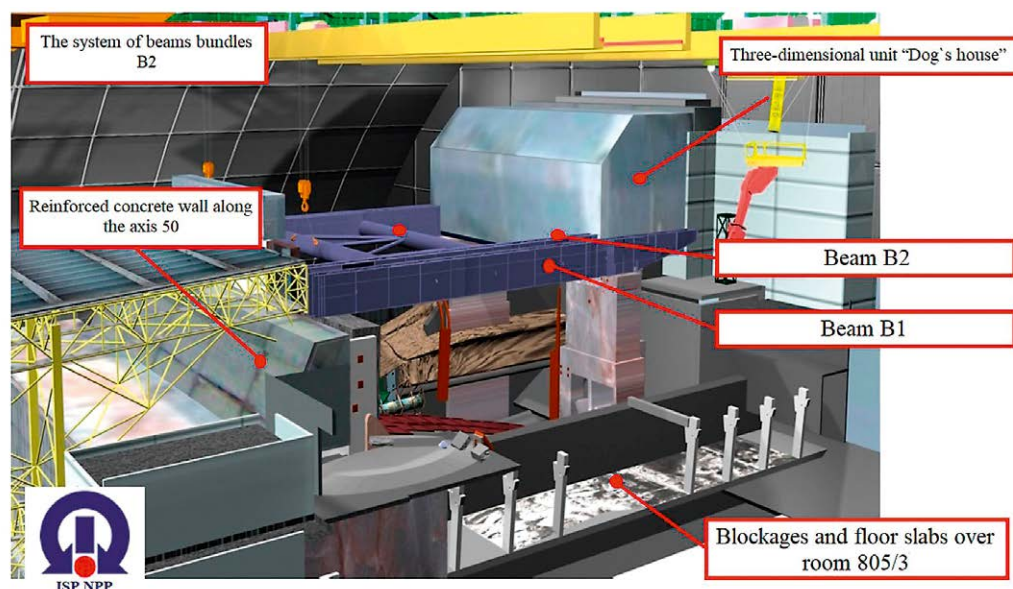


Fig. 2. Structures subject to “delayed” dismantling

move in an east-west direction, while the trolleys move in a north-south direction (Fig. 3).

A load trolley fitted with MIP is equipped with a special rigging system. The MIP consists of an upper and lower platform (Fig. 4). The lower platform of the MIP is equipped with a device for attaching a manipulator (mechanical arm) capable of performing technological operations using changeable tools and attachments.

Dismantling of the Shelter Object unstable structures

In accordance with the decisions adopted in reference [3], the dismantling of unstable structures of the Shelter Object should be carried out with the involvement of the NSC main cranes system in a sequence reverse to their assembly during the construction of the Shelter Object. This approach entails the following technological sequence for the “early” dismantling of the Shelter Object unstable structures:

- connecting metal truss;
- inclined unites of shields-sealers;
- southern stick shields;
- pipelines of the dust suppressing system over the light roof;
- light roof over the piped roof sheathing of the central hall;
- southern shields;
- the Cat House unit metal structures;
- two parts of the Mammoth Beam with prior instal-

- lation of an additional supporting structure;
- the Mammoth Beam additional supporting structure;
- four parts of the Octopus Beam;
- the Mammoth Beam western metal supporting structure;
- the Mammoth Beam eastern supporting structure metal frame;
- the Mammoth Beam eastern supporting structure;
- blockages on the deaerator stack at the level 38,600;
- parts of the platforms of the Mammoth Beam and the Octopus Beam supporting structures;
- floor slabs of the deaerator stack at the level 38,600;
- northern stick shields;

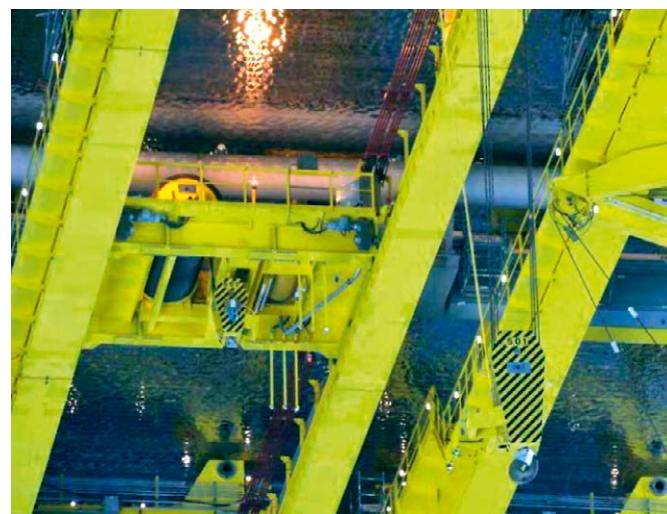


Fig. 3. MCS general view



Fig. 4. Load trolley fitted with MIP

the Mouse House unit metal structures;
piped roof sheathing above the central hall.

First and foremost, it should be noted that the unstable structures dismantling works will be carried out under challenging conditions inside the Shelter Object, primarily due to the high radiation levels within all work areas (WA), which may even increase along with gradual removal of shields and roof blocks [4].

Furthermore, to prevent the entry of atmospheric precipitation into the building of the Shelter Object, gaps between the metal shields and roof blocks were sealed with metal plate sealers. These sealers are affixed to metal structures and completely block neighboring elements. Therefore, to separate each shield and each three-dimensional unit during dismantling, the sheet sealers must be removed or cut.

It is expected that a specific set of tasks related to the dismantling of the unstable structures will be performed using the NSC crane and a remotely controlled manipulator along with mobile instrumental platform with tools. However, for the execution of certain technological operations, personnel will also be involved. Workers will be transported to the WA in a protective, shielded cabin, which is carried by one of the NSC cranes. To perform operations related to reconnaissance, rigging security control, and, in some cases, cutting or structures rigging, workers will need to be delivered directly to the structure being dismantled.

It should be noted that the dismantling of the Shelter Object unstable structures will pose certain challenges, considering the fact that the DEMAG boom type cranes used during the accident cleanup period for the Shelter Object structures erection, had higher lifting capacity compared to the technical specifications of the NSC

cranes. Furthermore, the maneuverability of those cranes cannot be compared to the specifics of working within the confined space of the NSC arch.

As previously mentioned, the dismantling of the Shelter Object unstable structures is to be carried out using the MCS cranes in a reverse sequence to their erection. However, the dismantling of some unstable structures will have specific features that significantly complicate these tasks. This research outlines the characteristics of dismantling structures that go beyond the traditional algorithm of “unlocking — rigging — dismantling.” Thus, this research focuses on the structures requiring the involvement of additional equipment and preparatory work, as well as specific approaches, primarily related to the current state and geometry of the structures.

Additionally, it should be considered that after moving the NSC arch into its operational position, practically all potential work areas for dismantling are completely dark. Despite the fact that MCS cranes are equipped with lighting devices for safe work in each area, it will be necessary to install temporary lighting networks.

Peculiarities of the Shelter Object Individual Unstable Structures Dismantling

The most challenging task in terms of radiation risks, engineering support, and practical execution is the dismantling of the Mammoth Beam.

The Mammoth Beam is located between axes 40–51. The total length of the Mammoth Beam is 70 meters, with a distance between the centers of supporting structures measuring 54 meters. The beam's weight is 127 tons. The beam is supported by a metal western supporting structure located between axes 50–51 and an eastern concrete supporting structure located between axes 41–42. The diagram of the Mammoth Beam is shown in Fig. 5.

It should be noted that the two branches of the Mammoth Beam serve as a supporting platform for almost all the roof shields of the Shelter Object southern roof area, which need to be dismantled before starting works on the beam. Therefore, the southern stick shields, light roof three-dimensional units, southern shields and the Cat House three-dimensional unit will be dismantled beforehand. The light roof three-dimensional units do not rely on the Mammoth Beam but also need to be dismantled, as they overlap the upper part of the southern shields. All the mentioned elements of the Shelter Object southern roof area will be dismantled using the NSC main cranes system. Computer models of such dismantling are shown in Figs 6–9.

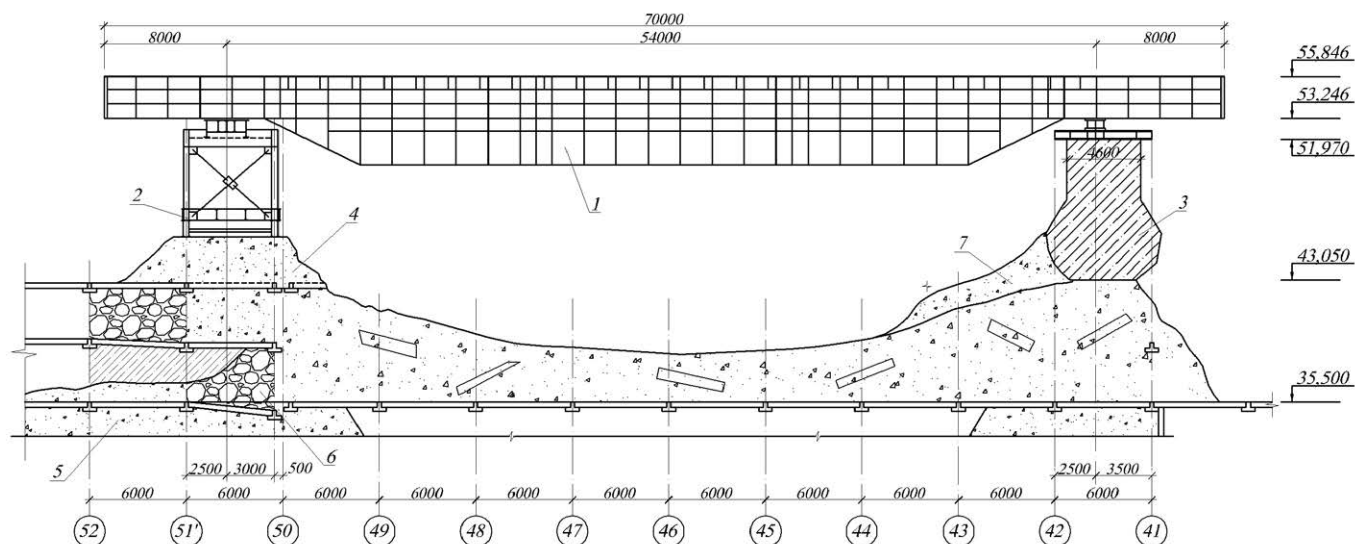


Fig. 5. The layout of the Mammoth Beam: 1 — the Mammoth Beam; 2 — western supporting structure; 3 — eastern supporting structure; 4 — building materials debris, reinforced with concrete at the supporting structures; 5 — concreted premises of the deaerator stack; 6 — concrete bags; 7 — supporting structure concrete reinforced rock installation

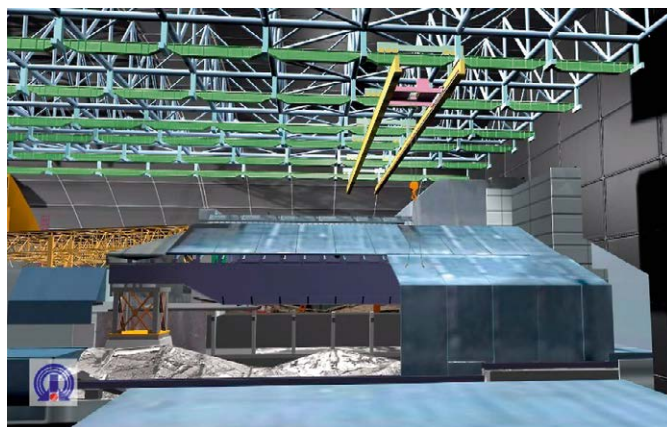


Fig. 6. Stick shields dismantling

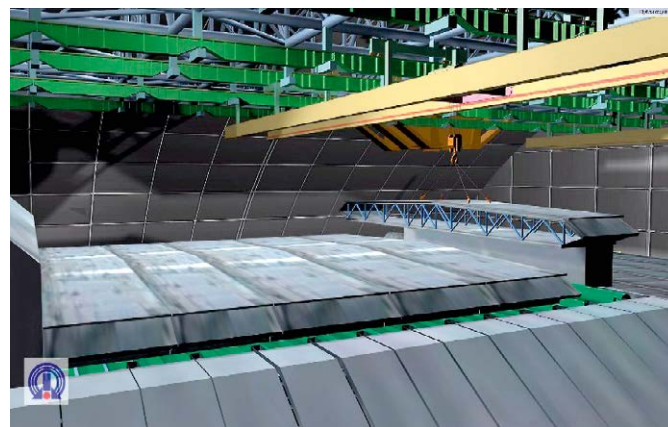


Fig. 7. Light roof three-dimensional units dismantling

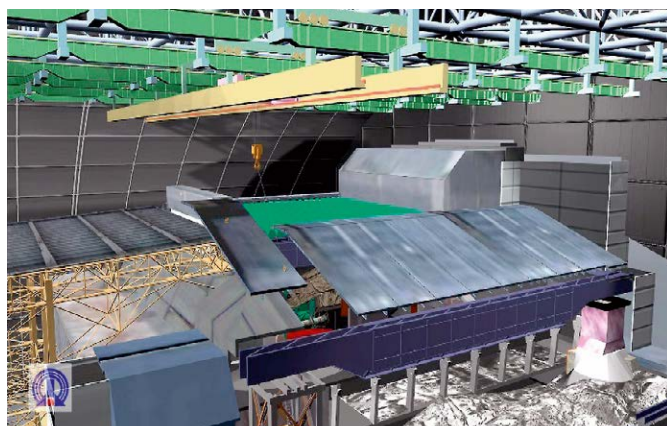


Fig. 8. Southern shields dismantling

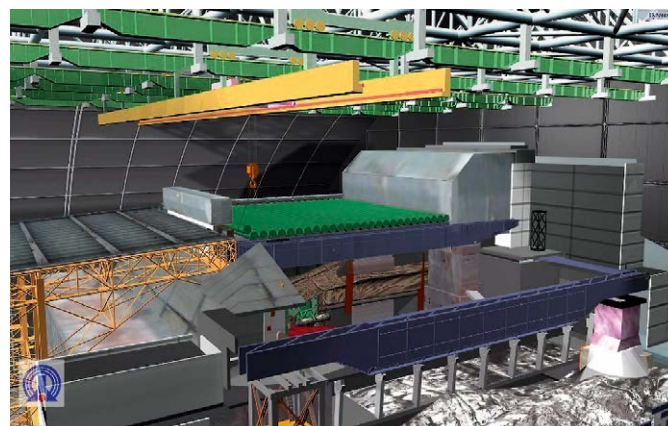


Fig. 9. The Cat House unit dismantling



Fig. 10. Debris at the place of the Mammoth beam temporary support installation



Fig. 11. Current state of the debris at the place of the Mammoth beam temporary support installation

The primary challenge in dismantling the Mammoth Beam is the inability to move it as a whole structure using the NSC cranes. Therefore, it is necessary to cut the beam into two parts. To carry out the cutting operation, a special temporary support must be installed under the Mammoth Beam near its midpoint. After cutting the Mammoth Beam, the length of its western part will be 38.5 meters with a weight of 71 tons, and the length of the eastern part will be 31.5 meters with a weight of 56 tons. It's worth noting that the space between the supports of the Mammoth Beam and between axes B-C-D is filled with debris from damaged construction structures (Figs 10 and 11). The height of the debris accumulation, in some places, reaches up to 4 meters. Therefore, the installation of the temporary support must be preceded by debris removal.

Installation of a temporary support for the Mammoth Beam is a complex task, primarily due to the need to position it under the beam of more than 3 m wide. Additionally, its resting on the emergency deaerator stack floor slab is not possible based on load-bearing capacity considerations. Therefore, more robust structures, such as surviving sections of reinforced concrete walls along axes B, C, and D, should serve as the foundation. Given the distance between axes B, C, and D, the length of the temporary support will be approximately 19 m, with a width of no less than 6 m and a height of up to 12 m. Large dimensions of the temporary support substantially complicate its installation and the issue of its positioning under the beam remains open. Therefore, it is necessary to install the temporary support in parts. In other words, the support should consist of a stationary part that serves as the base and transfers the load to the surviving walls, as well as a movable part that can be maneuvered under the Mammoth Beam. The layout of the lower stationary

part of the Mammoth Beam temporary support is shown in Fig. 12.

The proposed structure of the temporary support for the Mammoth Beam should consist of several main elements:

- the lower, stationary part, installed at mark of 38.600, will rest on the prepared areas of the walls along axes B, C, and D. This part of the support is a rigid framework structure made of rolled metal, which includes rails or slide guides at the center of the supporting structures.

- the middle part of the temporary support will include a structural post (tower) with hydraulic jacks attached, used to move the upper part of the post;

- the lower part of the post will be equipped with pairs of rollers/wheels or sliding skids (similar to the principle of a bridge crane trolley). Additionally, electric drive mechanisms of the rollers/wheels or sliding skids, moving the post along the lower base from the installation point to the point of beam support, as well as systems for motion control, jack control, video monitoring, etc. will be located in the lower part of the support.

The upper part of the support (platform) will consist of independent cradle structures (pads) raised by jacks to support the lower part of the beam and hold it in place. These independent pads can compensate for the torque of the beam and adjust the uncertainty regarding the dimensions and elevations of the lower parts of the Mammoth Beam branches.

This design ensures the stability and precise maneuvering of the Mammoth Beam temporary support during the dismantling process.

The assembly of the Mammoth Beam temporary support should be carried out using the NSC main cranes system as follows:

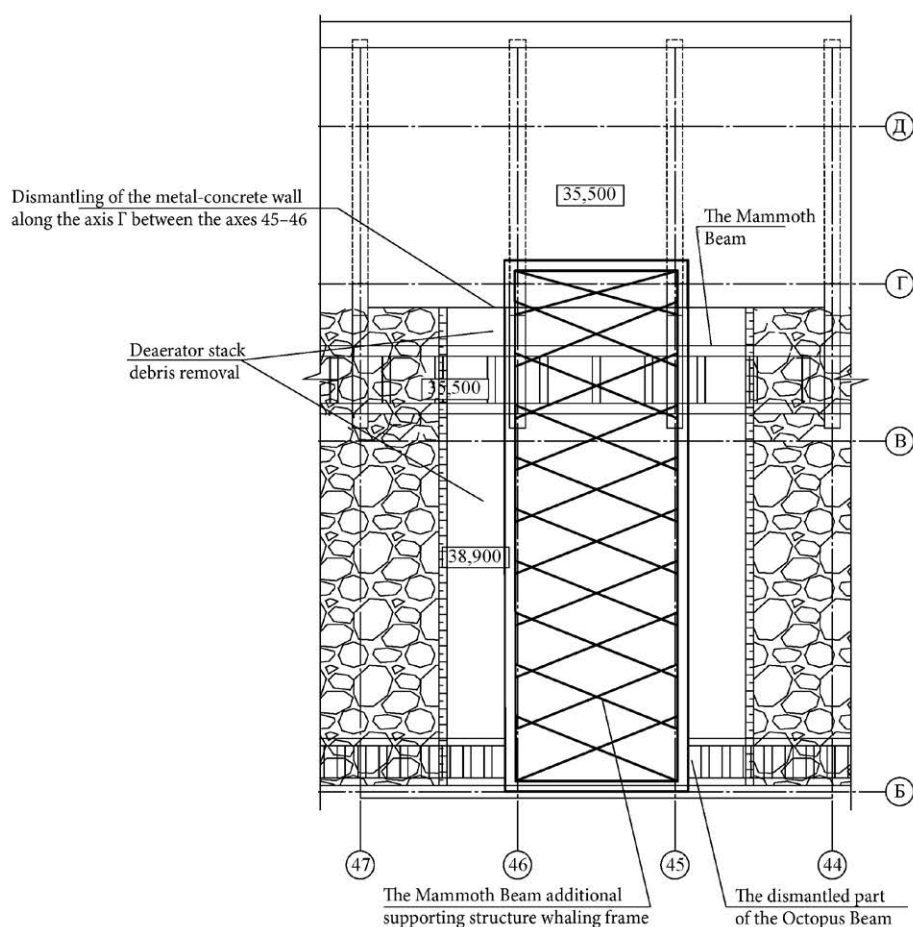


Fig. 12. Layout of the lower stationary part of the Mammoth Beam temporary support

the NSC crane delivers the lower stationary part of the temporary support to the WA in the west-east direction and turning it by 90° positions it under the beam, proceeding with its installation on the prepared areas of the walls along axes B, C, and D;

the NSC crane delivers the middle movable part of the temporary support to the WA and performs the operation to lower it until the rollers/wheels are in contact with the rails or guides of the lower stationary part;

the NSC crane is used to transport personnel to the WA, where work is carried out (including electrical fitting, wiring and adjusting) to prepare the middle movable part of the temporary support for movement to its designed position.

With the engagement of the automated control system from the central control panel of the NSC or by using a local control panel, the middle movable part of the temporary support is moved to its designated position under the beam. The upper platform with stabilizing pads, aided by the jacks, securely supports the beam. In case of using a local control panel, there should be a stationary cabin for operators in the lower part of the movable temporary

support, equipped with reliable protection against ionizing radiation.

Once the temporary support is in place, the dismantling of the metal structures of the Mammoth Beam can proceed according to the defined scenario.

Preparatory works:

the NSC crane delivers a container with tools and elements needed for access paths laying and temporary electrical networks installation to the Mammoth Beam WA;

the NSC crane delivers personnel to the Mammoth Beam to carry out the installation of access paths, temporary electrical networks, and lighting;

the western NSC crane in the Mammoth Beam WA delivers a container for debris removal, equipped with special supports for safe installation on an uneven surface;

the eastern NSC crane with MIP and a manipulator equipped with a special gripper is used to disassemble fragments of building structures in the passageway between axes B-D, 45–47 down to the mark 38.200 (floor slab above the deaerator stack). Debris is removed by loading it into the container and subsequently removed out of the WA for

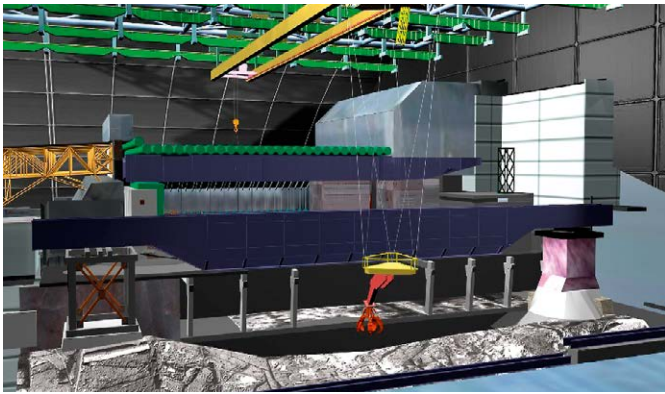


Fig. 13. The eastern NSC crane with MIP and a manipulator equipped with a special gripper disassembles fragments of building structures

further handling. Along with clearing debris, the cutting and dismantling of emergency reinforced concrete columns is carried out along axes 45 and 46 (Fig. 13);

the NSC crane with MIP and a manipulator equipped with a special device is used to cut concrete walls along axes B and D down to the mark 38.600. Along the axis B, cutting and further dismantling of the Octopus Beam section between axes 45–47 is performed, as well as clearing the wall section along axis B down to the mark 38.200;

structural investigations of the DS structures and their load-bearing capacity are carried out in the passageway where the temporary support is to be installed, and reinforcement works are performed as necessary;

wall surfaces down to the mark 38.600 in the passageway between axes B-D, 35–37, are reinforced and levelled by installing metal beams and concreting.

Main works:

using the NSC crane, the lower stationary part of the

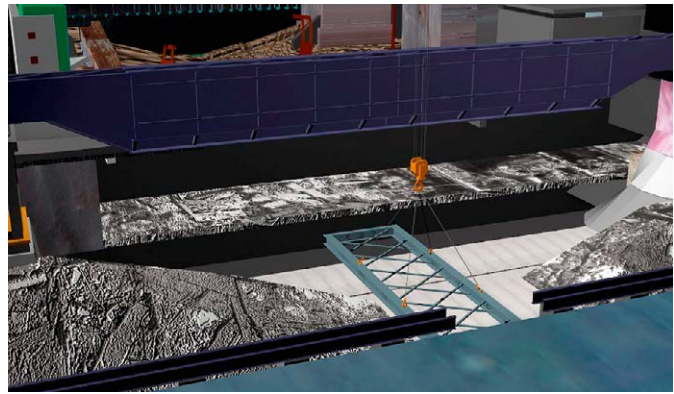


Fig. 14. Using the NSC crane, the lower stationary part of the Mammoth Beam temporary support is set in its design position on prepared wall supports

Mammoth Beam temporary support is transported to the WA and set in its design position rested on prepared wall supports along axes B, C, and D (Fig. 14);

the NSC crane delivers the middle movable part of the temporary support to the WA and installs it on the lower stationary part (Fig. 15);

the NSC crane delivers personnel to the Mammoth Beam temporary support, to check the correct alignment of the parts, connect electrical drives, and set the movable part in the design position under the beam;

due to the action of the jacks, the upper part of the support (platform) with independent cradles supports and reliably fixes the branches of the Mammoth Beam, the branches will keep fixed by the platform arresting devices within the entire period of work (Fig. 16);

the NSC crane with MIP and a manipulator equipped with a special air-plasma device are used for transverse cutting of the northern and southern branches of the Mammoth

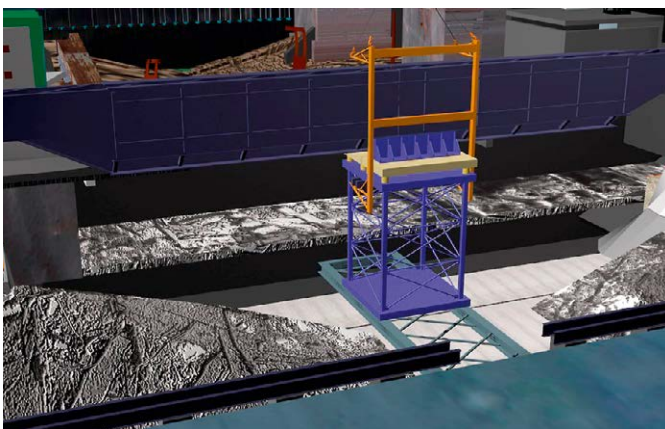


Fig. 15. Using the NSC crane, the middle movable part of the temporary support is installed on the lower stationary part



Fig. 16. The middle movable part of the temporary support is moved along the stationary part and set in the design position under the beam

Beam. The entire process is monitored by video surveillance equipment, and it also performs the final control of the cutting point to confirm the detachment of the parts (Fig. 17);

two NSC cranes equipped with special grips collaborate to approach the Mammoth Beam, fix the western cut part, and, after verifying the reliability of the retention, remove it out of the WA for further handling. The eastern part of the beam is dismantled in the same way (Fig. 18).

Dismantling the parts of the Mammoth Beam temporary support follows the sequence reverse to its installation.

The dismantling of inclined units of shields-sealers located in the southern roof part of the Shelter Object also requires the implementation of non-standard tech-

nological solutions. The complexity of their dismantling is due to their location outside the operating zone of the NSC cranes.

Figs 19 and 20, show the location of these inclined shields-sealers on the Shelter Object roof immediately after its erection in 1986 and their state before the NSC installation in design position.

Since the inclined shields-sealers are located outside the operating zone of the NSC cranes, additional equipment should be used for their dismantling. A balancing traverse attached to the NSC crane hook expanding its lifting range could serve this purpose.

As an option, the balancing traverse may be designed as an extended frame with a suspension device and a hook

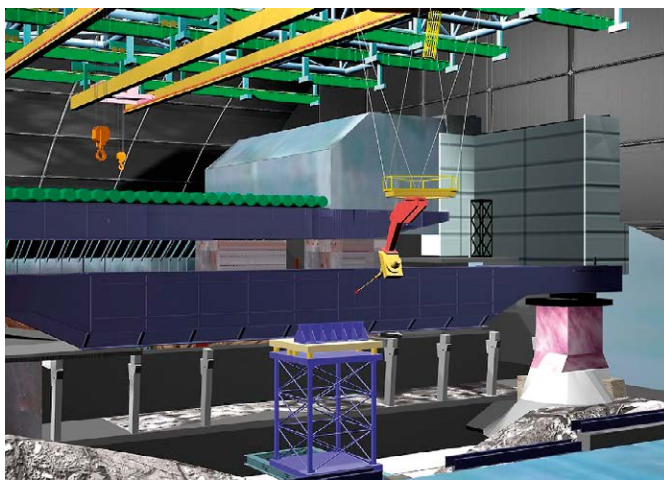


Fig. 17. Using the NSC crane with MIP and a manipulator equipped with a special air-plasma device transverse cutting of the Mammoth Beam branches is performed

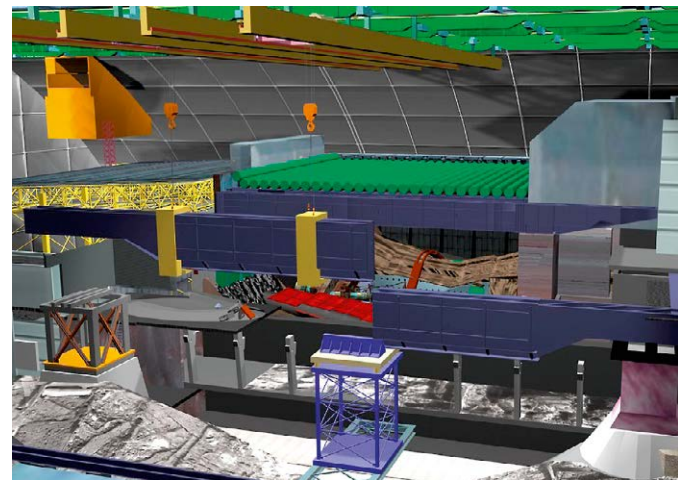


Fig. 18. Two NSC cranes equipped with special grips collaborate to fix the cut part of the Mammoth Beam, and transport it for further handling

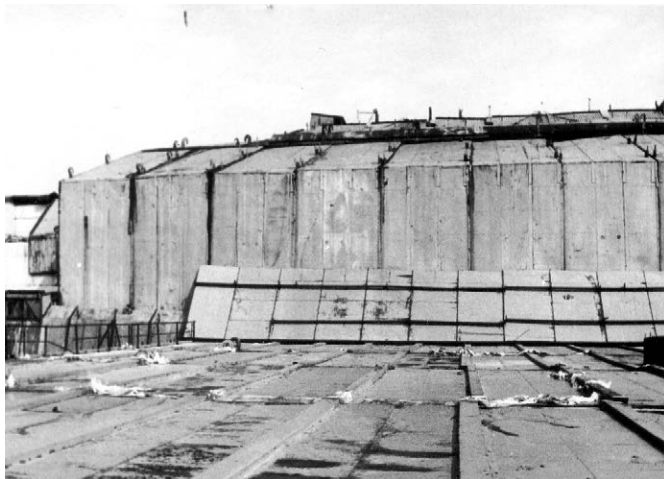


Fig. 19. General view of the shields-sealers after the Shelter Object final completion



Fig. 20. State of the shields-sealers after the Shelter Object rooftop sealing completion

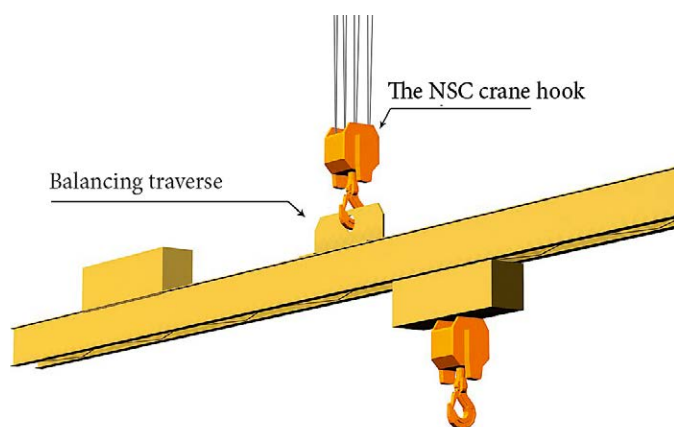


Fig. 21. Model of a balancing traverse for dismantling works



Fig. 22. Shields-sealers units dismantling using the NSC crane with a balancing traverse

on one side and a movable counterweight on the other. During the dismantling process, a unit of shields-sealers may be hooked on the traverse hook using special gripping devices or slings. The counterweight is therefore shifted from the neutral position (centered on the frame) to the opposite side of the load using an electric drive until the weight is balanced.

It is worth noting that a remotely controlled unit (RCU) with a cutting device for disconnecting one roof shield-sealer unit from another can be attached to the traverse hook. Using the cutting device of the RCU during the unblocking of these and other units minimizes human personnel involvement in performing these tasks in the challenging radiation conditions of the Shelter Object.

The dismantling of the inclined shields-sealers can be carried out according to the following scenario.

Preparatory works:

the NSC crane with a balancing traverse delivers a container with tools and necessary equipment for setting up temporary electrical networks and lighting onto the turbine island roof;

the NSC crane with a balancing traverse delivers personnel to the shields-sealers area to install temporary electrical networks and lighting;

the NSC crane with a balancing traverse with the RCU attached to it, is positioned near the shields-sealers area and the RCU is used to saw longitudinal fastenings between the shields-sealers lifting hooks and to cut the rolled steel sheeting between the units.

the NSC crane with a balancing traverse delivers personnel to the shields-sealers area, where they check if the

units have been sufficiently unlocked. Additional cutting may be performed if necessary.

Main works:

the NSC crane with the balancing traverse delivers personnel to the shields-sealers area to sling and secure the first (western) unit on the crane's hook and tension the slings. After ensuring the load is securely fixed, the metal unit of a shield-sealer is dismantled;

the NSC crane lifts the dismantled unit and moves it to the western part of the arch space for further handling.

All the shields-sealers units are dismantled sequentially from west to east. Units from the lower roof of the turbine island are removed first, followed by those from the higher roof. To exit the WA in this scenario, personnel use access paths on the higher roof of the turbine island, where a metal ladder and a cargo lift are located.

Figs 21 and 22 demonstrate a possible model of the balancing traverse and a computer model of the shields-sealers units dismantling process.

Conclusions

The scenarios presented in this paper highlight the fact that the dismantling of the Shelter Object unstable structures with the use of NSC cranes may not always follow the reverse sequence of their erection and goes beyond the traditional algorithm “unblocking — rigging — dismantling”.

The main challenges derive from the differences in the lifting capacities of the DEMAG boom type cranes that were used during the Chornobyl disaster recovery period, which were larger compared to the technical

characteristics of the existing NSC cranes. Additionally, the maneuverability of boom type cranes cannot be compared to the specifics of the NSC cranes operation within the confined space of the NSC arch.

Dismantling of certain unstable structures will feature certain peculiarities, which will significantly complicate the works. The research focuses on the dismantling of specific unstable structures, considering the need for additional equipment and preparatory work with specific approaches primarily related to the current state and geometry of the structures.

During the studies, existing documents related to solving the Shelter Object unstable structures dismantling issues have been studied, and some new approaches have been proposed, not to be considered as final solutions, but to provide a direction for further refinement of ideas that will form the basis for the design and execution of these works.

References

1. Krasnov V. O., Nosovskyi A. V., Paskevych S. A., Rudko V. M.; A. V. Nosovskyi (ed.) (2021). *Shelter Object in the conditions of the New Safe Confinement*. Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 320 p. (in Ukr.)
2. SIP09-2-001 NI 03 RPT 036 06. [Methodology for re-evaluating the composition of the SO unstable structures subject to “early” dismantling]. Slavutych, 2013, 13 p. (in Rus.)
3. SIP09-2-001 NI 03 RPT 037 05. [Report on the reassessment of the composition of the SO unstable structures subject to “early” dismantling]. Slavutych, 2014, 32 p. (in Rus.)
4. Balan O. V., Lanskykh F. V., Paskevych S. A., Pidbereznyi S. S. (2021). [Simulation of the Radiation Situation during the “Early” Dismantling of the Building Structures of the Shelter Object]. *Nuclear Power and Environment*, vol. 22, no. 3, pp. 67–77. doi.org/10.31717/2311-8253.21.3.8. (in Ukr.)

**О. В. Балан, С. Г. Брилка, С. С. Підберезний,
В. М. Рудько**

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

Особливості демонтажу окремих нестабільних конструкцій об'єкта “Укриття”

За результатами натурних обстежень та розрахункових оцінок технічного стану будівельних конструкцій об'єкта “Укриття”, що виконувались за весь період його існування, були виявлені конструкції, імовірність обвалення яких неприпустимо велика (так звані нестабільні конструкції). Реалізовані у 2004–2008 рр. невідкладні стабілізаційні заходи забезпечують прийнятний рівень безпеки об'єкта “Укриття” з огляду на короткостроковий термін експлуатації його стабілізованих будівельних конструкцій. Надалі проблема нестабільних конструкцій повинна вирішуватись шляхом їхнього демонтажу всередині нового безпечного конфайнмента (НБК). Для виконання операцій з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта “Укриття” в НБК передбачена система основних кранів (СОК). Наведено основні характеристики СОК. Показано, що демонтаж більшості нестабільних конструкцій може здійснюватися із застосуванням СОК у послідовності зворотній їх монтажу під час будівництва об'єкта “Укриття”. Проте існують конструкції, демонтаж яких потребує залучення додаткового обладнання і проведення спеціальних підготовчих робіт. Це балка “Мамонт”, вага якої перевищує вантажопідйомність СОК, і блоки щитів-нащільників, які розташовані за межами зони дії СОК. Запропоновано технологічні рішення щодо демонтажу балки “Мамонт” шляхом встановлення тимчасової опори в середній частині прогону балки з метою її розрізання на дві частини, які можуть почергово бути демонтовані СОК, а також запропоновано технологічні рішення з демонтажу блоків щитів-нащільників з використанням спеціальної траверси.

Ключові слова: об'єкт “Укриття”, новий безпечний конфайнмент, система основних кранів, мобільна інструментальна платформа, нестабільні конструкції, зона виконання робіт, технологічні рішення.

Надійшла 19.06.2023

Received 19.06.2023

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

Системний підхід до формування методики порівняльного аналізу сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему

Ключові слова:

об'єкт «Укриття»,
аналіз сценаріїв,
системний підхід,
експертні методи,
методи багатокритеріальної
оптимізації,
багатофакторні моделі

Представлено дослідження, пов'язані з системним підходом до формування методики порівняльного аналізу сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему. Визначено індикатори та фактори оцінки сценаріїв, проведено їхнє групування за критеріями екологічної безпеки. Запропоновано системний підхід до реалізації методики оцінки сценаріїв за допомогою трьох класів методів. Системність визначення цінностей сценаріїв реалізується етапністю досліджень. На першому етапі аналізу запропоновано методику якісного порівняння сценаріїв на основі колегіального експертного оцінювання. На другому етапі запропоновано методику багатокритеріальної оптимізації для параметричної деталізації цінностей сценаріїв та прийняття рішень. На третьому етапі системного підходу розроблено алгоритм побудови багатофакторних моделей для визначення параметрів управління.

Вступ

За визначенням [1] новий безпечний конфайнмент (НБК) — це споруда, яка включає в себе комплекс технологічного обладнання для вилучення ядерних матеріалів, поводження з радіоактивними відходами (РАВ) та інші системи, призначена для діяльності з перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему (ЕБС) для забезпечення безпеки персоналу, населення та довкілля.

Введення в експлуатацію НБК є другим етапом реалізації завдання з перетворення об'єкта «Укриття» на ЕБС [2]. Початок робіт з реалізації третього етапу передбачає як складову вибір сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на ЕБС.

Підходи до вибору сценаріїв повинні базуватись на створенні методики їхнього порівняльного аналі-

зу. У роботі [3] зазначено, що об'єкт дослідження являє собою складну систему і формування методики оцінки сценаріїв повинно базуватися на врахуванні множини якісно різномірних факторів та індикаторів. Тому завдання створення методики порівняльного аналізу сценаріїв потребує, крім аналізу технічних, технологічних, економічних, фінансових показників, які будуть супроводжувати процес перетворення об'єкта «Укриття», також системного підходу до оцінки та порівняння станів об'єкта дослідження, методів прийняття рішень та управління.

Такий підхід до створення методики аналізу сценаріїв дасть змогу оптимально використовувати економічні та фінансові ресурси, безпекові характеристики персоналу й навколишнього середовища та сформува-ти оптимальні управлінські рішення під час реалізації сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на ЕБС.

© I. С. Скітер, 2023

Постановка проблеми та завдання дослідження

Згідно з аналізом норм, правил України [4] та рекомендацій МАГАТЕ [5], критерії прийняття рішень для проведення оцінки екологічного рівня безпеки визначені таким чином:

- запобігання ядерному інциденту;
- критерії протирадіаційного захисту;
- критерії поводження з РАВ;
- загальнотехнічні критерії.

Зазначені критерії здійснення аналізу екологічної безпеки варіантів виконання робіт під час реалізації сценаріїв поетапного вилучення паливовмісних матеріалів (ПВМ) визначаються за допомогою семи показників екологічної безпеки:

- вартість виконання робіт (з витратами на протирадіаційний захист і поводження з РАВ);
- колективна ефективна доза (КЕД) під час реалізації заходів;
- колективний радіологічний ризик персоналу (без урахування КЕД під час реалізації заходу);
- колективний радіологічний ризик населення (з урахуванням потенційного опромінення населення в умовах можливих аварійних ситуацій під час виконання чи невиконання запланованих робіт);
- фінансовий ризик (з урахуванням потенційних витрат на ліквідацію наслідків можливих аварійних

ситуацій під час виконання чи невиконання запланованих робіт);

- час реалізації проекту;
- величина можливої невизначеності.

Для порівняльного аналізу сценаріїв поетапного вилучення ПВМ з об'єкта «Укриття» зазначені вище сім показників екологічної безпеки було визначено за допомогою 11 індикаторів [6], наведених у таблиці.

Об'єктом дослідження є порівняльний аналіз сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на ЕБС. Предметом дослідження є методика проведення порівняльного аналізу сценаріїв. Виходячи з визначення об'єкта та предмета досліджень у межах статті, можна сформулювати завдання дослідження:

- опис та визначення основних параметрів масиву індикаторів, на основі яких буде проводитись порівняльний аналіз сценаріїв, формулювання критеріїв оцінки сценаріїв;
- вибір та характеристика методів і моделей оцінки факторів та індикаторів, їхніх зв'язків та впливів на результуючу ознаку;
- створення алгоритму системного аналізу сценаріїв.

Поставлені завдання дають змогу реалізувати основну мету дослідження — систематизувати процес створення методики порівняльного аналізу на основі основних принципів теорії систем.

Індикатори для порівняльного аналізу сценаріїв поетапного вилучення ПВМ

№ п/п	Індикатор	Позначення
1	Експлуатаційні витрати на забезпечення поточної безпеки об'єкта «Укриття», тис. грн	$OE_{ЗПБ}$
2	Витрати на створення захисних бар'єрів для утримання та ізоляції ПВМ після зняття з експлуатації НБК, тис. грн	$OE_{ЗБ}$
3	Витрати на створення додаткової інфраструктури для вилучення та подальшого поводження з ПВМ та іншими РАВ після зняття з експлуатації НБК, тис. грн	$OE_{СДІ}$
4	Ступінь використання інфраструктури НБК для вилучення та подальшого поводження з ПВМ та іншими РАВ, %	$L_{ВІ}$
5	Ризики неготовності сховищ для проміжного зберігання вилучених ПВМ, %	$R_{НСПЗ}$
6	Ризики неготовності геологічного сховища для остаточного захоронення ПВМ, %	$R_{НГС}$
7	Радіологічні ризики, люд./рік	$R_{Рад}$
8	Ризики змінення властивостей (деградації) ПВМ з плином часу, %	$R_{Д}$
9	Ризики недофінансування робіт з поетапного вилучення ПВМ та подальшого поводження з ними, тис. грн/рік	$R_{НДФ}$
10	Ризики руйнувань захисних бар'єрів навколо скупчень ПВМ з плином часу, %	$R_{РЗБ}$
11	Час реалізації проекту (сценарію), роки	T

Системність при формуванні методики порівняльного аналізу сценаріїв

Використання системного аналізу при оцінці сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на ЕБС дає змогу провести не тільки аналіз предмета дослідження — порівняльного аналізу сценаріїв — але й дослідити методи прийняття рішень щодо їхнього оптимального вибору/ранжування за відносною цінністю та формування управлінських рішень щодо процесу реалізації сценаріїв.

Реалізація основних принципів теорії систем — ієрархічності, збереження та причиново-наслідкових обмежень — може бути проведена шляхом етапності досліджень та трактування отриманих на кожному етапі результатів з метою прийняття ефективних організаційно-управлінських рішень.

Системний підхід до реалізації завдання розробки методики порівняльного аналізу сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на ЕБС представлено на рис. 1.

Критерії прийняття рішень для проведення оцінки екологічного рівня безпеки (блок 1) визначено вище. Вони є базою для подальшого формування системи аналізу сценаріїв.

Зазначені критерії для практичного застосування — здійснення аналізу екологічної безпеки робіт під час ре-

алізації сценаріїв поетапного вилучення ПВМ — визначені сімома показниками екологічної безпеки (блок 2).

Для порівняльного аналізу сценаріїв поетапного вилучення ПВМ зазначені показники екологічної безпеки визначаються за допомогою 11 індикаторів (блок 3) (див. таблицю) [7]. Індикатори 1–11 можна згрупувати за факторіальними ознаками, а саме:

безпекові складові сценаріїв (індикатори 7, 8, 10, 11);

фінансові складові (індикатори 1, 2, 3, 9);

інфраструктурні складові сценаріїв (індикатори 4, 5, 6).

Згруповані таким чином індикатори є основою для використання відповідних методів (блок 4) для оцінювання та подальшого порівняння сценаріїв:

експертні методи (блок 4.1) дають змогу на основі колегіальних *експертних оцінок* груп факторів та їхніх індикаторів визначити чисельну оцінку окремому сценарію і провести їхнє ранжування за величиною їхньої відносної цінності;

моделі багатокритеріальної оптимізації (БКО) (блок 4.2) дають змогу на основі масиву *параметричних оцінок* індикаторів для відповідного фактора, а також для набору факторів проводити оцінку «цінності» сценаріїв згідно з уподобаннями особи, яка приймає рішення (ОПР), проводити ранжування сценаріїв за запитом ОПР, їхню корекцію та вибір;

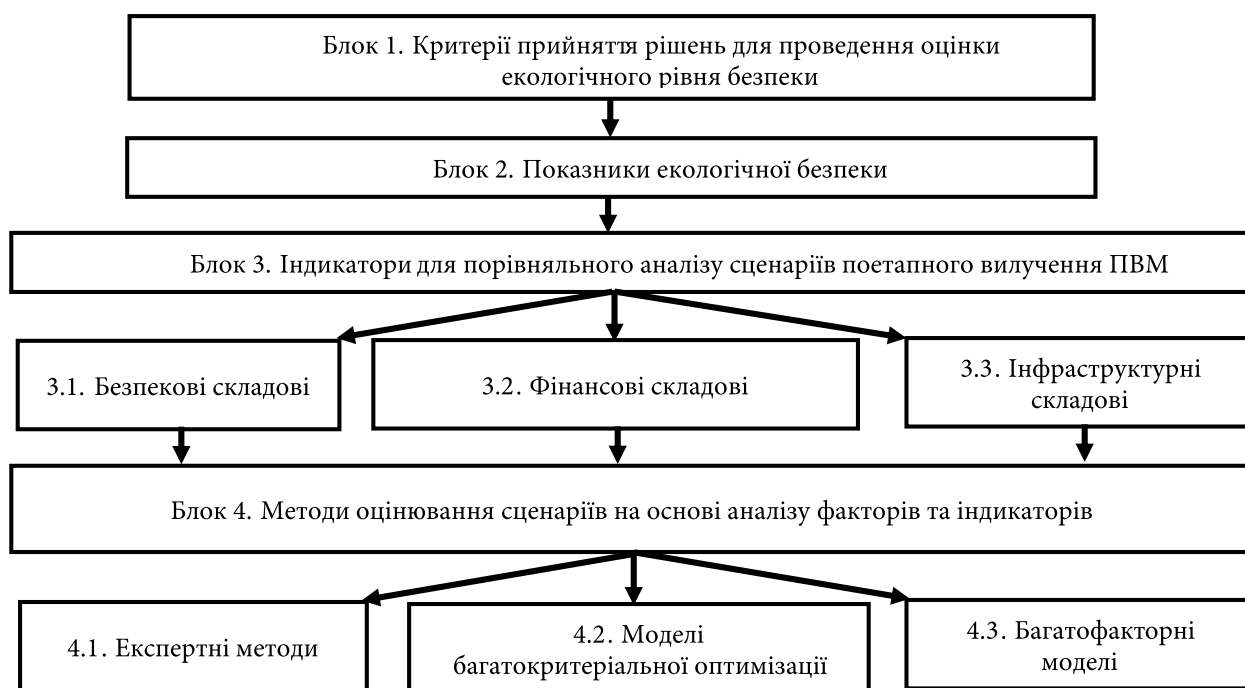


Рис. 1. Системний підхід до реалізації завдання розробки методики порівняльного аналізу сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на ЕБС

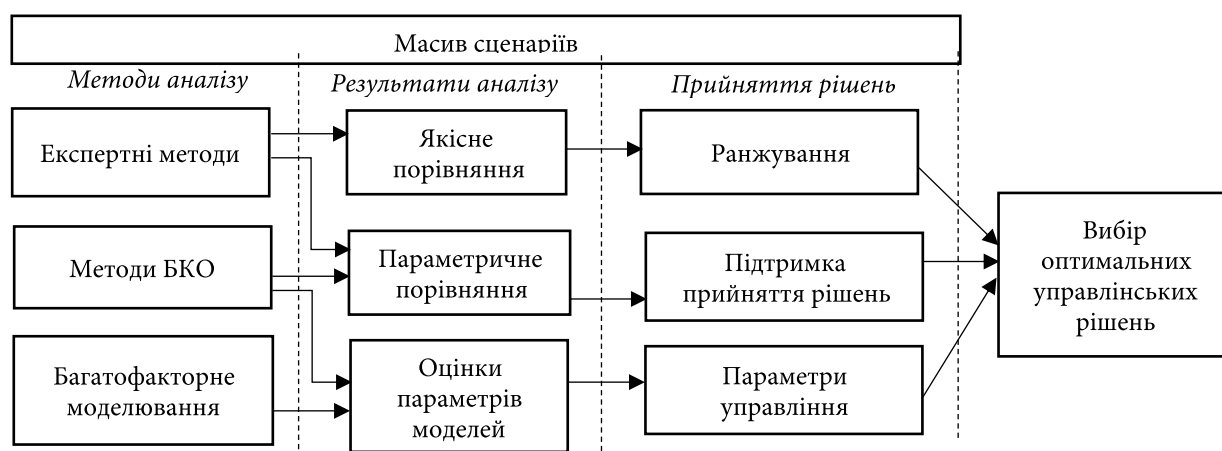


Рис. 2. Інформаційне наповнення методів порівняльного аналізу сценаріїв

багатофакторні моделі (блок 4.3) також повинні базуватись на *параметричних оцінках* факторів та їхніх індикаторів. Дають змогу визначити «значущість» індикаторів у межах відповідної моделі, їхню еластичність, норми заміщення та інші параметри управління та прийняття рішень.

Особливості використання системного підходу для порівняльного аналізу сценаріїв

Запропоновані методи оцінювання та порівняльного аналізу сценаріїв 4.1, 4.2 та 4.3 (див. рис. 1) можуть бути використані як окремо, для відповідного оцінювання та порівняння сценаріїв, так і комплексно — з метою більш детального аналізу, порівняння, прийняття рішень та управління. На кожному етапі використання методів до вхідних даних висуваються різні вимоги щодо представлення даних та їхньої формалізації. Крім того на кожному етапі можна отримати висновки різного класу інформаційного наповнення щодо процесу прийняття рішень (рис. 2).

Використання експертних методів пропонується проводити за допомогою бального колегіального оцінювання як окремих груп факторів, так і їхніх складових — індикаторів. Визначення відносних цінностей сценаріїв проводиться попарним порівнянням окремих оцінок та визначенням відносних цінностей сценаріїв [8]. Перевага цієї групи методів — узагальнене оцінювання індикаторів за відносною величиною цінності сценарію. Як результат — якісне порівняння сценаріїв, їхнє ранжування за величиною відносної оцінки. До недоліків слід віднести необхідність ретельного підбору експертів, визначення їхньої компетентності та досягнення ними єдиного колегіального рішення щодо оцінок факторів та індикаторів.

Отримані таким чином порівняльні величини сценаріїв за потреби ОПР можуть бути деталізовані за допомогою використання методів БКО. При цьому можливе уточнення оцінок сценаріїв, ранжованих за відносними величинами, за допомогою визначення їхніх параметричних характеристик (абсолютних величин) — безпекових, фінансових, інфраструктурних з індикативною деталізацією їх. Перевагою методів БКО є параметрична деталізація ранжованих сценаріїв за групами факторів та їхніми відповідними індикаторами, можливість формування ОПР прийняття рішень на основі таких оцінок. Як результат — підтримка прийняття рішень за запитом ОПР, корегування значень індикаторів за запитом ОПР тощо. До недоліків слід віднести необхідність та труднощі визначення параметричних характеристик сценаріїв як за відповідними групами, так і за їхніми індикаторами.

Методи багатофакторного моделювання дають змогу проводити побудову математичних моделей, в яких оцінки параметрів при відповідних змінних за знаком та величиною вказують на силу впливу відповідного фактора чи індикатора на результуючу ознаку. Крім того, на основі оцінок параметрів моделі, середніх значень результуючої ознаки та факторних (індикаторних) змінних можуть бути розраховані коефіцієнти еластичності факторів (індикаторів), норми заміщення їх та ін. Перевагами методів факторного моделювання є можливість ОПР крім вибору оптимальних варіантів реалізації сценаріїв оцінити можливість управління процесом прийняття рішень при виборі сценаріїв. Як результат — установлення регресійних залежностей із визначенням значущості, сили та напрямку впливу відповідних індикаторів, прогноз станів та визначення параметрів управління. До недоліків слід віднести необхідність параметрич-

ної оцінки індикаторів, які включають у моделі, що не завжди може бути визначено (наприклад, до групи фінансових індикаторів).

Отже, використання системного підходу дасть змогу провести не тільки якісний порівняльний аналіз сценаріїв та їхнє ранжування, але й враховувати індикативні ознаки факторів. Крім того, також визначати характеристики управління процесами реалізації сценаріїв на основі оцінок параметрів управління, визначених за допомогою моделювання.

Формалізація етапів системного підходу

Масив індикаторів для оцінки сценаріїв на основі функції їхніх цінностей SF_i (significance function) [3], які тотожно дорівнюють прогнозованому рівню екологічної безпеки при реалізації i -го сценарію з відповідними групами факторів Φ_j та їхніми складовими критеріями, представлено в такому вигляді:

$$\begin{aligned} SF_i &= \{\Phi_1 \langle R_{Д}, R_{РЗБ}, R_{Рад}, T \rangle_i; \\ \Phi_2 \langle OE_{ЗПБ}, OE_{ЗБ}, OE_{СДІ}, R_{НДФ} \rangle_i; \\ \Phi_3 \langle L_{ВІ}, R_{НСПЗ}, R_{НГС} \rangle_i\}, \end{aligned} \quad (1)$$

де i — окремий сценарій, $i = \overline{1, p}$, $\bar{p}$ — кількість сценаріїв; $j = \overline{1, k}$, $\bar{k} = 3$ — кількість груп факторів;

$$\Phi_1 \left\{ \begin{array}{cccc} R_{Д,1} & R_{РЗБ,1} & R_{Рад,1} & T_1 \\ \dots & \dots & \dots & \dots \\ R_{Д,p} & R_{РЗБ,p} & R_{Рад,p} & T_p \end{array} \right\} - \text{безпековий фактор сценаріїв зі своїми індикаторами};$$

тор сценаріїв зі своїми індикаторами;

$$\Phi_2 \left\{ \begin{array}{cccc} OE_{ЗПБ,1} & OE_{ЗБ,1} & OE_{СДІ,1} & R_{НДФ,1} \\ \dots & \dots & \dots & \dots \\ OE_{ЗПБ,p} & OE_{ЗБ,p} & OE_{СДІ,p} & R_{НДФ,p} \end{array} \right\} - \text{фінансовий фактор сценаріїв зі своїми індикаторами};$$

фактор сценаріїв зі своїми індикаторами;

$$\Phi_3 \left\{ \begin{array}{ccc} L_{ВІ,1} & R_{НСПЗ,1} & R_{НГС,1} \\ \dots & \dots & \dots \\ L_{ВІ,p} & R_{НСПЗ,p} & R_{НГС,p} \end{array} \right\} - \text{інфраструктурний фактор сценаріїв зі своїми індикаторами}.$$

ний фактор сценаріїв зі своїми індикаторами.

Використання показника SF_i (1) зі своїми складовими дасть змогу реалізувати послідовно блоки 4.1, 4.2 та 4.3, представлені на рис. 1, та методи аналізу, наведені на рис. 2.

Таким чином, початковими умовами до використання методики оцінки сценаріїв на основі колективних експертних оцінок (блок 4.1, див. рис. 1) є множина факторів Φ_1 , Φ_2 та Φ_3 з групами визначених для них індикаторів (1).

Критерії з першого по одинадцятий (див. таблицю) оцінюються *непараметрично* групою експертів (у балах), колегіально, з визначенням спільно узгодженої бальної оцінки критеріїв для кожного сценарію.

Алгоритм оцінювання сценаріїв за допомогою експертних методів включає в себе [3]:

1. Формування масиву індикаторів для порівняльного аналізу сценаріїв

$$\begin{aligned} Sc_i &= (OE_{ЗПБ(i)}, OE_{ЗБ(i)}, OE_{СДІ(i)}, \\ &L_{ВІ(i)}, R_{НСПЗ(i)}, R_{НГС(i)}, R_{Рад(i)}, \\ &R_{Д(i)}, R_{НДФ(i)}, R_{РЗБ(i)}, T_i). \end{aligned} \quad (2)$$

2. Групування масиву індикаторів за характеристиками індикаторів

$$\Phi = \{\Phi_1; \Phi_2; \Phi_3\}. \quad (3)$$

3. Групове експертне оцінювання факторів та індикаторів у межах факторів за бальними оцінками. Оцінювання проводиться двома групами користувачів — інженерами із знань (експертами) та ОПР. При цьому можливе первинне якісне оцінювання значущості факторів (індикаторів) та оцінювання сценаріїв.

Визначення відносних цінностей $\{\Omega^1, \dots, \Omega^{k=3}\}$ факторів та індикаторів $\{\omega_1^i, \dots, \omega_p^i\}$ у межах груп факторів на основі матриць попарних порівнянь

$$\begin{cases} A^\Phi = (a_{ij}^\Phi) \\ A^{\text{інд}} = (a_{ij}^{\text{інд}}) \end{cases}, \quad (4)$$

де a_{ij}^Φ та $a_{ij}^{\text{кр}}$ — перевага i -го фактора/індикатора над j -м.

4. Формування вектора комплексних показників для оцінки комплексних цінностей сценаріїв:

$$W = [\langle (\omega_1^1, \dots, \omega_l^1), \Omega^1 \rangle; \langle (\omega_1^2, \dots, \omega_m^2), \Omega^2 \rangle; \dots; \langle (\omega_1^p, \dots, \omega_z^p), \Omega^k \rangle], \quad (5)$$

де l, m, z — кількість індикаторів, що формують відповідний фактор.

5. Визначення комплексних цінностей сценаріїв на основі виразу (5) геометричної зваженої від мультиплікативної згортки виду

$$W_{(Sc_i)} = \sqrt[k]{\prod_{i=1}^k \left[(\omega_j^i)^{\Omega^k} \right]_{(Sc_i)}}, \quad i = \overline{1, p}, j = \overline{1, k}, \quad (6)$$

де $0 < W_{(Sc_i)} < 1$; $Sc_i \in Sc$ — масив сценаріїв; ω_j^i — ваги критеріїв, які формують фактори відповідних сценаріїв; Ω^k — ваги факторів для сценаріїв.

6. Ранжування сценаріїв за величиною їхньої комплексної цінності

$$Ranc(Sc) = W_{(Sc_i)}^* > \dots > W_{(Sc_i)}^0, \quad (7)$$

де $W_{(Sc_i)}^* = \operatorname{argmax}(W_{(Sc_i)}), W_{(Sc_i)}^0 = \operatorname{argmin}(W_{(Sc_i)})$.

Результати, отримані за виразом (7), є основою для первинного якісного порівняння сценаріїв, визначення послідовності їхньої реалізації тощо.

Вхідними даними до реалізації *методики багатокритеріальної оптимізації* є індикатори, наведені в таблиці, та «цінності сценаріїв» SF_i , формалізовані у виразі (2) та визначені у формулі (6). Тоді в загальному вигляді багатокритеріальну задачу оцінки сценаріїв вилучення ПВМ можна розглядати як задачу одночасної оптимізації декількох цільових функцій на заданій множині допустимих планів:

$$\begin{cases} SF_i = f_i(x) \rightarrow \operatorname{opt}, & i = \overline{1, p}, \\ x \in X \end{cases} \quad (8)$$

де p — кількість цільових функцій, що підлягають оптимізації; f_i — окрема i -та функція з індикаторного набору ($i = 1, \dots, p$); f_i ($OE_{ЗПБ(i)}, OE_{ЗБ(i)}, OE_{СДІ(i)}, L_{ВІ(i)}, R_{НСПЗ(i)}, R_{НГС(i)}, R_{Рад(i)}, R_{Д(i)}, R_{НДФ(i)}, R_{РЗБ(i)}, T_{(i)}$); X — множина допустимих планів; $x = \{OE_{ЗПБ}, OE_{ЗБ}, OE_{СДІ}, L_{ВІ}, R_{НСПЗ}, R_{НГС}, R_{Рад}, R_{Д}, R_{НДФ}, R_{РЗБ}, T\}$ — окремий план із множини допустимих планів X .

Цільовою функцією є максимізація/мінімізація величини SF_i на множині визначених сценаріїв, що характеризуються наборами критеріїв, визначених вище.

Допустимими планами виступають набори сценаріїв вилучення ПВМ із відповідними значеннями індикаторів, які можуть бути реалізовані відносно завдання забезпечення екологічної безпеки.

Набори допустимих сценаріїв формуються зіставленням оцінок індикаторів для сценаріїв із урахуванням можливих/допустимих меж варіації. При цьому оцінка довільного допустимого плану/сценарію багатокритеріальної задачі є векторною величиною f_i ($OE_{ЗПБ(i)}, OE_{ЗБ(i)}, OE_{СДІ(i)}, L_{ВІ(i)}, R_{НСПЗ(i)}, R_{НГС(i)}, R_{Рад(i)}, R_{Д(i)}, R_{НДФ(i)}, R_{РЗБ(i)}, T_{(i)}$).

Дослідження багатокритеріальної задачі та опрацювання методики багатокритеріальної оптимізації зручно проводити, якщо поряд з вихідною багатокритеріальною задачею розглянути таку допоміжну однокритеріальну задачу:

$$\begin{cases} SF_i = \sum_{i=1}^p \alpha_i f_i(x) \rightarrow \max/\min, \\ f_i(x) \{ \geq \leq \} \psi_i, & i = \overline{1, p} \\ x \in X \end{cases} \quad (9)$$

де α_i, ψ_i — деякі дійсні числа та векторні критеріальні характеристики, причому знаки перших з них, а також

знаки нерівностей в індикаторних обмеженнях узгоджуються з оптимізаційною спрямованістю (до максимуму або до мінімуму) відповідних цільових функцій.

Алгоритм реалізації оцінювання сценаріїв на основі методики багатокритеріальної оптимізації включає в себе [8]:

1. Визначення множини планів реалізації сценаріїв, відсів неефективних планів, формування множини допустимих (ефективних) планів та визначення (або наближене оцінювання) меж варіації кожної з цільових функцій (значень індикаторів) на множині ефективних планів. У межах параметричних характеристик індикаторів y_i визначаються найкращі y_i^* та найгірші y_i^0 значення відповідно, а саме:

$$\begin{cases} y_i^* = (OE_{ЗПБ(i)}^*, OE_{ЗБ(i)}^*, OE_{СДІ(i)}^*, L_{ВІ(i)}^*, R_{НСПЗ(i)}^*, \\ R_{НГС(i)}^*, R_{Рад(i)}^*, R_{Д(i)}^*, R_{НДФ(i)}^*, R_{РЗБ(i)}^*, T_i^*) \\ y_i^0 = (OE_{ЗПБ(i)}^0, OE_{ЗБ(i)}^0, OE_{СДІ(i)}^0, L_{ВІ(i)}^0, R_{НСПЗ(i)}^0, \\ R_{НГС(i)}^0, R_{Рад(i)}^0, R_{Д(i)}^0, R_{НДФ(i)}^0, R_{РЗБ(i)}^0, T_i^0) \end{cases} \quad (10)$$

2. Визначення вагових коефіцієнтів для індикаторів, які формують загальну функцію цінності SF_{Σ} сценарію:

$$\begin{cases} SF_i = f_i(x) \rightarrow \operatorname{opt}, & i = \overline{1, p}, \\ x \in X \end{cases} \quad (11)$$

У результаті отримуємо чисельні оцінки вагових коефіцієнтів індикаторів — критеріїв оцінки сценаріїв:

$$\alpha = \begin{pmatrix} \alpha_{OE_{ЗПБ}} \\ \alpha_{OE_{ЗБ}} \\ \alpha_{OE_{СДІ}} \\ \alpha_{L_{ВІ}} \\ \alpha_{R_{НСПЗ}} \\ \alpha_{R_{НГС}} \\ \alpha_{R_{Рад}} \\ \alpha_{R_{Д}} \\ \alpha_{R_{НДФ}} \\ \alpha_{R_{РЗБ}} \\ \alpha_T \end{pmatrix}, [\alpha] = \begin{pmatrix} [\text{тис. грн}]^{-1} \\ [\text{тис. грн}]^{-1} \\ [\text{тис. грн}]^{-1} \\ [\%]^{-1} \\ [\%]^{-1} \\ [\%]^{-1} \\ [\%]^{-1} \\ [\%]^{-1} \\ [\%]^{-1} \\ [\%]^{-1} \\ [\%]^{-1} \end{pmatrix} \quad (12)$$

3. Визначення узагальнених адитивних функцій цінностей сценаріїв $SF_i, i = \overline{1, p}$ для всієї множини допустимих планів X :

$$SF_i = \sum_{i=1}^p \alpha_i f_i(x). \quad (13)$$

4. На множині сценаріїв (допустимих планів) визначається такий — ефективний, який відповідає максимуму/мінімуму узагальненої адитивної функції цінності залежно від оптимізаційної спрямованості параметрів індикаторів:

$x^{(1)} \equiv \max(SF_{\Sigma(i)}), i = \overline{1, p}$ при оптимізаційній спрямованості параметрів індикаторів до максимуму;
 $x^{(1)} \equiv \min(SF_{\Sigma(i)}), i = \overline{1, p}$ при оптимізаційній спрямованості параметрів індикаторів до мінімуму.

Його оцінка $y^{(1)} = f(x^{(1)})$ разом із параметричними значеннями індикаторів передається ОПР.

5. Якщо ОПР погоджується обрати сценарій $x^{(1)}$ за розв'язок багатокритеріальної задачі, то вказаний сценарій пропонується до реалізації, робота алгоритму закінчена. Якщо ОПР не погоджується із параметрами критеріїв для визначеного сценарію $x^{(1)}$, то по кожному з індикаторів вказати такі припустимі рівні $\psi_i \in [y_i^0; y_i^*], i = \overline{1, p}$ які вона вважає прийнятними.

6. Визначення реальності рівнів параметрів індикаторів, які ОПР визначила як припустимі на попередньому етапі та здійснюється їхня корекція або в бік покращення, якщо вони є реальними, або в бік послаблення, щоб зробити реальними. Для цього розв'язують однокритеріальну задачу відносно параметра t :

$$\begin{cases} t \rightarrow \max \\ \frac{f_i(x) - \psi_i}{y_i^* - \psi_i} \geq t, i = \overline{1, p}. \\ x \in X \end{cases} \quad (14)$$

Для цільових функцій, спрямованих до максимуму

$$f_i(x) \geq \psi_i + t(y_i^* - \psi_i). \quad (14.1)$$

Для спрямованих до мінімуму

$$f_i(x) \leq \psi_i - t(y_i^* - \psi_i). \quad (14.2)$$

Випадок $t \geq 0$ свідчить про реальність припустимих рівнів, а випадок $t < 0$ — про їхню нереальність. Для реальних припустимих рівнів ψ_k^* проводиться оцінка величини функції цінностей $SF_{\Sigma(k)}$. Для нереальних припустимих рівнів проводиться корегування параметрів індикаторів та повторне визначення їхньої реальності.

7. На множині сценаріїв (допустимих планів) знаходять такий ефективний план $x^{(2)}$, який за величиною функції цінностей максимально наближений до реальних припустимих рівнів усіх критеріальних показників, указаних ОПР.

8. Якщо ОПР не погоджується з рекомендацією обрати ефективний план $x^{(2)}$ за розв'язок багатокритеріальної задачі вибору найкращого сценарію, то проводиться корекція первісних припустимих рівнів цільової функ-

ції ψ_i . Для забезпечення збіжності методу нові рівні $\psi_i^{(1)}$ повинні бути слабкішими від попередніх.

Робота алгоритму закінчується при досягненні затвердження ОПР визначеного ефективного плану з відповідними параметрами індикаторів. Ефективний план $x^{(*)}$ є основою для формування управлінських рішень на базі аналізу параметрів його індикаторів.

Згідно зі схемою процесу порівняльного аналізу сценаріїв (див. рис. 2) побудова багатофакторних (індикаторних) моделей може виступати як окремим методом дослідження, так і доповнювати та деталізувати результати, отримані на попередніх етапах — експертний аналіз та методологію БКО. Узагальнена математична модель аналізу може бути представлена як

$$Y(t) = F_0(\overline{X(t)}, \overline{B}) + \overline{E(t)}, \quad (15)$$

де — вектор залежної змінної (у термінах дослідження SF — «цінність сценаріїв»);

$$\overline{X(t)} = \begin{pmatrix} x_{11} & \cdots & x_{1p} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ x_{k1} & \cdots & x_{kp} \end{pmatrix} - \text{матриця незалежних}$$

змінних, предикторів (у термінах дослідження $\{\Phi_1, \Phi_2, \Phi_3\}$ — «фактори оцінки» або $\{\text{OE}_{\text{зпб}}, \text{OE}_{\text{зб}}, \text{OE}_{\text{сдп}}, L_{\text{вп}}, R_{\text{нспз}}, R_{\text{нгс}}, R_{\text{рад}}, R_{\text{д}}, R_{\text{ндф}}, R_{\text{рзб}}, T\}$ — «параметри індикаторів для відповідних факторів» на глибшому рівні узагальнення); $\overline{B} = \{b_0, b_1, \dots, b_p\}$ — вектор параметрів моделі, «вектор управління»; $\overline{E(t)} = \{e_1, \dots, e_p\}$ — вектор похибок моделі, стохастична складова; F_0 — управляюча функція, перетворювач, операнд; k, p — кількість факторів (індикаторів) у моделі та кількість сценаріїв відповідно, $i = \overline{1, k}; j = \overline{1, p}$.

Характерною особливістю вхідних даних є те, що в процесі реалізації сценаріїв вони можуть бути представлені також у вигляді динамічних рядів. Це означає, що формалізовані моделі можуть бути доповнені також додатковою змінною — t -час. І завдання опису цієї системи може бути реалізовано за допомогою моделей динаміки виду $Y(t) = F_0(t)$, які повинні включати взаємозв'язки змінних у часі. Така формалізація завдання дослідження дасть змогу проводити оцінку змін оцінок параметрів у часі та оцінювати прогнози значення цінностей сценаріїв за визначеними тенденціями на прогнозовані періоди їхньої реалізації.

Завдання факторного (індикаторного) аналізу впливу предикторів $X(t)$ на змінну $Y(t)$, представлене в загальному вигляді (15), можна реалізувати розв'язанням системи одночасних структурних рівнянь у вигляді

$$\begin{cases} SF_i = f(\Phi_1, \Phi_2, \Phi_3) \\ SF_{i(\Phi_1)} = f(R_{Д,i}, R_{РЗБ,i}, R_{Рад,i}, T_i) \\ SF_{i(\Phi_2)} = f(OE_{ЗПБ,i}, OE_{ЗБ,i}, OE_{СДЛ,i}, R_{НДФ,i}) \\ SF_{i(\Phi_3)} = f(L_{ВЛ,i}, R_{НСПЗ,i}, R_{НГС,i}) \end{cases} \quad (16)$$

Перше рівняння в системі — багатофакторна модель цінностей сценаріїв на основі колективного експертного оцінювання трьох груп факторів (1), дає змогу отримати оцінки параметрів впливу факторів на цінності сценаріїв.

Друге, третє та четверте рівняння системи — деталізуючі моделі для відповідних факторів — безпечового, фінансового та інфраструктурного. У моделі включені набори індикаторів, що формують відповідні фактори. Побудова моделей дає змогу деталізувати силу на напрямок впливу на відповідний фактор конкретних індикаторів.

Алгоритм реалізації оцінювання сценаріїв на основі методики багатофакторного моделювання включає в себе:

1. Синтез системи (16) моделями в якісній формі [9]

$$\hat{Y}_j = b_0 + \sum_{i=1}^n b_i x_i = b_0 + b_1 x_1 + \dots + b_i x_i + \dots + b_n x_n + e_j \quad (17)$$

або

$$\hat{Y}_j = b_0 \prod_{i=1}^n b_i^{x_i} = b_0 \cdot b_1^{x_1} \cdot \dots \cdot b_i^{x_i} \cdot \dots \cdot b_n^{x_n} + e_j \quad (18)$$

2. Оцінка вектора параметрів моделей $B = \{b_0, b_1, \dots, b_n\}$, який виступає аналогом вектора управління, а x_i — параметрами впливу на функцію (Y_j). Оцінка проводиться згідно з критерієм мінімізації суми квадратів відхилень $\sum e_i^2 \rightarrow \min$ за допомогою однокрокового методу найменших квадратів за стандартною схемою [9].

3. Перевірка адекватності моделі. Проводиться шляхом перевірки нульової гіпотези H_0 : для F -статистики як

$$F = \frac{R^2}{1-R^2} \times \frac{m-n-1}{m} \quad (19)$$

4. Перевірка статистичних гіпотез H_0 : та H_1 : на значущість оцінок параметрів моделі. Проводиться на основі t -статистики як

$$t_{b_i} = b_i \frac{\sqrt{n-2}}{\sqrt{1-b_i^2}} \quad (20)$$

із заданим рівнем значущості, як правило в межах $\alpha = (0,01-0,05)$.

5. Оцінка достовірності апроксимації вхідних даних синтезованими моделями. Проводиться за допомогою коефіцієнта детермінації

$$R^2 = 1 - \frac{\sum e_i^2}{\sum (Y_i - \bar{Y})^2} = 1 - \frac{\sum (Y_i - Y_t)^2}{\sum (Y_i - \bar{Y})^2}, \quad (21)$$

де Y_p , Y_t — статистичні дані та теоретичні значення (оцінки функції), розраховані за моделлю відповідно; $\bar{Y}$ — середнє значення для вхідної вибірки.

6. Оцінка якості моделі та якості прогнозування. Проводиться за допомогою абсолютної середньої відсоткової похибки (*mean absolute percent error*) [10]:

$$MAPE = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \left| \frac{Y_j - \hat{Y}_j}{Y_j} \right| \cdot 100 \% \quad (22)$$

Оцінені значення достовірності апроксимації R^2 , F та $MAPE$ для заданого рівня значущості α вказують на рівень достовірності, адекватності та якості побудованих моделей.

На основі побудованої моделі (17) або (18) проводиться аналіз параметрів моделі (і відповідно факторів чи індикаторів) за силою та напрямком впливу на результуючу ознаку та формування проєктів управлінських рішень.

Крім того, аналіз моделей «цінність сценарію» $Y_i = SF_i$ до факторів впливу чи індикаторів (система рівнянь (16)) може бути проведений на основі аналізу показників еластичності

$$\epsilon_{x_i(Y)} = \frac{Mf}{Af}, \quad (23)$$

де Mf — маржинальне значення функції SF_i в точці x_i , $Mf = \frac{dSF_i}{dx_i}$; Af — середнє значення функції SF_i у точці x_i , $Af = \frac{\bar{x}_i}{SF_i}$.

У дискретному випадку, а також при визначенні еластичності по дискретному набору даних визначення ϵ_x доцільно проводити на основі середньої (дугової) еластичності [11]

$$\epsilon_{x_i(SF_i)} = b_i \frac{\bar{x}_i}{\bar{SF}_i} \quad (24)$$

Визначені за виразом (24) часткові еластичності показують, на скільки відсотків зміниться значення SF_i при зміні відповідного фактора/індикатора x_i на 1 %. Доцільним також є визначення узагальнених еластичностей на основі сумісної дії на SF_i визначеного набору критеріїв $\epsilon_{x_i, x_j, x_k(SF_i)}$ та сумарної еластичності $\epsilon_\Sigma = \sum \epsilon_{x_i(SF_i)}$. У таких випадках визначені еластичності будуть показувати, як зміниться результуюча ознака SF_i при зміні на 1 % відповідного набору (x_p, x_j, x_k) чи всіх критеріїв ($x_i, i = \overline{1, p}$).

Висновки

Представлене дослідження пов'язане з формуванням системного підходу до створення методики порівняльного аналізу сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на ЕБС і дає змогу систематизувати процес на основі основних принципів теорії систем. Системність дослідження реалізується шляхом його етапності. На першому етапі проведено формування масиву індикаторів та групування їх за факторами, які забезпечують екологічну безпеку. На наступному етапі запропоновано методику порівняння та оцінювання сценаріїв за допомогою обробки результатів колегіального експертного оцінювання, що дає змогу провести якісне порівняння сценаріїв. На третьому етапі запропоновано методику багатокритеріальної оптимізації для параметричної деталізації цінностей сценаріїв та напрацювання на їхній основі характеристик прийняття рішень. На заключному етапі системного підходу розроблено алгоритм побудови багатофакторних моделей для визначення параметрів управління.

Використання системного підходу дає змогу сформувати методику порівняльного аналізу сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на ЕБС, яка забезпечить процес ранжування сценаріїв за їхніми якісними та параметричними характеристиками, формування якісних управлінських рішень та ефективне управління процесом реалізації сценаріїв.

Список використаної літератури

1. Про загальні засади подальшої експлуатації і зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС та перетворення зруйнованого четвертого енергоблока цієї АЕС на екологічно безпечну систему: Закон України № 309-XIV від 11.12.1998 зі змінами, внесеними 01.01.2015. — Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/309-14#Text>.
2. Про Загальнодержавну програму зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС та перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему: Закон України № 886-VI від 15.01.2009 зі змінами, внесеними 16.10.2018. — Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/886-17#Text>.
3. Деренговський В. В. Трирівнева модель оцінки потенційних сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему на основі глобального факторально-індикаторного критерію / В. В. Деренговський, І. С. Скітер // Ядерна енергетика та довкілля. — 2022. — № 1 (23). — С. 45–55. — doi.org/10.31717/2311-8253.22.1.5.
4. Про додаткові заходи щодо перетворення ОУ на екологічно безпечну систему та відродження територій,

що зазнали радіоактивного забруднення внаслідок Чорнобильської катастрофи: Указ Президента України № 141/2016 від 13.04.2016. — Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/141/2016#Text>.

5. Радиационная защита населения и охрана окружающей среды. Общее руководство по безопасности № GSG-8. — Вена : МАГАТЭ, 2023. — 86 с. — Режим доступа: www.pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1781R_web.pdf.
6. Комплексний аналіз потенційних сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему після введення в експлуатацію нового безпечного конфайнмента: Проміжний звіт про науково-дослідну роботу. ДР № 01U109339. — 2022.
7. Круковский П. Новый безопасный конфайнмент Чернобыльской АЭС (расчетно-экспериментальный анализ при проектировании и эксплуатации) / П. Круковский, М. Метель, Д. Складенко; ред.: П. Круковский, В. Краснов, В. Сулимов. — Київ : ООО «Франко Пак», 2019. — 300 с.
8. Skiter I. Development of the matrix material selection algorithm for immobilization of transurane elements using the modified method of analysis of hierarchies / I. Skiter, E. Vtornikova // Nuclear and Radiation Safety. — 2018. — No. 2. — P. 36–42.
9. Heroux M. A. Parallel Processing for Scientific Computing / Michael Allen Heroux, Padma Raghavan, Horst D. Simon. — Philadelphia : SIAM, 2006. — 390 p.
10. Implementation of novel evolutionary algorithm for 3-dimensional radiation mapping and gamma-field reconstruction within the Chornobyl sarcophagus / Maxim Saveliev [et al.] // Algorithms. — 2023. — Vol. 16, no. 4. — P. 204. — doi.org/10.3390/a16040204.
11. Вітлінський В. В. Економіко-математичні методи та моделі: оптимізація: навч. посібник / В. В. Вітлінський, Т. О. Терещенко, С. С. Савіна. — Київ : КНЕУ, 2016. — 303 с.

I. S. Skiter

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

A Systematic Approach to the Development of a Methodology for Comparative Analysis of Scenarios for the Shelter Object Transformation into an Ecologically Safe System

The subject of the study is the New Safe Confinement. Its commissioning is the second stage of the task to transform the

Shelter object into an ecologically safe system. Works on the implementation of the third stage require the election of scenarios for the Shelter object transformation into an ecologically safe system. Approaches to the selection of scenarios should be based on the development of a methodology for their comparative analysis. The object of this study is a complex system, and the development of a methodology for assessing scenarios should be based on the consideration of a set of qualitatively heterogeneous factors and indicators. Therefore, the task of creating a methodology for comparative analysis of scenarios requires, in addition to the analysis of technical, technological, economic, and financial indicators that will accompany the Shelter object transformation process, a systematic approach to assessing and comparing the states of the research object, decision-making and management methods. The presented research related to the systematic approach to the formation of a methodology for comparative analysis of scenarios for transforming the Shelter object into an ecologically safe system. Indicators and factors for assessing scenarios were identified and grouped according to environmental safety criteria. A systematic approach to the implementation of the scenario assessment methodology using three classes of methods is proposed. The systematic nature of determining the values of scenarios is realized by the stages of research. At the first stage of the analysis, a methodology for qualitative comparison of scenarios based on peer reviews is proposed. A multi-criteria optimization methodology for parametric detailing of scenario values and decision-making was proposed in the second stage. At the third stage of the systematic approach, an algorithm for constructing multifactor models for determining control parameters was developed.

Keywords: Shelter object, scenario analysis, systematic approach, expert methods, multi-criteria optimization methods, multifactor models.

References

1. Law of Ukraine "On General Principles of Further Operation and Decommissioning of the Chornobyl NPP and Transformation of the Destroyed Fourth Power Unit of this NPP into an Environmentally Safe System" no. 309-XIV dated 11.12.1998, with changes dated 01.01.2015. Bulletin of the Verkhovna Rada of Ukraine, 1999, no. 4, art. 33. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/309-14#Text> (in Ukr.).
2. Law of Ukraine "On the national program of decommissioning of the Chornobyl NPP and transformation of the Shelter object into an ecologically safe system", no. 886-VI dated 15.01.2009, with changes dated 01.01.2019. Bulletin of the Verkhovna Rada of Ukraine, 2009, no. 24, art. 300. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/886-17#Text>. (in Ukr.)
3. Derenhovskyi V. V., Skiter I. S. (2022). Three-level model assessment of potential scenarios of the Shelter object transformation into an ecologically safe system based on global factor. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 23, no. 1, pp. 45–55. doi.org/10.31717/2311-8253.22.1.5. (in Ukr.)
4. Decree of the President of Ukraine "On additional measures to transform the EI into an environmentally safe system and revitalize the territories affected by radioactive contamination as a result of the Chornobyl disaster" no. 141/2016 dated 13.04.2016. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/141/2016#Text>. (in Ukr.)
5. IAEA (2023). *Radiation Protection of the Public and Environmental Protection*. General Safety Guidelines IAEA Safety Standards Series No. GSG-8. STI/PUB/1781. Vienna: International Atomic Energy Agency, 86 p. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1781_web.pdf.
6. [Comprehensive Analysis of Potential Scenarios for Transformation of the Shelter Object into an Environmentally Safe System after Commissioning of the New Safe Confinement]. Interim Report on Research and Development. State registration number 01U109339, 2022. (in Ukr.)
7. Krukovsky P. G., Metel M. A., Sklyarenko D. I. (2019). *Novyi bezopasnyi konfaynment Chornobyl'skoy AES (raschetno-eksperimental'nyi analiz pri proyektirovanii i ekspluatatsii)* [New Safe Confinement of the Chornobyl NPP (calculation and experimental analysis in design and operation)]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 300 p. (in Rus.)
8. Skiter I., Vtornikova E. (2018). Development of the matrix material selection algorithm for immobilization of transurane elements using the modified method of analysis of hierarchies. *Nuclear and Radiation Safety*, no. 2, pp. 36–42.
9. Heroux M. A., Raghavan P., Simon H. D. (eds.) (2006). *Parallel Processing for Scientific Computing*. Philadelphia: SIAM, 390 p. doi.org/10.1137/1.9780898718133.
10. Saveliev M., Pantin M., Skiter I., Scott T. B., Martin P. G. (2023). Implementation of novel evolutionary algorithm for 3-dimensional radiation mapping and gamma-field reconstruction within the Chornobyl sarcophagus. *Algorithms*, vol. 16, no. 4, p. 204. doi.org/10.3390/a16040204.
11. Vitlinskyi V. V., Tereshchenko T. O., Savina S. S. (2016). *Ekonomiko-matematychni metody ta modeli: optymizatsiya* [Economic and mathematical methods and models: optimization] (3rd ed.). Kyiv: Kyiv National Economic University named after Vadym Hetman, 303 p. (in Ukr.)

Надійшла 27.06.2023

Received 27.06.2023

T. D. Lev, M. M. Talerko, B. S. Prister

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

Comprehensive Assessment of the Chornobyl Exclusion Zone Wildfires Impact on the 100-km Area Around the Chornobyl NPP

Keywords:

Exclusion Zone,
mapping,
aerial pollution,
radioecological zoning,
geoinformational analysis,
radioecological criticality
of the territory

A comprehensive assessment of the impact of wildfires in the Chornobyl Exclusion Zone on the adjacent territory within a radius of 100 km in the spring of 2020 and 2022 was carried out, considering the potential and realized radioecological criticality of the territory. The realized radioecological criticality was expressed in the estimated specific activity of ^{137}Cs in plants, which was formed as a result of aerial and root pollution of agricultural vegetation in farm fields and gardens during the transfer and deposition of radionuclides during fires. The specific activity of ^{137}Cs in plants was calculated based on the data on the integrated volumetric activity of ^{137}Cs , obtained by the WRF-LEDI model of atmospheric transport, using the set of models “AeralPlant — SoilPlant” depending on the biological stage of plant development. According to the results of the calculations, thematic mapping was carried out with the selection of zones of maximum and minimum contamination of the territory, taking into account potential radioecological criticality. Regardless of the volume activity of ^{137}Cs in the air and the direction of air transfer, the spatial nature of the distribution of the most critical areas is preserved. As a result, the most critical areas were identified, where dangerous levels of radiation exposure on the population are possible due to atmospheric transport of radionuclides caused by wildfires and extreme weather phenomena (dust storms) in the Chornobyl Exclusion Zone. Different scenarios of the regional land use structure were considered and thematic assessment maps were built, which are the basis of preventive planning of rehabilitation measures in case of critical situations in accordance with radiation safety norms.

Introduction

As of today, we have obtained and analyzed the results of research on the quantitative assessment of the main factors determining the level of air pollution with radionuclides in the contaminated areas of the Exclusion Zone and areas of mandatory (obligatory) evacuation as well as radionuclides transfer to relatively clean territories under normal conditions and as a result of extreme weather events [1–5]. These factors include natural wind and anthropogenic resuspension of radioactive aerosols, as well as resuspension of radioactive aerosols into the at-

mosphere caused by wildfires and burning of grasslands in contaminated areas. Wildfires cause significant damage to the environment, quality of human life, the efficiency of human activities, and the overall economy of the country. Environmental and economic damage from wildfires in radioactively contaminated areas also includes losses resulting from the pollution of air and vegetation with combustion products containing radioactive elements.

A comprehensive assessment of the impact of the Chornobyl Exclusion Zone (ChEZ), contaminated as a result of the Chornobyl Nuclear Power Plant (ChNPP) accident in 1986, on the adjacent areas within a radius

© T. D. Lev, M. M. Talerko, B. S. Prister, 2023

of 100 km was conducted based on the results of wildfires and dust storms during the spring periods of 2020 and 2022 [6, 7]. These two periods differed in the causes of the fires:

the 2020 period (April) was associated with massive wildfires and extreme weather conditions (lack of moisture, strong winds, plough-disturbance of agricultural fields, etc.);

the 2022 period (March) was associated with the military actions of the Russian Federation against Ukraine within the ChEZ surrounding the nuclear power plant.

A comparative assessment of the two periods mentioned above was carried out based on the results of numerical modeling of the atmospheric transport and deposition of radioactive elements (^{137}Cs) onto the ground surface, along with calculations for the contamination of agricultural products and identification of critical areas. This assessment utilized the following models:

1) WRF-LEDI set of models forecasting aerometeorological conditions and atmospheric transport of radionuclides and their deposition on the underlying surface [8];

2) “AeralPlant — SoilPlant” set of models for ChNPP 100-km area plant products aerial and root contamination of plant products with radionuclides for ChNPP 100-km area [9].

2020 and 2022 wildfires natural conditions overview

April 3–22, 2020 wildfires period. From April 3rd to April 20th, the ChEZ experienced the largest wildfire in its history. Simultaneously, from April 16th to April 17th, 2020, Kyiv and Zhytomyr regions in north of Ukraine faced a strong dust storm which had an impact on the radiation environment within both the ChEZ and adjacent areas of the 100-kilometer zone around the ChNPP. The interaction of these two processes resulted in a synergetic intensification of the influx of radionuclides into the air. Specifically, strong winds in the lower atmosphere of the ChEZ on April 16th, 2020, contributed to the rekindling of wildfires on radioactively contaminated areas. By that moment, these fires had been nearly ceased by firefighting efforts and rain on April 14th. Burning of vegetation (especially in the meadow areas of the ChEZ), resulted in covering the ground surface in the period of April 3rd to April 13th with a layer of finely dispersed soil and ash particles, highly susceptible to intense wind resuspension [6].

Based on the analysis of surface synoptic charts, the dynamics of surface pressure and air temperature, as well as the directions of air mass movement, weather conditions during wildfires in the ChEZ in the peri-

od of April 4th to April 22nd, 2020, were categorized into six typical synoptic situations [10]. These situations were marked by the movement of southwesterly and westerly air masses (>30% of cases) at speeds not exceeding 2–3 m/s before April 15th. The average relative humidity of the air was around 50%, varying from 90% at night to 25% during the day. According to data from the meteorological station in Chornobyl, the last moderate-intensity precipitation (more than 3 mm per day) before the wildfires in the ChEZ occurred on March 10th, 2020. Starting from April 16th, after a cold front passage, wind speeds increased to 15–22 m/s at the surface and reached 30–40 m/s at higher altitudes. During this period, an extreme synoptic situation with intense short-term dust storm was observed.

March 16–29, 2022 wildfires period. Within this period wildfires in the ChEZ were associated with curtain weather conditions, which can be presented by two typical synoptic situations [10]: 1) from March 11th to March 23rd an anticyclonic situation prevailed, when weather conditions were influenced by an anticyclonic high-pressure pattern (baric field) with low velocity winds predominantly from the west, northwest, and north directions (80%) and clear and dry weather with a gradual seasonal increase in air temperature; 2) from March 24th to March 29th a cyclonic situation prevailed, resulting in rapid change of weather conditions due to the advection of cold air masses throughout the atmosphere, which entered Ukraine from the northwest, forming a cold front. Westerly and northwesterly (recurring 70% of the time) winds velocity at the lowest atmospheric layer reached 15–22 m/s. According to data from the Kyiv meteorological station, short-term showers with intensity up to 2 mm/12 hours were observed on March 24th and 26th.

Wildfires in the ChEZ mainly affected the areas used for agricultural production before the Chornobyl accident and largely covered with grassy vegetation now. This very conclusion — a relatively small area of forestlands was affected by fires — can be additionally illustrated by the vegetation map drafted in the post-Chornobyl period (Fig. 1).

It should be noted, that the fires in 2022 partially occurred in the same areas where they occurred in April 2020 (Fig. 2), mainly in the southwestern part of the ChEZ and in the vicinity of the villages Tovsty Lis and Buda.

Radioactive aerosols atmospheric dispersion modelling and assessment of aerial contamination of vegetation

Calculations of the atmospheric dispersion of radioactive aerosols up to a distance of 100 km from the fire

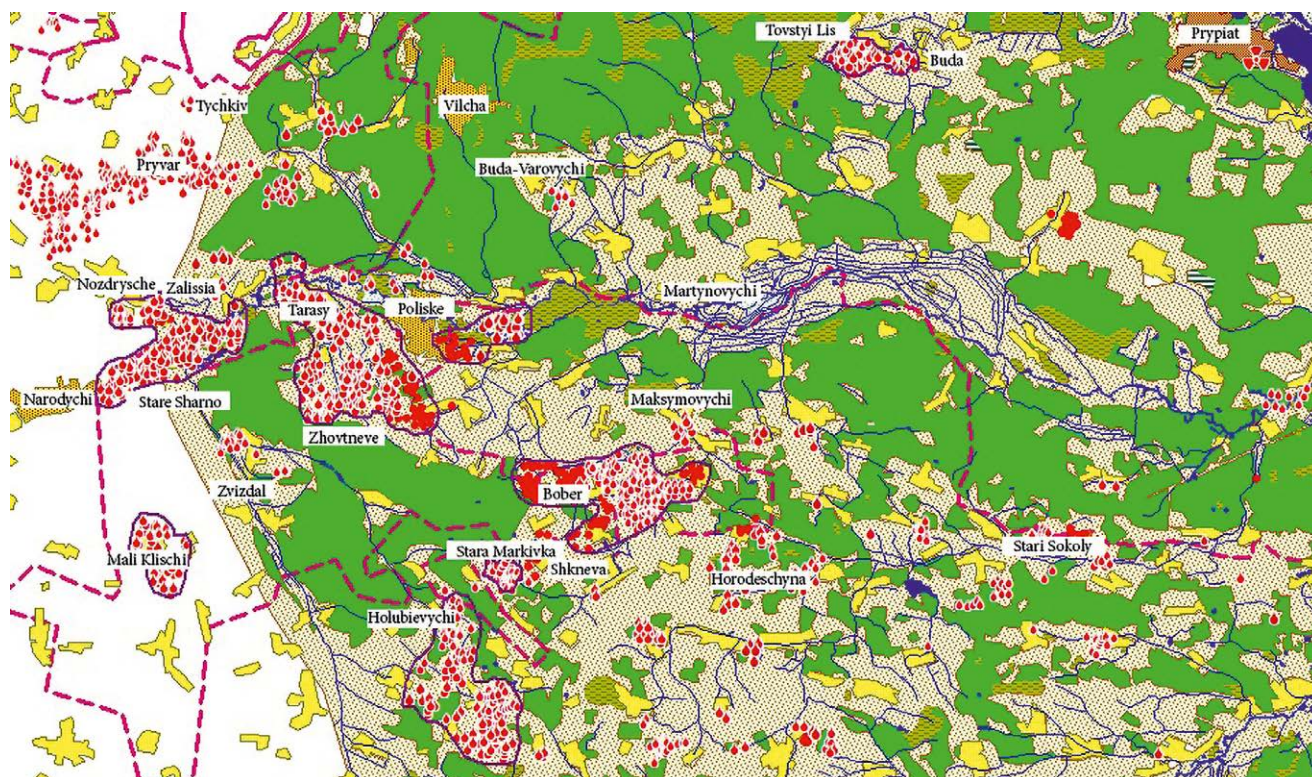


Fig. 1. 2022 fires areas on the vegetation map (see Figs 1–9 in color on the journal website)

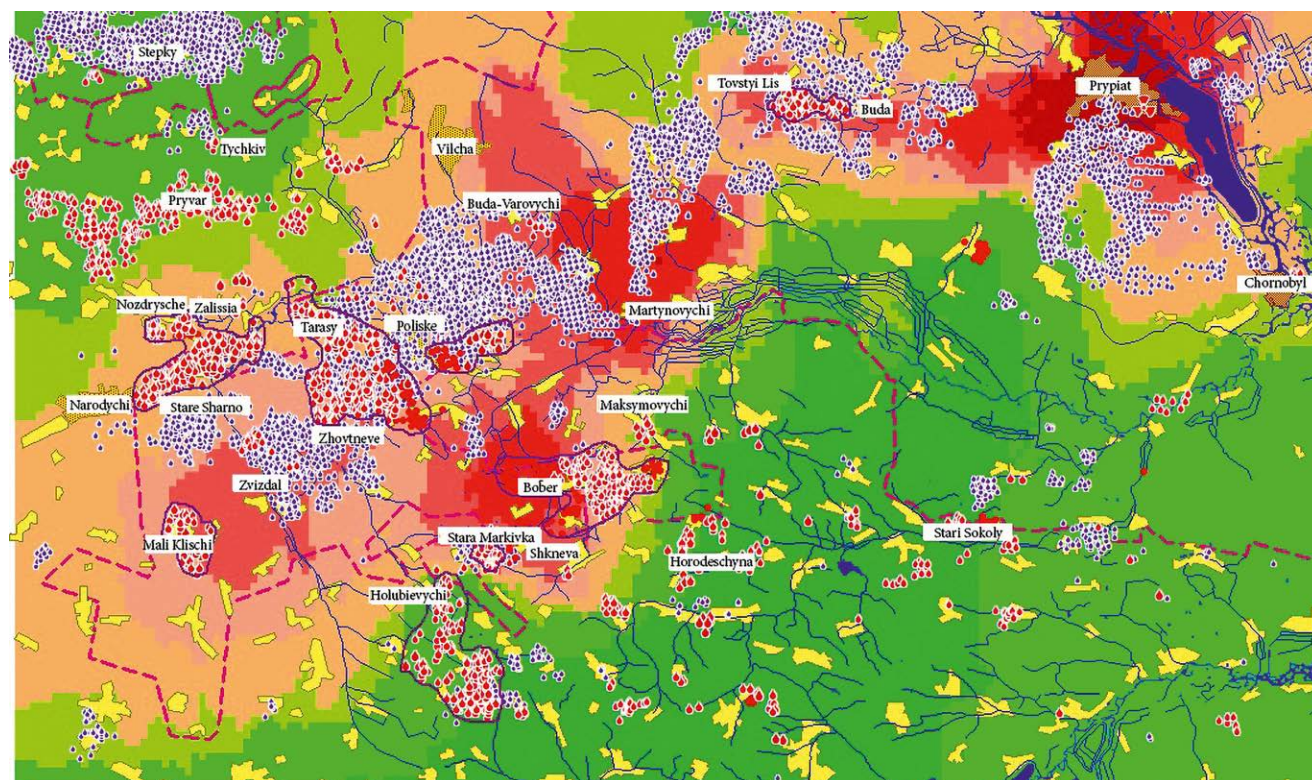


Fig. 2. 2020 fires areas (blue dots) and 2022 fires areas (red dots)

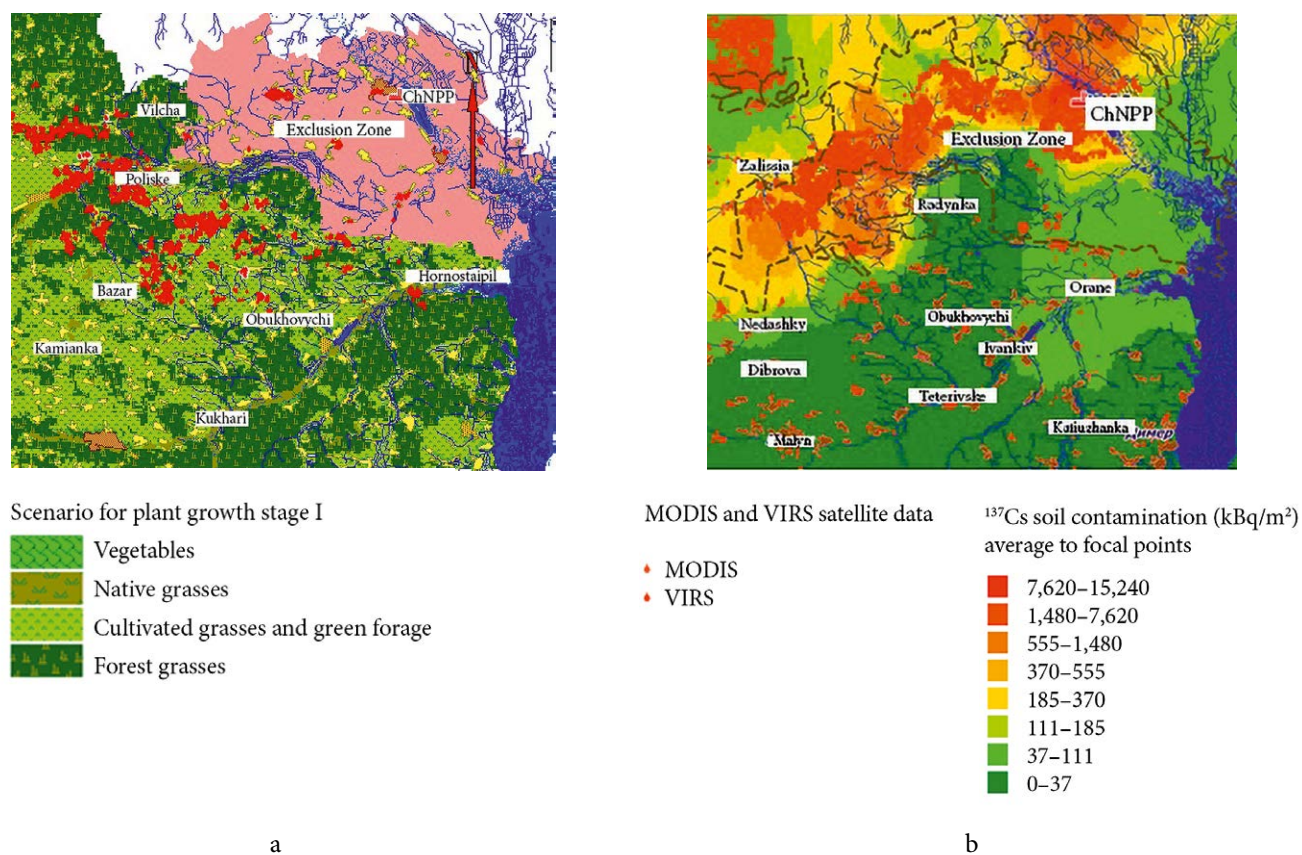


Fig. 3. April 16th and 17th, 2020 vegetation cover scenario — plant growth stage I (a), ChNPP 100-km zone ^{137}Cs soil contamination chart map (b)

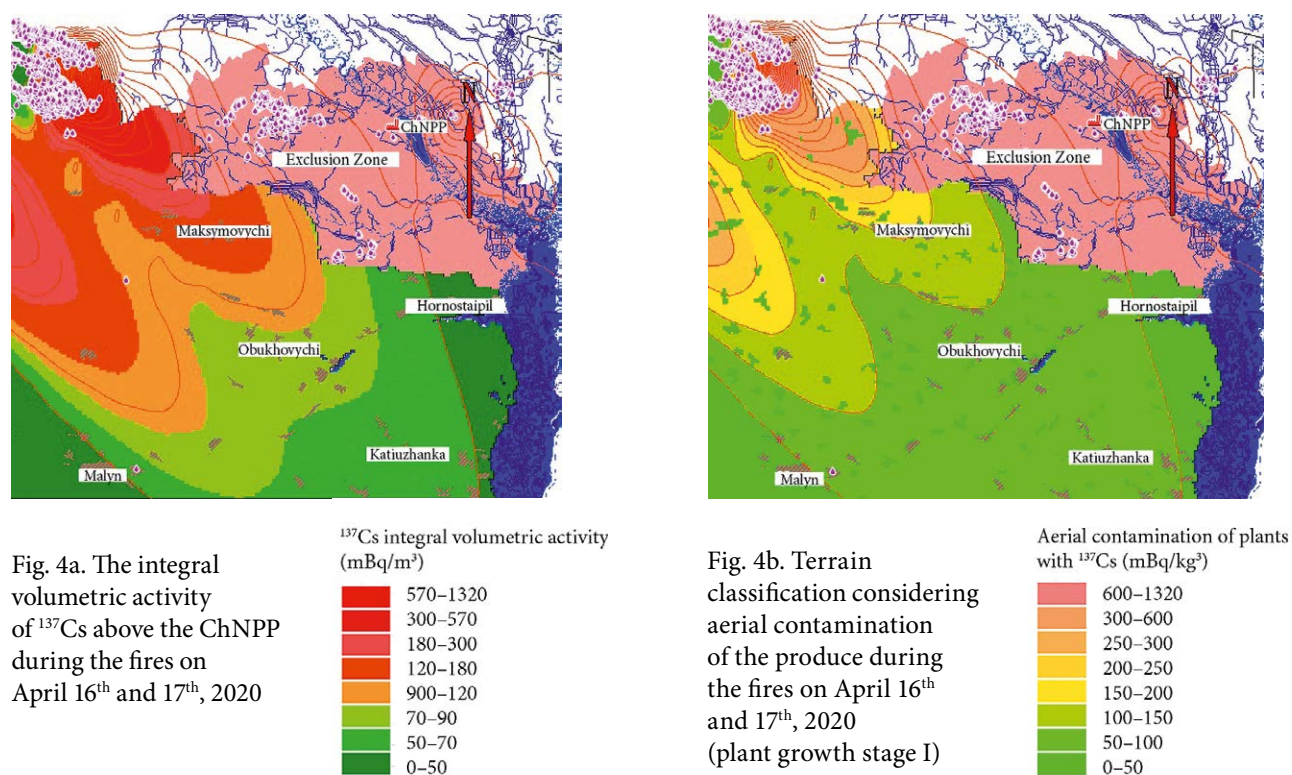


Fig. 4a. The integral volumetric activity of ^{137}Cs above the ChNPP during the fires on April 16th and 17th, 2020

Fig. 4b. Terrain classification considering aerial contamination of the produce during the fires on April 16th and 17th, 2020 (plant growth stage I)

Table 1. Scenarios for assessment of aerial contamination of specific plant species

Case scenario No.	Scenario code	Plant species	Validity period	$KP^{137}\text{Cs}$
1	Scen_1kv*	Herbage	1 st qtr. 10.04–20.05	200
		Grain crops, stage I		0.35
		Forest grasses		200
		Garden greens		200
2	Scen_2kv	Grass, greens	2 nd qtr. 20.05–30.06	200
		Grain crops, stage I		0.35
		Potatoes, stage I		3
		Cabbage and root crops, stage I		0.7
		Cucumbers and tomatoes, stage I		0.3
3	Scen_3kv	Grass, greens	3 rd qtr. 30.06–01.08	200
		Grain crops, stage II		37
		Potatoes, stage II		0.06
		Cabbage and root crops, stage II		4.2
		Cucumbers and tomatoes, stage II		6.8
4	Scen_4kv	Grass, greens	4 th qtr. 01.08–30.10	200
		Grain crops, stage I		0.35
		Potatoes, stage II		0.06
		Cabbage and root crops, stage II		4.2
		Cucumbers and tomatoes, stage II		6.8

* 1st quarter scenario (10.04–20.05): KP represents the transfer factor between the concentration of a specific radionuclide in plants and the density of deposition of that radionuclide on the ground, ($\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}/\text{kBq} \cdot \text{m}^{-2}$) [11]

zone were carried out, providing an assessment of the integral (in time) volumetric concentration of ^{137}Cs in the surface air. To assess the aerial contamination of vegetation, a case scenario for 100-km zone land-use pattern was drafted, considering the vegetation growth stage and the levels of soil contamination with ^{137}Cs after the Chornobyl accident in 1986. Fig. 3a shows a map chart of the first scenario (Table 1) corresponding to the season (spring 2020) and the spatial distribution of ^{137}Cs soil contamination after the ChNPP accident (see Fig. 3b).

The concentration of radionuclides in plant biomass at time t after single deposition is calculated according to the formula [9]

$$C(t) = \text{Dep}_{\text{Cs}} \cdot KP \cdot (a_1 \cdot e^{-0,693 \cdot \frac{t}{T_1}} + (1 - a_1) \cdot e^{-0,693 \cdot \frac{t}{T_2}}), \quad (1)$$

where $C(t)$ is the concentration of the radionuclide in plants at time t after deposition ($\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$); Dep_{Cs} is the density of deposition of that radionuclide ($\text{kBq} \cdot \text{m}^{-2}$); KP is transfer factor (see Table 1); T_1 and T_2 are the half-life periods of the fast removable and slowly removable forms of the radionuclide, respectively; a_1 is the fraction of the fast removable form [11].

The density of ^{137}Cs deposition (mBq/m^2) on the leaf surface is calculated using the formula

$$\text{Dep}_{\text{Cs}} = A_{\text{kt}} \cdot V_d, \quad (2)$$

where A_{kt} is the daily integrated activity of ^{137}Cs in the air over the ChNPP 100-kilometer zone ($\text{mBq} \cdot \text{s}/\text{m}^3$); V_d is the dry deposition velocity to the surface, given as $5 \cdot 10^{-3} \text{ m/s}$.

Using the WRF-LEDI atmospheric transport model set and the provided formulas (1) and (2), calculations were performed for the integral volumetric activity of ^{137}Cs in the air (Fig. 4a) and the specific activity of ^{137}Cs contamination of leafy vegetables and native grasses due to wildfires and dust storms on April 16th and 17th, 2020 (Fig. 4b). For this purpose, scenario maps for the agricultural crops zonation during the acute phase of the accident were used, along with the given transfer factors (KP) between the density of deposition and the specific activity of the radionuclide in the produce.

According to the modeling results (see Fig. 4b), following the period of fires with a dust storm on April 16th and 17th, 2020, the concentration of ^{137}Cs in leafy vegetables and grass within the selected region reached

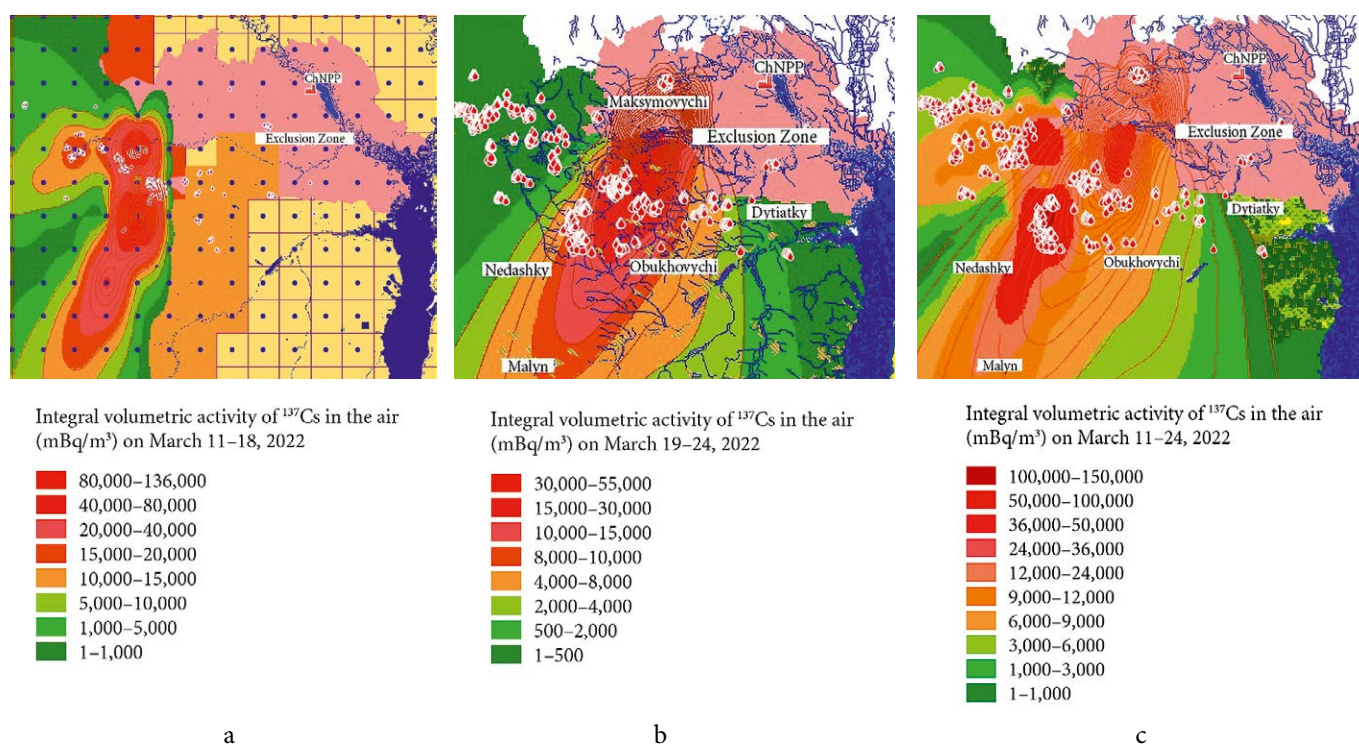


Fig. 5. The spatial distribution of volumetric concentration of ^{137}Cs in the air according to the periods: March 11–18, 2022 to the north (a), March 19–24, 2022 to the northeast (b) and gross volumetric concentration of ^{137}Cs in the air on March 11–24, 2022 (c) after wildfires in ChEZ

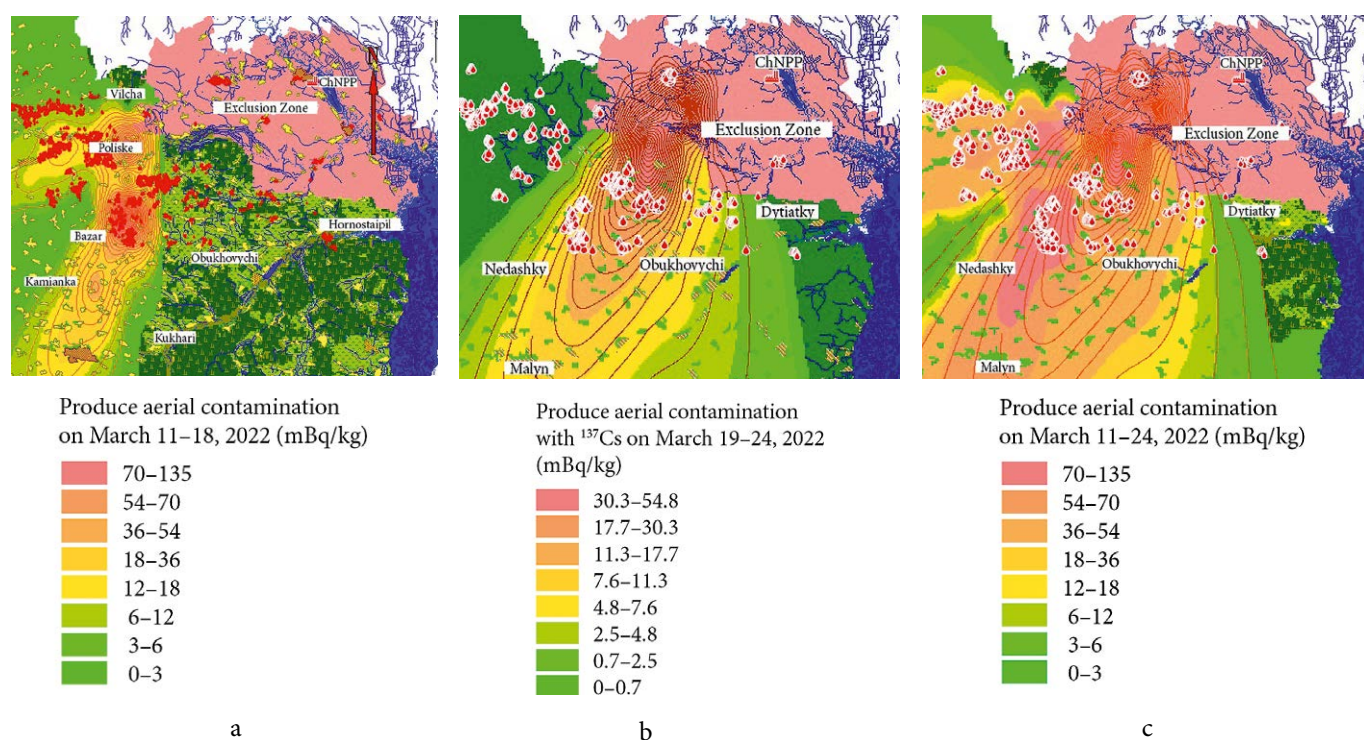


Fig. 6. The spatial distribution of plant produce contamination with ^{137}Cs according to the periods: March 11–18, 2022 (a), March 19–24, 2022 (b) and gross specific activity of ^{137}Cs in the produce on March 11–24, 2022 (c) after wildfires in ChEZ

a maximum value of $1,320 \text{ mBq} \cdot \text{kg}^{-1}$, which is three orders lower than the operational intervention level OIL6 (IAEA criteria [12]) for a radiological accident, which is set at $2 \text{ kBq} \cdot \text{kg}^{-1}$. Therefore, based on the calculations and comparison with intervention criteria, the results obtained after the fires and dust storm have practically no impact on the radiation exposure of the population residing in these areas.

Similarly, the consequences of fires during military operations in the ChEZ for the period from March 11th to March 24th, 2022 [7] had been assessed using the model set. The calculation period was divided into two periods, taking into account the direction of atmospheric transport: to the north (March 11–18, 2022) and to the northeast (March 19–24, 2022). The results of the spatial distribution of volumetric concentration, calculated using the WRF-LEDI model set, are presented on Fig. 5. Since the volumetric concentration values are small, they are given in $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$ and are an order of magnitude lower than the calculated values for the period of fires and dust storm on April 16th and 17th, 2020.

Using formula (1) and Table 1, the aerial contamination of produce resulting from wildfires and the transport of radionuclides to adjacent areas was calculated for two periods (Fig. 6 a and b), as well as the gross aerial contamination of produce for the entire period (c). The results show that the highest contamination of plant produce occurred during the period with northward atmospheric transport (March 11–18, 2022) from the areas of more intense wildfires.

The overall contamination of plant produce after the fires in the spring of 2022 was found to be an order of magnitude lower than the contamination after fires and dust storm in 2020.

Analysis of the results obtained

The realized radioecological criticality [13] was expressed in the calculated specific activity of ^{137}Cs in plants accumulated due to the aerial contamination of agricultural vegetation on farmland and gardens due to the transport and deposition of radionuclides during the fires in 2020 and 2022. The integral deposition for the specified period was taken into account along with empirically obtained transfer factors between the volumetric activity in the air and the specific activity in plants depending on the biological growth stage of the vegetation. Based on the calculation results, thematic mapping was carried out to identify zones of maximum and minimum contamination of the territory, as well considering potential radioecological criticality [13, 14]. The consideration of ra-

dioecological criticality was conducted as follows:

on the comprehensive map (Fig. 7) of potential radioecological criticality using GIS tools, three spatial zones with an elevated degree of criticality were identified, corresponding to the specified map (the range of values for the potential criticality parameter is 0.502–0.648);

these zones were delineated as separate regions that can be overlaid onto any thematic map (for aerial or root contamination of vegetation) to determine the most critical areas for further analysis and decision-making.

The chart map below (Fig. 8) represents the ChNPP 100-km area (without ChEZ) zoning based on classes with the highest degree of criticality [14]:

class 114 — agricultural lands located on supraclastic landscapes with peat soils in river floodplains with herbaceous vegetation (cereal crops in vegetative growth stage II) cover an area of 77.22 km^2 ;

class 124 — agricultural lands located on eluvial landscapes with soddy gleyed light loamy soils and herbaceous vegetation (cereal crops in vegetative growth stage II) cover an area of 44.66 km^2 ;

class 134 — agricultural lands located on downslope landscapes with soddy gleyed light loamy soils and herba-

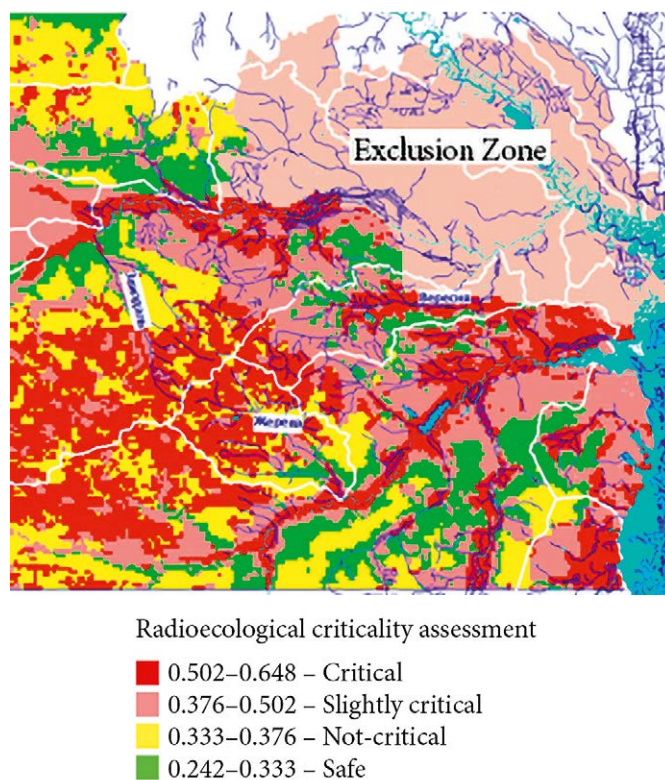


Fig. 7. Comprehensive map of potential radioecological criticality of the ChNPP 100-km zone according to typological zones

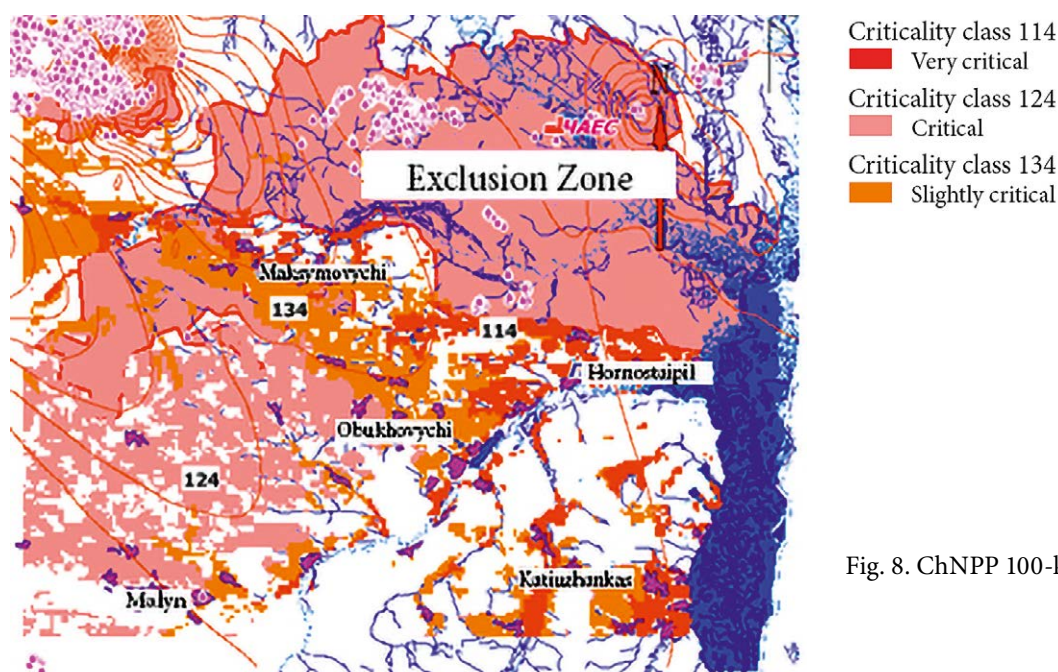


Fig. 8. ChNPP 100-km area criticality zoning

ceous vegetation (cereal crops in vegetative growth stage II) cover an area of 110.91 km².

Classes of criticality are also distinguished within the territory of populated areas with gardens and meadow vegetation. In our example, for the analyzed territory of the ChNPP 100-km zone, these types of underlying terrain are not representative, except for the forested areas, which are not critical.

For the highlighted classes of criticality, average values, maximum, and minimum values of the specific activity of ¹³⁷Cs in plants were obtained for the period of fires and dust storms on April 16th and 17th, 2020 (Table 2).

The comparative data provided on the Fig. 9 suggest that areas with elevated levels of product contamination do not necessarily coincide with the designated criticality

classes. However, the map highlights regions with maximum product contamination (calculated using the model) within different criticality classes. This presentation allows for the prioritization of areas for further environmental protection measures in the event of particularly hazardous extreme situations in radioactive contamination areas.

Table 2. Statistical data on calculated specific activity of ¹³⁷Cs in plants according to radioecological criticality classes, mBq/kg

Criticality class	Average value	Minimal value	Maximal value
114	82.3	0.7	343.2
124	100.7	1.16	1 044.1
134	125.5	27.8	1 117.2

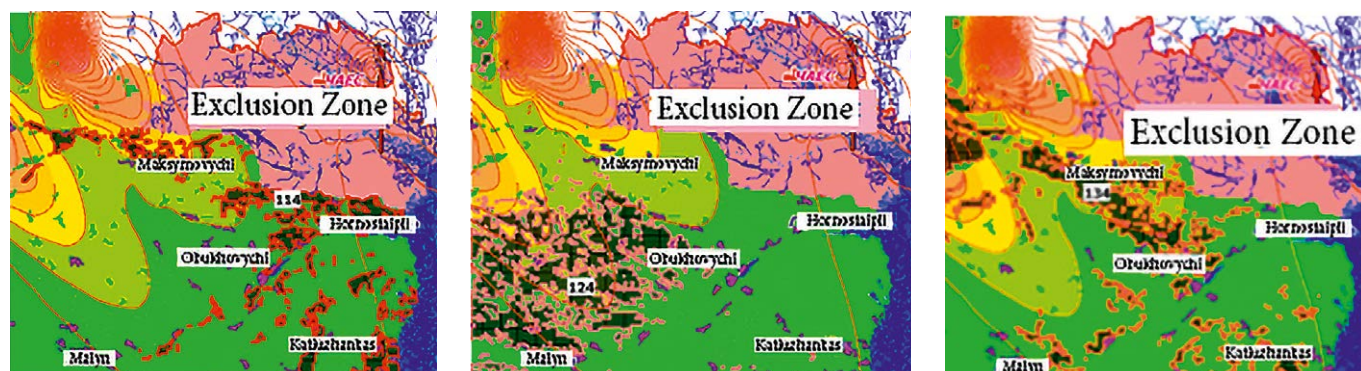


Fig. 9. Spatial distribution of radioecological classes (114, 124, 134) on the thematic map of gross specific activity of ¹³⁷Cs in plants within the period of fires and dust storm on April 16th and 27th, 2020

Conclusions

A set of mathematical models has been developed for assessing and forecasting radioactive contamination of the atmosphere, redistribution of radionuclides within the components of the environment due to extreme meteorological events (wildfires, tornadoes, dust storms), and man-made impact within the ChEZ and beyond.

As a result, the most critical areas with the potential for dangerous levels of radiation exposure to the population due to atmospheric transport of radionuclides from the ChEZ in case of wildfires and extreme meteorological events (dust storms) have been identified. The findings show that the most significant contamination of agricultural produce occurred during the period with northward atmospheric transport (March 11–18, 2022) from the areas of relatively larger sources of wildfires. Various scenarios of regional land use patterns have been considered, and thematic assessment maps have been drafted as a base for preventive planning of rehabilitation measures in critical situations according to radiation safety standards.

References

1. Prister B. S., Kluchnikov A. A., Bariakhtar V. G., Shestopalov V. M., Kukhar V. P. (2016). *Problemy bezopasnosti atomnoy energetiki. Uroki Chernobylya* [Nuclear power Security Issues. Chornobyl lessons]. Chornobyl, 356 p. (in Rus.)
2. Goldammer J. G., Kashparov V., Zibtsev S., Robinson S. (2015). *Peredovoy opyt bor'by s prirodnymi pozharemi na zagryaznennykh territoriyakh i rekomendatsii po bezopasnosti pozharaykh pri pozharakh na territoriyakh s radioaktivnym zagryazneniyem* [Best practices and recommendations for wildfire suppression in contaminated areas, with focus on radioactive terrain]. Global Fire Monitoring Center (GFMC). Freiburg — Basel — Kyiv. 45 p. (in Rus.)
3. Evangeliou N., Zibtsev S., Myroniuk V., Zhurba M., Hamburger T., Stohl A., Balkanski Y., Paugam R., Mousseau T. A., Möller A. P., Kireev S. I. (2016). Resuspension and atmospheric transport of radionuclides due to wildfires near the Chornobyl Nuclear Power Plant in 2015: An impact assessment. *Scientific Reports*, vol. 6, art. 26062.
4. Talerko M. M., Lev T. D., Kireev S. I., Kashpur V. O., Kuzmenko G. G. Evaluation of radioactive air contamination due to a forest fire within the Exclusion Zone on June 5–8, 2018. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (14), pp. 47–57.
5. Press release of the Regional Eastern European Fire Monitoring Center regarding fires near the Chornobyl Exclusion Zone on March 29, 2020 — April 16, 2020. Available at: <https://nubip.edu.ua/node/75436>. (in Ukr.)
6. Talerko M. M., Lev T. D., Kovalets I. V., Yatsenko Yu. V. (2020). [Modeling of the atmospheric distribution of radioactivity released into the air as a result of wildfires in the Exclusion Zone in April 2020]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 3 (18), pp. 86–104. (in Ukr.)
7. Talerko M., Lev T., Nosovskyi A. (2022). [Assessment of radioactive contamination of the atmosphere due to wildfires in the exclusion zone in the period from March 11 to March 31, 2022]. Proceedings of the *INUDEC0 2022 International Conference “Problems of Decommissioning of Nuclear Energy Facilities and Environmental Restoration”* (Slavutych, April 27–28, 2022). (in Ukr.)
8. Talerko N. N., Garger E. K., Klyuchnikov A. A. (2010). Prediction of the consequences of accidental releases from nuclear power plants with the help of the mesoscale atmospheric transport model LEDI. *Reports of the National Academy of Sciences of Ukraine*, vol. 12, pp. 74–79. (in Rus.)
9. Prister B. (2022). Model of radionuclide uptake by plants via foliar pathway: Kyshtym, Chernobyl, Fukushima. In: Nanba K., Konoplev A., Wada T. (eds.) *Behavior of Radionuclides in the Environment III*. Singapore: Springer, 389–424. doi.org/10.1007/978-981-16-6799-2_18.
10. Lev T. D., Talerko M. M. (2022). [Analysis and modeling of meteorological conditions of radionuclide distribution during wildfires and dust storms in the Chornobyl Exclusion Zone in 2015–2022 using reanalysis data]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (24), pp. 67–85. (in Ukr.)
11. Prister B. S. (2008). *Problemy sel'skokhozyaystvennoy radioekologii i radiobiologii pri zagryaznenii okruzhayushchey sredy molodoy smes'yu produktov yadernogo deleniya* [Problems of agricultural radioecology and radiobiology in the influence of the environment with a young mixture of nuclear fission products]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 320 p. (in Rus.)
12. IAEA (2012). *Criteria for use in preparedness and response to a nuclear or radiological emergency*. IAEA Safety Standards, No. GSG-2. Vienna: International Atomic Energy Agency, 132 p. (in Rus.)
13. Prister B. S., Vinogradskaya V. D., Lev T. D., Talerko M. M., Garger E. K., Onishi Y., Tischenko O. G. (2018). Preventive radioecological assessment of territory for optimization of monitoring and countermeasures after radiation accidents. *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 184–185, pp. 140–151. doi.org/10.1016/j.jenvrad.2018.01.021.
14. Prister B. S., Lev T. D., Nosovskyi A. V., Talerko M. M. (2022). *Comprehensive radioecological monitoring for objects of radioactively contaminated areas*. Kyiv: Akademiya, 286 p.

Т. Д. Лев, М. М. Талерко, Б. С. Прістер

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

**Комплексна оцінка впливу лісових пожеж у зоні
відчуження на територію 100-км зони навколо
Чорнобильської АЕС**

Виконано комплексну оцінку впливу лісових пожеж у Чорнобильській зоні відчуження на прилеглу територію в радіусі 100 км навесні 2020 та 2022 рр. з урахуванням потенційної та реалізованої радіоекологічної критичності території. Реалізована радіоекологічна критичність виражалася в розрахунковій питомій активності ^{137}Cs у рослинах, що сформувалась унаслідок аерального та кореневого забруднення сільськогосподарської рослинності на фермерських полях та городах при перенесенні та осадженні радіонуклідів у період пожеж. Питома активність ^{137}Cs у рослинах розраховувалася за даними про інтегральну об'ємну активність ^{137}Cs , отриманими за моделлю атмосферного перенесення WRF-LEDI, з використанням комп-

лексу моделей “AeralPlant — SoilPlant” залежно від біологічної фази розвитку рослин. За результатами розрахунків було проведено тематичне картографування з виділенням зон максимального та мінімального забруднення території з урахуванням потенційної радіоекологічної критичності. Незалежно від величини об'ємної активності ^{137}Cs у повітрі та напрямку повітряного перенесення просторовий характер розподілу найбільш критичних територій зберігається. У результаті було виявлено найбільш критичні території, на яких можливе формування небезпечних рівнів дозового навантаження на населення при повітряному перенесенні радіонуклідів із зони відчуження внаслідок лісових пожеж та екстремальних метеорологічних явищ (пилові бурі) у Чорнобильській зоні відчуження. Розглянуто різні сценарії структури регіонального землекористування та побудовано тематичні оціночні карти, які є основою превентивного планування реабілітаційних заходів у випадку критичних ситуацій відповідно до норм радіаційної безпеки.

Ключові слова: зона відчуження, картографування, аеральне забруднення, радіоекологічне районування, геоінформаційний аналіз, радіоекологічна критичність території.

Надійшла 09.06.2023
Received 09.06.2023

Правила для авторів

Загальні вимоги

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

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

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

4. Редакція приймає статті українською або англійською мовою.

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

6. Загальний обсяг статті разом з графічними матеріалами не повинен перевищувати 15 сторінок формату A4.

7. На титулі статті має бути представлено її УДК.

Українською та англійською мовами слід навести: прізвище, ім'я та по батькові автора; його учений ступінь, звання, посаду, ідентифікатор ORCID; повну назву організації, де працює автор, і її поштову адресу; назву статті; анотацію та ключові слова.

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

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

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

Графіки повинні відображати великі обсяги даних ясно і зрозуміло. Оформляючи в статті графіки, автор має переконатися, що в них підписано всі осі, вказано всі одиниці виміру для величин, підписано всі криві масиви даних.

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

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

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

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

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

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

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

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

Структура та зміст статті

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

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

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

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

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

Структура статті передбачає такі основні розділи: вступ; стан проблеми та аналіз літературних даних; постановка завдань дослідження; матеріали дослідження, експериментальна частина; інтерпретація результатів та їх апробація; висновки.

Вступ має надати читачеві інформацію (зокрема довідкового характеру), необхідну для того, щоб зрозуміти, яке питання вивчалось, а також причини, з яких автор проводить дослідження. У вступі стисло

потрібно відобразити передумови до проведення дослідження: подати загальне розуміння проблеми, яку автор порушив, й аргументовано обґрунтувати актуальність дослідження, описати проблему та тематику, а також навести актуальні знання, пов'язані з розглянутими науково-дослідницькими завданнями.

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

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

Правильно підібраний літературний огляд передбачає:

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

посилання на дослідження різних дослідницьких груп;

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

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

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

Джерела в тексті статті повинні бути відсортовані за порядком згадування.

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

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

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

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

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

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

Список використаної літератури

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

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

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

Після статті українською мовою має бути розміщено два списки:

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

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

Для статті англійською мовою достатньо лише списку References.

Оформлення списку літератури «References»

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

ПІБ авторів (транслітерація);

рік видання в дужках;

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

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

вихідні дані з позначеннями англійською мовою.

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

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

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

