

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT



Науково-технічний журнал

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

№ 3 (28) 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 № 13 від 29 грудня 2023 р.)

Підписано до друку 05.03.2023. Формат 60×90 1/8
Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 11
Тираж 150 пр. Зам. № 96

Віддруковано ФОП Капінус Геннадій Миколайович
04210, м. Київ, вул. Малиновського, 28, кв. 49

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>А. М. Головченко, В. В. Запорожан, І. В. Запорожан, В. П. Кравченко</i> Моделювання процесів у герметичному огороженні реакторної установки з ВВЕР-1000 під час випробувань на герметичність	3
<i>В. І. Скалозубов, О. М. Верінов, А. В. Канівець, В. Ю. Кочнєва, Д. С. Бундєв, Х. Хайо</i> Ризик-орієнтований метод оптимізації стратегії планового ремонту за технічним станом систем, важливих для безпеки ядерних енергоустановок	10
<i>А. О. Оверченко, В. І. Леус, В. П. Кравченко</i> Співставлення варіантів розташування теплових насосів для гарячого водопостачання від АЕС	16
<i>О. В. Михайлов, В. М. Безмилов</i> Кондиціювання високоактивних твердих радіоактивних відходів у ядерному паливному циклі. Огляд методів та технологій. Частина 1	26
<i>О. В. Балан, Л. І. Павловський, В. М. Рудько, С. С. Підберезний</i> Загальний підхід до поводження з паливовмісними матеріалами і супутніми радіоактивними відходами на етапі діяльності з вилучення їх із приміщень об'єкта «Укриття»	38
<i>Р. М. Kuznietsov, О. О. Biedunkova</i> Study of temperature impact of discharges and balance of biogenic elements in the water of the Styr river in the impact zone of the Rivne NPP	49
<i>М. М. Талерко, Т. Д. Лев, Б. С. Прістер, О. В. Войцехович</i> Радіоекологічне районування зони впливу АЕС як методична основа для організації взаємодії систем прогнозу радіаційної ситуації та мережі моніторингу агросфери у випадку можливих комунальних аварій	59
<i>О. К. Трунова, О. С. Бережницька, О. О. Роговцов, В. І. Пехньо</i> Хелатні комплекси мікроелементів кобальту, міді, марганцю, цинку як блокатори надходження радіонуклідів ^{90}Sr , ^{137}Cs в організм людини харчовим ланцюгом «ґрунт — рослина — тварина — людина»	75
70-річчя академіка НАН України А. В. Носовського	85
Правила для авторів	86

CONTENTS

<i>A. M. Holovchenko, V. V. Zaporozhan, I. V. Zaporozhan, V. P. Kravchenko</i> Simulation of processes in the containment of the VVER 1000 reactor facility during leak tests	3
<i>V. I. Skalozubov, O. M. Vierinov, A. V. Kanivets, V. Yu. Kochnieva, D. S. Bundiev, H. Hayo</i> Risk-informed method for optimizing the strategy of scheduled repairs according to the technical condition of safety related systems of nuclear power plants	10
<i>A. O. Overchenko, V. I. Leus, V. P. Kravchenko</i> Comparison of heat pump location options for hot water supply from NPP	16
<i>O. V. Mykhailov, V. M. Bezmylov</i> Conditioning of high-level solid radioactive waste in nuclear fuel cycle. Review of methods and procedures. Part 1	26
<i>O. V. Balan, L. I. Pavlovskyi, V. M. Rudko, S. S. Pidbereznyi</i> General approach to the fuel containing materials and associated radioactive waste management at the stage of their removal from the Shelter object premises	38
<i>P. M. Kuznietsov, O. O. Biedunkova</i> Study of temperature impact of discharges and balance of biogenic elements in the water of the Styr river in the impact zone of the Rivne NPP	49
<i>M. M. Talerko, T. D. Lev, B. S. Prister, O. V. Voitsekhovych</i> Radioecological zoning as a methodical basis for the organization of interaction of systems for forecasting the radiation situation and the monitoring network of the agrosphere in case of radiation emergencies	59
<i>O. K. Trunova, O. S. Berezhnitska, O. O. Rohovtsov, V. I. Pekhnyo</i> Chelate complexes of microelements Co, Cu, Mn, Zn as blockers of the entry of radionuclides ^{90}Sr , ^{137}Cs into the human body through the “soil — plant — animal — human” food chain	75
70 th anniversary of Academician of the NAS of Ukraine A. V. Nosovskyi	85
Author Guidelines	86

А. М. Головченко¹, В. В. Запорожан², І. В. Запорожан¹, В. П. Кравченко¹

¹ Національний університет «Одеська політехніка», просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044, Україна

² Відокремлений підрозділ «Науково-технічний центр» акціонерного товариства «НАЕК «Енергоатом», вул. Гоголівська, 22–24, 01054, м. Київ, Україна

Моделювання процесів у герметичному огороженні реакторної установки з ВВЕР-1000 під час випробувань на герметичність

Ключові слова:

герметичне огороження, випробування на герметичність, математична модель, скорочення часу стабілізації

Останнім бар'єром безпеки на шляху виходу радіоактивних елементів за умов аварії є герметичне огороження (ГО). Після кожного ремонту проводяться випробування ГО на герметичність. Тривалість випробувань може перевищувати добу. Метою статті є моделювання процесів у ГО реакторної установки з ВВЕР-1000, що дозволяє обґрунтовувати рекомендації щодо скорочення тривалості цих випробувань. У роботі розроблена математична модель стану середовища в ГО, яка складається з диференціальних рівнянь енергетичного, матеріального балансу та зміни температури в поглиначах теплоти. Верифікація моделі проведена співставленням результатів розрахунку з даними випробувань на 4-му блоці Рівненської АЕС. На етапі стабілізації параметрів розрахункова швидкість зміни температури практично співпадає з натурними даними. Для скорочення етапу стабілізації запропоновано регулювання температури повітря на виході з компресора за допомогою ежектора. Отримано, що при різниці температури повітря, що нагнітається, та температури в ГО 0,5 °C, стабілізація досягається за 30 хвилин.

Вступ

Для більшості типів АЕС обладнання першого контуру реакторної установки розташовують у спеціалізованих будівельних конструкціях, до яких застосовуються певні вимоги герметичності. Зокрема у ВВЕР-1000 контайнмент має циліндричну форму з овальним дахом і належить до герметичного огороження (ГО). Після кожного планового-попереджувального ремонту (ППР) виконується випробування герметичності надлишковим внутрішнім тиском повітря та підтверджується надійність ГО визначенням інтегрального витоку (ІВ), що регламентується Правилами ядерної безпеки [1, п. 3.1.4].

Як зазначено у [2], випробування виконується в декілька етапів:

1. Вакуумування ГО для визначення місць нещільності та усунення пошкоджень — 4 години.
2. Нагнітання повітря до контрольного тиску. Визначення нещільності вузлів системи локалізації аварії (основного та допоміжного шлюзів, люку транспортного коридору та ін.) — 8 годин.
3. Стабілізація параметрів для вирівнювання температури по всьому об'єму — 8 годин.
4. Проведення вимірювань температури, тиску та вологості — 8 годин.
5. Скидання тиску — 1,5 години.

Наведена тривалість етапів може суттєво відрізнятися для різних АЕС та енергоблоків.

Як видно, пришвидшення випробувань на герметичність позитивно позначиться на загальному терміні ППР, адже під час випробувань всередині контайн-

мента припиняються всі роботи. Вочевидь за рахунок збільшення продуктивності компресорного обладнання можна скоротити час етапу підвищення тиску, але не зрозуміло, як це вплине на етап стабілізації параметрів. Тому для детального розуміння механізму процесів, що відбуваються в ГО, та визначення певних залежностей необхідно розробити математичну модель процесів у середовищі ГО за умов випробувань.

Метою цієї роботи є розробка математичної моделі процесів, що відбуваються в ГО під час випробувань на щільність, задля визначення факторів, які впливають на тривалість вимірювання ІВ із захисної оболонки та його кількісної оцінки.

У [3] наводиться аналіз можливих шляхів зниження тривалості кожного етапу. Ця робота присвячена удосконаленню етапу стабілізації параметрів.

Процеси, що відбуваються в ГО під час випробувань на щільність

Насамперед визначимо, що вологість повітря в ГО не досягає 100 % за весь час випробувань. Тобто немає потреби розглядати процес утворення туману. Це пояснюється умовами до якості повітря, що нагнітається, а саме до вологості та вмісту пилу. Для цього на всмоктуванні компресора встановлено фільтр для очищення від пилу, а на виході — засіб для осушення повітря. Треба відмітити, що компресор має внутрішнє охолодження, що суттєво знижує теоретичну температуру повітря, яка б мала бути під час стиснення повітря до визначеного тиску.

Для зручності розглянемо одразу етап нагнітання повітря в ГО (на інших етапах відбуватимуться фактично ті ж самі процеси). Так, повітря в ГО потрапляє від компресорної станції, де стискається до відповідного тиску, а потім охолоджується й осушується. Зауважимо, що охолоджене повітря має дещо вищу температуру, ніж температура в ГО. У зв'язку з цим під час нагнітання повітря в ГО відбувається розігрів середовища не тільки за рахунок збільшення тиску. Збільшення різниці температур між атмосферою і поверхніми обладнання ГО спричиняє інтенсифікацію процесу теплообміну між повітрям і конструкціями контейнера. У свою чергу теплота, отримана поверхнею обладнання, розповсюджується у внутрішні шари матеріалу (пасивного «поглинач» тепла).

Кількість теплоти, що підводиться стисненням повітрям до атмосфери ГО, є практично сталою величиною, оскільки витрата й параметри середовища після компресора впродовж нагнітання змінюються

на незначний відсоток (менше 1 %) [4]. При цьому кількість теплоти, що поглинається обладнанням у ГО, навпаки, є змінною величиною, яка залежить від різниці температур між повітрям і поверхнею «поглиначів» тепла. Зокрема, на цю залежність мають вплив такі фактори, як режим циркуляції повітря (природної) вздовж поверхні «поглиначів» та теплофізичні властивості матеріалу «поглиначів». Відзначимо, що саме процес поглинання тепла обладнанням ГО має вирішальне значення на етапі стабілізації параметрів після вимкнення компресора.

Крім вищезазначеного, необхідно взяти до уваги наявність басейну витримки. Так, відкрита поверхня води, за умов відключеної системи вентиляції і кондиціювання, може впливати на стан атмосфери ГО, зокрема на вологість повітря.

Математичний опис процесу, що відбувається в ГО, проводиться за таких припущень:

усі процеси термодинамічно рівноважні;

процес розглядається в нуль-вимірному наближенні, тобто змінами характеристик пароповітряної суміші в просторі нехтуємо;

усі пасивні поглиначі тепла на початку процесу рівномірно прогріті й мають однакову з повітрям температуру;

пасивні поглиначі тепла одновимірні, тобто розповсюдження тепла відбувається тільки вглиб шарів матеріалу;

пасивні поглиначі тепла умовно розділені на два типи: герметичне огороження, що складається з пофарбованого шару металевих облицювання (8 мм) та бетону, а також внутрішні будівельні конструкції, що складаються з пофарбованого бетону.

Розглянемо процеси, що відбуваються в ГО під час випробувань на щільність, використовуючи 1) енергетичний баланс, 2) матеріальний баланс, 3) нестационарну теплопровідність.

1. Швидкість зміни маси ($M_{ГО}$) пароповітряної суміші в ГО опишемо рівнянням

$$\frac{dM_{ГО}}{dt} = G_{П.ВХ} - G_{Г.ВХ} + G_{Г.ВХ} + G_{П.БВ} - G_{П.К} - G_{Т.О.}, \quad (1)$$

де $G_{Г.ВХ}$ — витрата повітря, що надходить у ГО; $G_{Г.Вих}$ — витрата повітря, що виходить із ГО; $G_{П.ВХ}$ — витрата пари, що надходить у ГО; $G_{П.Вих}$ — витрата пари, що виходить із ГО; $G_{П.БВ}$ — витрата пари, що утворюється на поверхні басейну витримки (БВ); $G_{П.Конд}$ — витрата пари, що конденсується на стінках та обладнанні ГО.

2. Швидкість зміни кількості енергії ($Q_{ГО}$) пароповітряної суміші в ГО описується співвідношенням

$$\frac{dQ_{\Gamma O}}{dt} = Q_{\Pi, \text{BX}} + Q_{\Gamma, \text{BX}} + Q_{\Pi, \text{BB}} + Q_{\Pi, \text{ВИХ}} - Q_{\Gamma, \text{ВИХ}} - Q_{\Pi, \text{К}} - Q_{\text{Т.О.}}, \quad (2)$$

де $Q_{\Pi, \text{BX}} = G_{\Pi, \text{BX}} \cdot i_{\Pi, \text{BX}}$ — енергія, що надходить від компресора в ГО за одиницю часу з парою; $Q_{\Gamma, \text{BX}} = G_{\Gamma, \text{BX}} \cdot i_{\Gamma, \text{BX}}$ — енергія, що надходить від компресора в ГО за одиницю часу з повітрям; $Q_{\Pi, \text{BB}} = G_{\Pi, \text{BB}} \cdot i_{\Pi, \text{BB}}$ — енергія, що надходить у ГО за одиницю часу з парою, яка утворилась на поверхні БВ; $Q_{\Pi, \text{ВИХ}} = G_{\Pi, \text{ВИХ}} \cdot i_{\Pi}$ — енергія, що забирається з ГО за одиницю часу парою, яка виходить через нещільність; $Q_{\Gamma, \text{ВИХ}} = G_{\Gamma, \text{ВИХ}} \cdot i_{\Gamma}$ — енергія, що забирається з ГО за одиницю часу повітрям, яке виходить через нещільність; $Q_{\Pi, \text{К}}$ — енергія, що забирається з ГО за одиницю часу парою, яка конденсується на стінах та обладнанні; $Q_{\text{Т.О.}}$ — енергія, що забирається/підводиться з ГО за одиницю часу за рахунок теплообміну середовища зі стінами та обладнанням ГО, тобто витрачається пароповітряною сумішшю на нагрів стін та обладнання ГО; i — ентальпія пари/повітря відповідно до параметрів.

3. Зміна температури (T) у часі (τ) за шарами (x) матеріалу пасивних поглиначів теплоти в умовах нестационарної теплопровідності описується одновимірним рівнянням [5, 6]:

$$\frac{dT}{d\tau} = a \frac{\partial^2 T}{dx^2}, \quad (3)$$

де $a = \frac{\lambda}{c \cdot \rho}$ — коефіцієнт температуропровідності;

λ — коефіцієнт теплопровідності; c — теплоємність; ρ — густина.

Під час розв'язання диференціального рівняння використано такі граничні умови (умови однозначності) [5, 6]:

для поверхонь, що контактують з атмосферою ГО — третього роду, де коефіцієнт тепловіддачі ($\alpha_{\text{Т.В.}}$) розраховувався за умов природньої циркуляції повітря вздовж пласкої поверхні;

для глибинного (неповерхневого) шару ГО — першого роду.

Вибір граничної умови для ГО потребує певних пояснень. На перший погляд, контайнмент із зовнішньої сторони мав би контактувати з навколишнім середовищем, але це не стосується всієї конструкції. До того ж, більша частина контайнмента із зовнішньої сторони знаходиться в оббудові реакторного відділення, де в приміщеннях підтримується комфортна для роботи персоналу температура. Крім того, у стінці та куполі захисної оболонки розміщені попередньо напружені сталеві троси, які проходять у спеціальних

каналах [3, 7]. Зазначені канали беруть початок в оббудові і, відповідно, всередині них проходить повітря з температурою середовища оббудови. Тобто можна стверджувати, що в глибинному шарі захисної оболонки підтримується майже незмінна температура.

Зазначимо, що як пасивні поглиначі тепла розглядалися тільки будівельні конструкції. При цьому окремо розраховувалися контайнмент і бетонні перегородки, які формують приміщення ГО. Впливом іншого обладнання ГО можна було знехтувати, оскільки майже все теплотехнічне обладнання обгорнуте теплоізоляцією з алюмінієвим облицюванням, яке споживає/віддає замало тепла порівняно з будівельними конструкціями.

Зв'язок між рівняннями (2) і (3) забезпечується величиною $Q_{\text{Т.О.}}$, яка визначається за допомогою рівняння Ньютона — Ріхмана [5]:

$$\frac{Q_{\text{Т.О.}}}{F} = q = \alpha_{\text{Т.В.}} (T_{\Gamma} - T_{\text{СТ}}), \quad (4)$$

де q — щільність теплового потоку на поверхні теплообміну; F — площа поверхні теплообміну; T_{Γ} — температура пароповітряної суміші; $T_{\text{СТ}}$ — температура поверхні поглиначя тепла, розраховується рівнянням (3).

Слід зауважити, що рівняння (4) наведене в загальному вигляді. Тобто для кожного пасивного поглиначя тепла величина $Q_{\text{Т.О.}}$ розраховується окремо, а в рівнянні (2) використовується їхня сума.

Останнім чинником, який враховується в моделі, є випаровування пари з басейну витримки. Виділення води ($G_{\Pi, \text{БВ}}$) з поверхні води згідно з методикою Danterm [8] враховують за рівнянням

$$G_{\Pi, \text{БВ}} = e \cdot S (P_{\text{нас}} - P_{\text{вст}}),$$

де $P_{\text{нас}}$ — тиск водяних парів насиченого повітря за заданої температури води в басейні; $P_{\text{вст}}$ — парціальний тиск водяних парів за заданими вологістю і температурою; S — площа поверхні води в басейні; e — емпіричний коефіцієнт, залежить від стану поверхні води (спокій, хвилю тощо).

Зазначимо, що наведене вище рівняння (1) є загальним для пароповітряної суміші. Тому для проведення розрахунку воно було розділено на два окремі рівняння — для пари і повітря (згідно з виразом

$$\frac{dM_{\Gamma O}}{dt} = \frac{dM_{\Gamma}}{dt} + \frac{dM_{\Pi}}{dt}.$$

Далі з (1) та (2) було отримано систему рівнянь відносно трьох параметрів: T_{Γ} — температури пароповітряної суміші (температура пари дорівнює тем-

пературі повітря); P_{Γ} — парціального тиску газової складової повітря; P_{Π} — парціального тиску пари.

У загальному вигляді система рівнянь відповідає виразу

$$\begin{pmatrix} a_{1.1} & a_{2.1} & a_{3.1} \\ a_{1.2} & a_{2.2} & a_{3.2} \\ a_{1.3} & a_{2.3} & a_{3.3} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} \frac{dT_{\Gamma}}{dt} \\ \frac{dP_{\Gamma}}{dt} \\ \frac{dP_{\Pi}}{dt} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} b_1 \\ b_2 \\ b_3 \end{pmatrix}, \quad (5)$$

де a_{ij} — коефіцієнти при відповідних невідомих; a_i — вільні члени рівнянь.

Методи вирішення системи диференціальних рівнянь

Рішення системи диференціальних рівнянь (5) методом Рунге — Кутти — Фельберга [9] дозволило уникнути осциляцій, оскільки в метод закладено автоматичний вибір кроку. Попередньо задається максимальне значення кроку, яке в умовах автоматичного вибору не перевищується. У кожній точці аргументу (часу) робиться подвійний прорахунок значення функції, спочатку з повним кроком, потім із половиною кроку. Якщо отримані при цьому значення функції різняться в межах допустимої точності, то крок для наступної точки подвоюється (повернення до повного кроку). Зазначимо, що попередньо виконувалась обробка матриці методом Гаусса [10].

Рівняння (3) вирішувалось за явною схемою рішення рівнянь другого порядку в часткових похідних методом кінцевих різниць [10, 11].

Аналіз отриманих результатів і порівняння їх із експериментальними даними

За експериментальні дані прийняті результати вимірювань основних параметрів газового середовища ГО енергоблока Рівненської АЕС у процесі проведення випробування на герметичність ГО від 24.01.2022 р. Судячи з наведених даних, перші півтори години випробувань виконувалось прогрівання, опробування і налаштування обладнання компресорної станції, тому як початкові значення для розрахунку вибрано параметри середовища, які відповідають значенням на цей момент часу (1,5 години від початку натурних випробувань). Зазначимо, що, крім дій у перші півтори години, невизначеною також

є температура повітря від компресора на вході в ГО. Але ці та інші невизначеності були усунуті шляхом підбору вхідних даних та налаштування моделі.

У результаті розрахунку отримано динаміку зміни тиску (рис. 1) і температури (рис. 2) пароповітряної суміші в ГО. Як видно з наведених даних, розрахункові й експериментальні параметри мають незначні відмінності, що дозволяє стверджувати про коректність розробленої моделі.

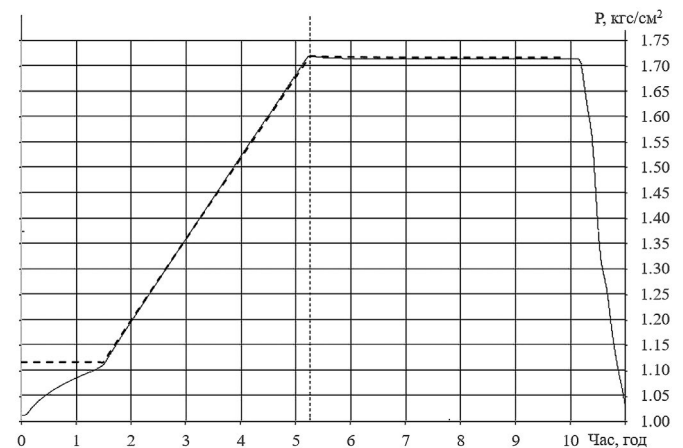


Рис. 1. Динаміка зміни тиску пароповітряної суміші в ГО протягом випробувань на герметичність
— натурні випробування, --- моделювання

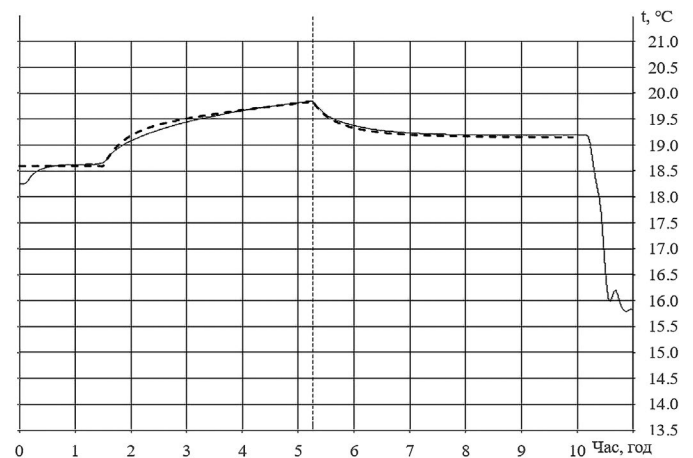


Рис. 2. Динаміка зміни температури пароповітряної суміші в ГО протягом випробувань на герметичність
— натурні випробування, --- моделювання

Крім зазначених показників, найважливішим є показник швидкості зміни температури (рис. 3), оскільки саме цей параметр слугує критерієм стабілізації. Так, за умов досягнення швидкості зміни температури значень від $-0,02$ до $0,02$ °C/год починає проводитися вимірювання інтегрального витоку.

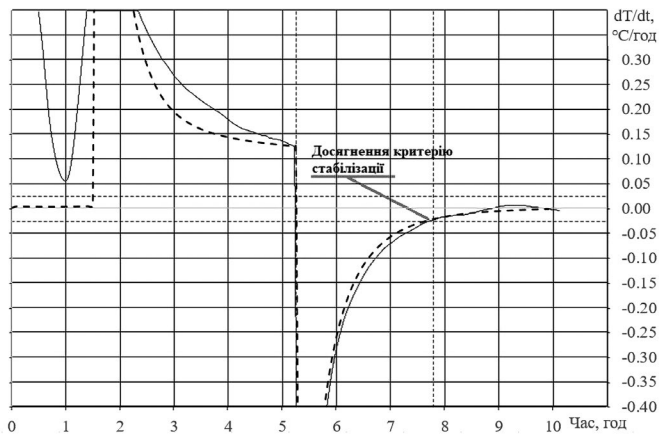


Рис. 3. Швидкість зміни температури пароповітряної суміші в ГО
 — натурні випробування, --- моделювання

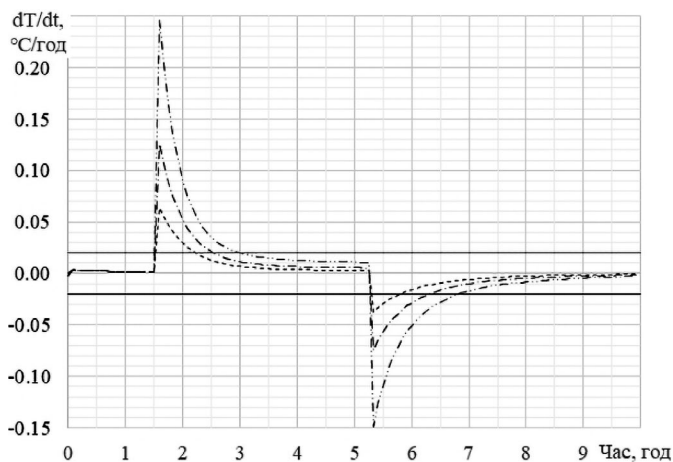


Рис. 4. Швидкість зміни температури пароповітряної суміші в ГО за умов зменшення різниці температур (Δt) між обладнанням ГО і повітрям, що нагнітається
 — $\Delta t = 0,5\text{ }^{\circ}\text{C}$; — $\Delta t = 1\text{ }^{\circ}\text{C}$; — $\Delta t = 2\text{ }^{\circ}\text{C}$

Відповідно, чим швидше відбувається досягнення зазначеного діапазону, тим менше часу витрачається на випробування в цілому. Досягнути повного відтворення моделлю зазначеного показника не вдалось у зв'язку з тим, що в моделі не враховуються зміни характеристик пароповітряної суміші в просторі (процес розглядається в нуль-вимірному наближенні). Також є певні невизначеності початкового стану поглиначів тепла, зокрема температурного поля в матеріалі. Загалом це стосується тільки етапу нагнітання повітря до контрольного тиску. У процесі стабілізації параметрів швидкість зміни температури близька до натурних даних.

Вочевидь одним із шляхів скорочення терміну проведення випробувань є регулювання температури

повітря на вході в ГО. За можливості її регулювання треба забезпечити, щоб температура повітря від компресора дорівнювала температурі середовища в ГО (температурі обладнання). Це надає можливість пришвидшити досягнення критерію стабілізації.

На рис. 4 наведено результати розрахунку зміни температури в ГО за умови перевищення температури повітря, що нагнітається, над температурою в ГО на 0,5, 1 та 2 $^{\circ}\text{C}$. З аналізу наведених даних можна зробити висновок, що критерій стабілізації при $\Delta t = 0,5\text{ }^{\circ}\text{C}$ досягається за 0,5 год, при $\Delta t = 1\text{ }^{\circ}\text{C}$ термін етапу стабілізації дорівнює 1 год, а при $\Delta t = 2\text{ }^{\circ}\text{C}$ — 1,5 год. Водночас за результатами випробувань стабілізація настала через 2,6 год. Тобто регулювання температури повітря на виході компресора може дати в цьому випадку скорочення часу випробувань на 2,1 год.

Цей захід можна реалізувати шляхом домішування більш прохолодного повітря до основного потоку, наприклад, встановивши ежектор у напірному повітропроводі. Тоді до потоку буде додаватися деякий об'єм повітря, що сприятиме більш швидкому досягненню контрольного тиску в ГО, за яким настає етап стабілізації параметрів. Зауважимо, що збільшення вологості потоку на вході в ГО не має значного впливу на перебіг процесу в цілому, але додає питання щодо «випадання» вологи в частині повітропроводу за ділянкою, де домішується холодне повітря. Крім цього, необхідно вирішити питання чистоти повітря, яке додається. Обидва завдання можуть бути вирішені інженерними заходами.

Висновки

Розроблено математичну модель процесів, що відбуваються в ГО під час випробувань на щільність та підтверджено її коректність. Модель дозволяє проводити перевірку ефективності заходів щодо скорочення часу випробувань.

Розрахунково показано, що ефективним методом скорочення часу проведення випробувань є регулювання температури повітря, яке нагнітається компресором у ГО.

Список використаної літератури

1. НП 306.2.145-2008. Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском. Затверджено наказом Держатомрегулювання України від 15.04.2008 № 73, зареєстровано в М-ві юстиції України 09.06.2008 за № 512/15203.

2. 123456.PO.XA.ПМ.27–19. Програма проведення періодичних испытаний системи герметичного огороження на герметичність. — Запорожская АЭС, 2019. — 140 с.
3. Стан та перспективи випробувань системи герметичного огороження реакторної установки з ВВЕР-1000 на герметичність / В. П. Кравченко, А. П. Власов, А. М. Головченко [та ін.] // Ядерна та радіаційна безпека. — 2023. — № 2 (98). — С. 53–60. — doi.org/10.32918/nrs.2023.2(98).05.
4. Reducing the air injection time during NPP containment tightness testing by using an ejector / V. Kravchenko, A. Vlasov, A. Andryuschenko // Proceedings of Odessa Polytechnic University. — 2022. — Vol. 1 (65). — P. 5–12.
5. Юшко С. В. Нестационарна теплопровідність: навч. Посіб / С. В. Юшко, О. Є. Борщ, Г. І. Токар. — Харків : НТУ «ХПІ», — 2012. — 112 с.
6. Новиков И. И. Прикладная термодинамика и теплопередача. Изд. 2-е. / И. И. Новиков, К. Д. Воскресенский. — Москва : Атомиздат, 1977. — 352 с.
7. Луговой П. З. Анализ динамического поведения и напряженно-деформированного состояния защитной оболочки реакторного отделения АЭС / П. З. Луговой, В. Б. Крицкий, Н. И. Крицкая // Ядерна та радіаційна безпека. — 2016. — № 3 (71). — С. 38–47. — doi.org/10.32918/nrs.2016.3(71).08.
8. VDI 2089. Building services in swimming baths. Verein deutscher ingenieure. — 2011.
9. Попов Е. П. Теория линейных систем автоматического регулирования и управления. 2-е изд., перераб. и доп. / Е. П. Попов. — Москва : Наука, 1989. — 304 с.
10. Киреев В. И. Численные методы в примерах и задачах: учеб. пособие / В. И. Киреев, А. В. Пантелеев. — Москва : Высш. шк., 2006. — 480 с.
11. Тимейчук О. Ю. Математичні моделі та оптимізація тепломасообміну: навчальний посібник / О. Ю. Тимейчук. — Рівне : НУВГП, 2010. — 50 с.

**A. M. Holovchenko¹, V. V. Zaporozhan²,
I. V. Zaporozhan¹, V. P. Kravchenko¹**

¹ Odesa National Polytechnic University, 1, Shevchenko ave, Odesa, 65044, Ukraine

² Separate Subdivision “Scientific and Technical Center” of the JSC “NNEGC ‘Energoatom’”, 22–24, Hoholivska st., 01054, Kyiv, Ukraine

Simulation of Processes in the Containment of the VVER-1000 Reactor Facility During Leak Tests

The last barrier to the release of radioactive elements into the environment in the event of an accident at a nuclear power plant is hermetic fencing (HF). After each scheduled preventive repair, leak tests are carried out to confirm the ability of the system to perform its functions. The tests consist of five stages (vacuuming, air injection, parameter stabilization, integral leakage measurement and pressure relief). A mathematical model of the state of the environment in the HF is developed, which consists of differential equations of energy balance, material balance and temperature change in materials of passive heat absorbers at non-stationary thermal conductivity. The model takes into account the evaporation of steam from the spent fuel pool. The system of differential equations is solved by the Runge–Kutta–Fehlberg method. The adequacy of the model was checked on the basis of comparison of the calculation results with the data of the test report of the HFS at the 4th unit of the Rivne NPP. In the process of stabilizing the parameters, the rate of temperature change almost coincides with the full-scale data. To shorten the stabilization stage, it is proposed to regulate the air temperature at the outlet of the compressor through the use of an ejector, which will suck in the required amount of ambient air with a lower temperature. It is shown that with a difference between the temperature of the discharged air and the temperature in the HF of 0.5 °C, stabilization is achieved in 30 minutes.

Keywords: hermetic fencing system, leak test, mathematical model, reduction of parameter stabilization time.

References

1. NP 306.2.145–2008. *Rules for Nuclear Safety of Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors*. Approved by SNRIU Order no. 73, dated 15.04.2008. Kyiv: SNRIU, 2008. (in Ukr.)
2. *A program for periodic leak testing of the hermetic enclosure system*. 123456.PO.XA.ПМ.27–19. Zaporizhzhia NPP, 140 p. (in Rus.)
3. Kravchenko V. P., Vlasov A. P., Holovchenko A. M., Mazurenko A. S., Dubkovsky V. O., Chulkin O. O. (2023). [Status and prospects of testing the hermetic enclosure system of the reactor plant with VVER-1000 for tightness]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 98, no. 2, pp. 53–60. doi.org/10.32918/nrs.2023.2(98).05 (in Ukr.)
4. Kravchenko V., Vlasov A., Andryuschenko A., Vlasov D., Holovchenko A., Gavrillov P. (2022). Reducing the air injection time during NPP containment tightness testing by

- using an ejector. *Proceedings of Odessa Polytechnic University*, vol. 1 (65), pp. 5–12.
5. Yushko S. V., Borshch O. E., Tokar G. I. (2012). *Nestatsionarna teploprovodnist* [Unsteady thermal conductivity: teaching manual]. Kharkiv: NTU “KhPI”. 112 p. (in Ukr.)
6. Novikov I. I., Voskresenskiy K. D. (1977). *Prikladnaya termodinamika i teploperedacha* [Applied thermodynamics and heat transfer (2nd ed.)]. Moscow: Atomizdat, 352 p. (in Rus.)
7. Lugovoy P. Z., Kritskiy V. B., Kritskaya N. I. (2016). [Analysis of the dynamic behavior and stress-strain state of the reactor building containment shell of a nuclear power plant]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 71, no. 3, pp. 38–47. doi.org/10.32918/nrs.2016.3(71).08. (in Rus.)
8. VDI 2089. *Building services in swimming baths*. Verein deutscher ingenieure. 2011.
9. Popov E. P. (1989). *Teoriya lineynykh sistem avtomaticheskogo regulirovaniya i upravleniya* [Theory of linear automatic control systems (2nd ed., rev. and enl.)]. Moscow: Nauka, 304 p. (in Rus.)
10. Kireyev V. I., Panteleyev A. V. (2006). *Chislennyye metody v primerakh i zadachakh* [Numerical methods in examples and problems (2nd ed.)]. Moscow: Vyshcha shkola, 480 p. (in Rus.)
11. Tymeichuk O. Y. (2010). *Matematychni modeli ta optymizaciya teplomasoobminu* [Mathematical models and optimization of heat and mass exchange] Rivne: NUWEE, 50 p. (in Ukr.)

Надійшла: 23.12.2023

Received: 23.12.2023

В. І. Скалозубов, О. М. Верінов, А. В. Канівець, В. Ю. Кочнева, Д. С. Бундєв, Х. Хайо

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

Ризик-орієнтований метод оптимізації стратегії планового ремонту за технічним станом систем, важливих для безпеки ядерних енергоустановок

Ключові слова:

ремонт,
технічний стан,
система безпеки,
ядерна енергоустановка

Впровадження в експлуатаційну практику концепції ремонту за технічним станом систем та обладнання атомних енергоблоків визначає необхідність розробки методів обґрунтування стратегій оптимізації організації планового ремонту систем, важливих для безпеки ядерних енергоустановок, які враховують вплив модернізацій стратегій планових ремонтів систем, важливих для безпеки, на умови забезпечення безпечної експлуатації. Розроблено ризик-орієнтований метод оптимізації систем, важливих для безпеки ядерних енергоустановок, що враховує вплив модернізацій стратегій ремонту за технічним станом на ймовірнісні показники безпеки. Цей метод визначає допустимі стратегії ремонту за технічним станом систем, важливих для безпеки, у трипараметричному форматі «відповідність визначальних параметрів технічного стану встановленим критеріям, показник значущості для безпеки Фусселя – Веселі, показник значущості для безпеки за Бірнбаумом». На основі розробленого методу надано спрощений приклад оптимізації стратегій ремонту за технічним станом арматури систем, важливих для безпеки, 1-го енергоблоку Південноукраїнської АЕС та визначено умови допустимості модернізації регламентів планових ремонтів.

Вступ. Стан проблеми.

Аналіз літературних даних

Планування та організація планово-попереджувальних ремонтів (ППР) атомних електричних станцій (АЕС) з водо-водяними енергетичними реакторами (ВВЕР) регламентуються нормативною та експлуатаційною документацією [1–6]. Проте для підвищення ефективності експлуатації АЕС (зокрема, коефіцієнта використання встановленої потужності — КВВП) актуальним питанням є оптимізація тривалості ППР [7]. Необхідність оптимізації тривалості ППР визначається двома основними чинниками — з одного боку, для підвищення ефективності

експлуатації необхідно скорочувати тривалість ППР; а з іншого боку, за умов модернізації стратегій проведення ППР необхідне забезпечення встановлених правил та норм безпеки.

Одним із ефективних напрямів оптимізації планових ремонтів є реалізація концепції переходу з регламентної стратегії технічного обслуговування і ремонтів (ТОіР) за напрацюванням (Preventive Maintenance) на ремонт за технічним станом (РТС), що означає проведення ТОіР з періодичністю та в обсягах, які визначаються технічним станом (ТС).

Концепція переходу на РТС набула широкого поширення та ефективного застосування в передовій міжнародній практиці під час оптимізації ТОіР

© В. І. Скалозубов, О. М. Верінов, А. В. Канівець, В. Ю. Кочнева, Д. С. Бундєв, Х. Хайо, 2023

як у межах, так і за межами призначених термінів експлуатації. В умовах впровадження концепції РТС міжремонтний період та обсяги робіт з ТОіР визначаються поточним ТС та його прогнозом і/або безперервним контролем. Якщо обґрунтований під час РТС міжремонтний період більший, ніж під час регламентованого ремонту за напрацюванням, відбувається скорочення неефективних планових робіт з ТОіР, що в кінцевому підсумку сприяє оптимізації планових ремонтів і підвищенню КВВП.

Однак для обґрунтованої реалізації концепції РТС систем, важливих для безпеки (СВБ), необхідні методи оптимізації стратегій реалізації РТС СВБ, які враховують вплив модернізацій на показники безпеки. Це визначає актуальність роботи, що представляється.

Метод кваліфікації оптимізації стратегій РТС, важливих для безпеки

Основними складовими концепції переходу на РТС є: оцінка, контроль та прогноз зміни ТС; оцінка впливу обладнання/системи на показники надійної експлуатації та/або безпеки енергоблоку.

На основі цих основних оцінок обґрунтовується можливість організаційно-технічних заходів щодо скорочення періодичності та/або обсягів планового ремонту та випробувань. Перехід на РТС обладнання/систем АЕС має здійснюватися на основі технічних обґрунтувань та експлуатаційних заходів, що визначають:

ТС обладнання/систем та окремих його елементів на поточний момент;

запас (залишковий ресурс) до критичного стану, що вимагає ТОіР, на основі результатів контролю та прогнозних оцінок зміни поточного стану;

вплив обладнання/систем на безпеку (для систем, важливих для безпеки) або надійність роботи енергоблоку (для систем, що не впливають на безпеку).

Загальні вимоги до оцінки ТС визначають такий перелік необхідних заходів:

визначення переліків визначальних параметрів ТС та критеріїв їхньої оцінки;

визначення поточних значень визначальних параметрів ТС;

оцінки відповідності визначальних параметрів установленим критеріям.

Визначальними параметрами ТС є технічні та конструкційні характеристики, а також показники надійності (ПН), що визначають працездатність та надійність виконання призначених проектом

функцій. Перелік визначальних параметрів та відповідних критеріїв (допустимих значень) оцінки працездатного та надійного стану встановлюється проектно-конструкторською, заводською та нормативною документацією, а також може уточнюватися за результатами аналізу досвіду експлуатації. Встановлення критеріїв оцінки ТС обладнання передбачає визначення номенклатури та критичних значень визначальних параметрів ТС, що відповідають працездатності та надійності обладнання. Залежно від конструктивних особливостей елемента енергоблоку, умов та режимів його застосування як критерії оцінки ТС приймаються:

показники критеріїв міцності металу (коефіцієнти/показники запасу характеристик міцності при статичних і динамічних навантаженнях у різних режимах експлуатації);

конструкційні показники;

значення технологічних та/або діагностичних показників (вібрація, температура, тиск, витрата тощо);

статичні ПН (напрацювання на відмову, гамма-відсотковий залишковий ресурс та ін.).

Критичні значення визначальних параметрів (критерії оцінки ТС) встановлюються відповідно до проектно-технічних вимог та норм безпечної експлуатації.

Встановлення критеріїв оцінки для визначальних параметрів ТС трубопроводу та зварних з'єднань здійснюється у вигляді кількісних та якісних показників, що ґрунтуються на вимогах нормативно-технічної документації за станом металу трубопроводів.

На основі сформованих вище основних положень та досвіду впровадження методів обґрунтувань РТС можна запропонувати узагальнений метод обґрунтування заходів та технічних рішень щодо концепції переходу на РТС. У рамках цього методу має бути на увазі узгодження технічних заходів/рішень, спрямованих на реалізацію програм з управління старінням (у тому числі збереження або збільшення проектно-періодичності та обсягів планових ремонтів і випробувань), а також спрямованих на реалізацію концепції переходу на РТС (у тому числі скорочення у відступ від проектно-конструкторських вимог періодичності та обсягів планових ремонтів).

Основними є загальні показники з оцінки та прогнозу ТС, оцінки впливу системи/елементів системи на безпеку енергоблоку, оцінки впливу відмови системи/елемента системи на рівень потужності реактора.

Оцінка ТС здійснюється за відповідністю визначальних параметрів установленим критеріям ТС ($\bar{Y}$). При цьому встановлюються три рівні відповідності:

$(Y)_0 \subset (\bar{Y})$ — повна відповідність;

$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y})$ — часткова невідповідність, що усувається додатковими заходами щодо ТОіР та управління старінням;

$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y})$ — невідповідність визначальних параметрів та критеріїв ТС.

Оцінка впливу системи/елементів системи на безпеку здійснюється для СВБ на основі результатів імовірнісного аналізу безпеки за такими параметрами [7–9].

Значення за Фусселем – Веселі — визначення відносного вкладу в частоту пошкодження активної зони (ЧПАЗ) (імовірність виникнення аварійної послідовності) події

$$I_{FV}(X) = \frac{CDF(X)}{CDF} = \frac{CDF - CDF(X=0)}{CDF}, \quad (1)$$

де $CDF(X)$ — сума вкладників у ЧПАЗ, що містять подію X ; CDF — сумарна ЧПАЗ.

Значення за Бірнбаумом — визначення ймовірності того, що система відмовить при відмові елемента X (виникнення події X)

$$I_B(X) = P_C(X=1) - P_C(X=0), \quad (2)$$

де $P_C(X=1)$ — імовірність відмови системи за умови, що подія X відбулася; $P_C(X=0)$ — імовірність відмови системи за умови, що подія X не відбулася.

Значення підвищення ризику показує, у скільки разів зросте ризик унаслідок відмови компонента. Визначається як відношення ЧПАЗ за умови виникнення події X до сумарної ЧПАЗ

$$I_{RA}(X) = \frac{CDF(X=1)}{CDF}. \quad (3)$$

Значення зниження ризику показує, у скільки разів знизиться ризик унаслідок підвищення надійності компонента до абсолютної. Визначається як відношення сумарної ЧПАЗ до ЧПАЗ за умови, що подія X (відмова компонента) не відбулася

$$I_{RR}(X) = \frac{CDF}{CDF(X=0)}.$$

Загальноприйнятим є використання як основних таких параметрів значимості: значимість за Фусселем – Веселі і значимість підвищення ризику. Усі базові події аварійних послідовностей можуть бути згруповані відповідно до заходів значущості.

Висока значущість для безпеки — обладнання має такі показники значимості: значимість підвищення ризику (RAW) більше 2 і значимість за Фусселем – Веселі (FV) більше 0,005; або $RAW > 100$; або $FV > 0,1$.

Середня значимість для безпеки — обладнання має такі показники значущості: $2 < RAW < 100$ і $FV < 0,005$ або $RAW < 2$, $FV > 0,005$.

Низька значимість для безпеки — обладнання має такі показники значимості: $RAW < 2$ та $FV < 0,005$.

Оцінка впливу відмови обладнання на рівень потужності реактора здійснюється на основі детерміністського аналізу та технологічних процесів для систем, що не впливають на показники безпеки енергоблоку:

$P_e \geq 1$ — відмова та відновлення/заміна потребує зниження потужності або позапланової зупинки реактора;

$P_e < 1$ — відмова та відновлення/заміна не потребує зниження потужності або позапланової зупинки реактора.

Для СВБ область прийняття рішень є трипараметричною й наведена в загальному вигляді на рис. 1, де $\{(Y)_0; (\bar{Y})\}$ — параметр відповідності визначальних параметрів критеріям ТС; RAW — значимість підвищення ризику; FV — значимість за Фусселем – Веселі.

У площині показників безпеки утворюються характерні сфери:

S²— область несуттєвого впливу на безпеку;

SH — область помірного впливу на безпеку;

H²— область значного впливу на безпеку.

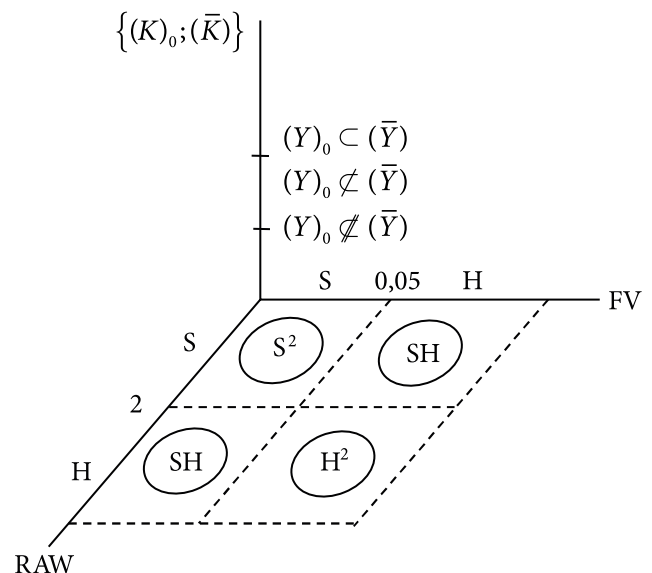


Рис. 1. Область прийняття рішень для СВБ

Умови прийняття концепцій щодо РТС та програм з управління старінням (ПУС) для СВБ

Області прийняття рішення	Рівень допустимості РТС		
	допустимо	допустимо з ПУС	недопустимо
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), S^2$	–	–	•
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), SH$	–	–	•
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), H^2$	–	–	•
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), S^2$	–	•	
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), SH$	–	•	
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), H^2$	–		•
$(Y)_0 \subset (\bar{Y}), S^2$	•		
$(Y)_0 \subset (\bar{Y}), SH$	•		
$(Y)_0 \subset (\bar{Y}), H^2$	•		

Умови прийняття концепції переходу на РТС та заходів щодо управління старінням для СВБ представлено в таблиці.

Для систем, що не впливають на безпеку, область прийняття рішень є двопараметричною й наведена в загальному вигляді на рис. 2. Заштриховані області відповідають умовам можливості прийняття концепцій РТС та програм із управління старінням.

Спрощений приклад застосування наведеного методу обґрунтування можливості переходу на РТС арматури 1-го енергоблоку Південноукраїнської АЕС наведено нижче.

За результатами експлуатаційного контролю (випробування та діагностика арматури) встановлено відповідність визначальних параметрів технічного стану виїмних частин та приводів установленим критеріям проектно-технічної документації для

$(Y)_0 \subset (\bar{Y})$		
$(Y)_0 \subset (\bar{Y})$	РТС	РТС
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y})$	РТС та ПУС	
$(Y)_0 \not\subset (\bar{Y})$		
	1	П _а

Рис. 2. Область прийняття рішень для систем, що не впливають на безпеку

224 одиниць арматури, що належить до груп В та С за нормативно-експлуатаційними вимогами до влаштування та безпечної експлуатації обладнання і трубопроводів атомних енергетичних установок.

Аналіз експлуатаційної надійності приводів арматури 1-го енергоблоку Південноукраїнської АЕС виконано на основі МТ-Т.0.08.117–05 «Методика розрахунку показників надійності приводів трубопроводної арматури» з урахуванням статистики та досвіду експлуатації арматури систем, важливих для безпеки. У результаті проведених розрахунків установлено, що показники ймовірності безвідмовної роботи становлять:

0,9973 — для електроприводів запірної арматури;
0,9999 — для електроприводів регулюючої арматури;
0,99969 — для пневмопривідної арматури.

Отримані значення відповідають критеріям, установленим Загальними технічними вимогами до арматури СВБ [7].

Показники значущості за Фусселем – Веселі FV та підвищення ризику RAW визначаються з урахуванням розрахункових моделей імовірнісного аналізу безпеки 1-го енергоблоку Південноукраїнської АЕС.

У результаті проведених розрахунків установлено, що для всього розглянутого переліку арматури належить до областей несуттєвого або помірного впливу на безпеку. Відповідно до представленого технічного обґрунтування встановлено, що весь розглянутий перелік виїмних частин і приводів арматури з 224 одиниць відповідає:

за технічним станом — умовам відповідності визначальних контрольованих параметрів установленим критеріям проектно-технічної документації на арматуру;

за показниками надійності — Загальним технічним вимогам щодо ПН арматури СВБ;

за показниками безпеки — областям несуттєвого чи помірного впливу на безпеку.

Область прийняття рішень: $(Y)_0 \not\subset (\bar{Y}), S^2$; $(Y)_0 \subset (\bar{Y}), SL$.

За прогнозними оцінками міжремонтний період становить 8 років для капітального ремонту арматури.

Висновки

1. Впровадження в експлуатаційну практику концепції РТС ремонту за технічним станом систем та обладнання енергоблоків АЕС визначає необхідність розробки методів обґрунтування стратегій

оптимізації організації планового ремонту систем, важливих для безпеки ядерних енергоустановок, що враховують вплив модернізацій стратегій планових ремонтів систем, важливих для безпеки, на умови забезпечення безпечної експлуатації.

2. Розроблено ризик-орієнтований метод кваліфікації оптимізації систем, важливих для безпеки ядерних установок, що враховує вплив модернізацій стратегій ремонту за технічним станом на ймовірнісні показники безпеки. Розроблений ризик-орієнтований метод визначає допустимі стратегії ремонту за технічним станом систем, важливих для безпеки, у трипараметричному форматі «відповідність визначальних параметрів технічного стану встановленим критеріям, показник значущості для безпеки Фусселя – Веселі, показник значущості для безпеки за Бірнбаумом».

3. На основі розробленого методу надано спрощений приклад оптимізації стратегій ремонту за технічним станом арматури систем, важливих для безпеки, 1-го енергоблоку Південноукраїнської АЕС та визначено умови допустимості модернізації регламентів планових ремонтів.

Список використаної літератури

1. Техническое обслуживание, надзор и инспекции при эксплуатации на атомных электростанциях: Руководство № NS-G-2.6. Серия норм МАГАТЭ по безопасности. — Вена : МАГАТЭ, 2005. — 104 с.
2. IAEA-TECDOC-981. Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: Steam generators / International Atomic Energy Agency. — Vienna : IAEA, 1997. — 181 p.
3. РД 34.20.601–96. Методические указания по совершенствованию системы технического обслуживания и ремонта энергоблоков и энергоустановок ТЭС на основе ремонтного цикла с назначенным межремонтным ресурсом. — Москва : ЦКБ «Энергоремонт», 1996.
4. КНД 95.1.0801.55-2004. Организация технического обслуживания и ремонта систем и оборудования атомных электростанций. Основные положения: руководящий нормативный документ. — Киев, 2004.
5. РД 95. Типовые сетевые графики ремонта основного оборудования ЯППУ с реактором ВВЭР-1000 (В-320).
6. НР-Р.0.04.037-03. Нормы времени на ремонт реактора ВВЭР-1000 и его вспомогательного оборудования. — Киев : ГП НАЭК «Энергоатом», 2003.
7. Оптимизация плановых ремонтов энергоблоков атомных электростанций с ВВЭР / В. И. Скалозубов, Ю. Л. Коврижкин, В. Н. Колыханов [и др.]. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2008. — 496 с.
8. Guidelines for Preparing Risk-Informed Graded Quality Assurance Program Implementation Request Submittals: Technical Report TR-109646. — Electric Power Research Institute, 1998. — 92 p.
9. ST-AE-HL-94983. Graded Quality Assurance. Operations Quality Assurance Plan. South Texas Project. Units 1 and 2. — US Nuclear Regulatory Commission, 1997.

**V. I. Skalozubov, O. M. Vierinov, A. V. Kanivets,
V. Yu. Kochnieva, D. S. Bundiev, H. Hayo**

*Interagency Center for Fundamental Scientific Research in
Energy and Ecology Sector, 1, Shevchenko Ave, Odessa, 65044*

Risk-Informed Method for Optimizing the Strategy of Scheduled Repairs according to the Technical Condition of Safety Related Systems of Nuclear Power Plants

A reasonable reduction in the time of scheduled preventive maintenance of nuclear power units is a current direction for increasing the operational efficiency of the nuclear power industry in Ukraine. The main indicator of the operating efficiency of nuclear power plants (capacity factor) actually directly depends on the time of scheduled preventive maintenance of nuclear power units. One of the most effective approaches to reducing the time of scheduled preventive maintenance of power units is related to optimizing strategies of scheduled repair according to the technical condition of safety related systems. The introduction into operational practice of the concept of repair according to the technical condition of systems and equipment of nuclear power units determines the need to develop methods for substantiating strategies for optimizing the organization of scheduled repairs of the safety related systems of nuclear power plants, that take into account the impact of modernization of strategies for scheduled repairs of safety related systems on the safe operation conditions. A risk-informed method for optimizing safety related systems of nuclear power plants has been developed, which takes into account the impact of modernization of strategies of repairs according to technical condition on probabilistic safety factors. The developed risk-informed method defines permissible strategies of repairs according to technical condition of safety related systems in the three-parameter format “compliance of the determining parameters of the technical condition with

the established criteria, Fussel-Veseli safety importance factor, Birnbaum safety importance factor”. Based on the developed method, a simplified example of optimizing strategies of repairs according to technical condition for the fittings of safety related systems of the 1st power unit of the South Ukrainian NPP is given, and the conditions of admissibility of modernization of the regulations of scheduled repairs are determined. The operating organization National Nuclear Energy Generating Company “Energoatom” can use the developed risk-informed method to reasonably reduce the time of scheduled preventive maintenance of power units and increase the capacity factor of Ukrainian nuclear power plants.

Keywords: repair, technical condition, safety system, nuclear power plant.

References

1. IAEA (2005). *[Maintenance, surveillance and in-service inspection in nuclear power plants: Safety guide No. NS-G-2.6]*. IAEA Safety Standards Series. Vienna: IAEA, 104 p. (in Rus.)
2. IAEA (1997). *Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: Steam generators*. IAEA-TECDOC-981. Vienna: IAEA, 173 p.
3. RD34.20.601-96. *[Procedural guidelines for improving the system for maintenance and repair of power units and generators of thermal power stations on the basis of a repair cycle with a specified operating time between repairs]*. Moscow: TsKB Energoremont, 1996. (in Rus.)
4. KND95.1.0801.55-2004. *[Organization of maintenance and repair of systems and equipment of nuclear power plants. Main provisions: Guiding normative document]*. Kyiv, 2004. (in Rus.)
5. RD-95. *[Typical network schedules for the repair of the main equipment of nuclear steam generating plant with a WVER-1000 reactor (V-320)]*. (in Rus.)
6. NR-R.0.04.037-03. *Normy vremeni na remont reaktora VVER-1000 i ego vspomogatelnogo oborudovaniya* [Time norms for the repair of the WVER-1000 reactor and its auxiliary equipment]. Kyiv: NNEGC “Energoatom”, 2003. (in Rus.)
7. Skalozubov V. I., Kovrizhkin Ju. L., Kolyhanov V. N., Kochneva V. Ju., Urbanskij V. V. (2008). *Optimizatsiya planovykh remontov energoblokov atomnykh elektrostantsiy s VVER* [Optimization of scheduled repairs of power units of nuclear power plants with WVER]. Chornobyl: Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, 496 p. (in Rus.)
8. EPRI (1998). *Guidelines for preparing risk-informed graded quality assurance program implementation request submittals*: Technical Report TR-109646. Electric Power Research Institute. EPRI, 92 p.
9. US NRC (1997). *Graded quality assurance. Operations quality assurance plan*. South Texas Project. Units 1 and 2: ST-AE-HL-94983. US Nuclear Regulatory Commission. US NRC.

Надійшла 26.10.2023

Received 26.10.2023

А. О. Оверченко, В. І. Леус, В. П. Кравченко

Національний університет «Одеська політехніка», просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044, Україна

Співставлення варіантів розташування теплових насосів для гарячого водопостачання від АЕС

Ключові слова:
атомна станція,
теплопостачання,
тепловий насос,
транспортування теплоти,
приведені витрати

У перспективі теплопостачання від АЕС має розширюватися. Це економить енергоресурси та зменшує навантаження на довкілля. Розглядається використання теплоти конденсації пари в конденсаторі турбіни АЕС як низькопотенційного джерела для теплового насоса (ТН). У цьому разі знижується теплове забруднення від АЕС. Наразі податки за теплове забруднення від АЕС не нараховуються, але враховуючи, що це є одним з їхніх недоліків, а також велику увагу людства до збереження навколишнього середовища, такі податки можуть бути невдовзі введені. У роботі розглядаються два варіанти розташування ТН для забезпечення гарячого водопостачання на прикладі Рівненської АЕС: розташування потужного ТН безпосередньо поряд з АЕС та транспортування гарячої води в місто, а також транспортування циркуляційної води, нагрітої в конденсаторі, у місто для забезпечення ТН, розташованих біля споживачів. У результаті співставлення цих варіантів на основі приведених витрат перевага віддається першому варіанту. Під час аналізу враховувалася вартість ТН, теплові втрати під час транспортування гарячої води та витрати на приводи насосів.

Вступ

Сьогодні в умовах зміни клімату перед людством стоїть завдання різко скоротити використання видобувного палива, що призводить до тепличного ефекту та підвищення температури на Землі. Тільки за допомогою атомної енергетики можна суттєво скоротити використання органічного палива. Через свою екологічну привабливість атомна енергетика набула статусу «зеленої».

Одним із суттєвих екологічних недоліків АЕС є теплове забруднення. Через відносно низький коефіцієнт корисної дії АЕС викидають велику кількість теплоти в навколишнє середовище. Це відбувається через неможливість використання теплоти за низької температури. Але це низькопотенційне тепло може корисно використовуватися в тепловому насосі (ТН).

У роботі розглядається використання теплоти циркуляційної води, яка нагрівається в конденсаторі, у ТН для забезпечення гарячого водопостачання (ГВП). Розрахунки виконані на прикладі системи ГВП м. Вараш від Рівненської АЕС.

Аналіз літературних джерел

Використанню ТН для роботи в комплексі з АЕС у літературі приділяється достатньо велика увага [1–8]. Дуже важливим висновком цих досліджень є термодинамічна неефективність такого використання. В усіх випадках (нагрів основного конденсату в ТН замість підігрівача низького тиску № 1, зниження температури конденсації в конденсаторі для підвищення електричної потужності турбоустановки, теплопостачання з відмовою від

© А. О. Оверченко, В. І. Леус, В. П. Кравченко, 2023

відборів пари на теплофікацію, використання теплоти конденсації в конденсаторі для теплопостачання та ін.) додаткова електрична потужність турбіни є меншою за необхідну електричну потужність компресора ТН [4]. У [9] було розглянуто використання всієї потужності конденсатора як випарника ТН. У цьому випадку доведено, що має місце підвищення термодинамічної ефективності комплексу АЕС+ТН із підвищенням кінцевого тиску в конденсаторі.

Для подальшого дослідження можна зробити висновок, що використання ТН у комплексі з АЕС може бути привабливим з точки зору покращення економічних показників за рахунок більшої вартості теплоти та з точки зору екологічної привабливості за рахунок зменшення теплових скидів.

Метою дослідження є співставлення варіантів розташування ТН для ГВП міста: розташування ТН поряд з АЕС і транспортування гарячого теплоносія до міста; транспортування циркуляційної води до міста, де розташовані ТН поряд зі споживачами.

Розрахункова теплова схема

Теплова мережа м. Вараш поділяється на магістральні та розподільчі трубопроводи [10]. До магістральної теплової мережі належать трубопроводи, призначені для подачі гарячої води від джерела постачання — Рівненської АЕС, до відгалужень для споживача. Загальна довжина магістральних трубопроводів 7 200 м. Вони переважно мають надземну прокладку на низькій опорі. До розподільчих теплових мереж належать трубопроводи різних діаметрів, які призначені для теплопостачання окремих будівель або групи будівель від магістральних теплових мереж. Розподільчі теплові мережі в основному мають підземне прокладання в непрохідних залізобетонних лотках. Теплова мережа має теплові пункти, теплові вузли та теплові камери, в яких розміщені секційна арматура та арматура відгалуження.

Теплова ізоляція трубопроводів виконана з мінеральних матеріалів та покрита металеву обшивкою. Теплові мережі, що перебувають в експлуатації, є водяними. Оскільки передбачається використання наявних трубопроводів, прийнято до врахування тільки магістральні трубопроводи, в яких втрати теплоти більші, ніж у розподільчих трубопроводах, змонтованих у підземних лотках.

Методика техніко-економічного співставлення

Співставлення проводиться за критерієм мінімуму приведених витрат. Тобто варіант, який має менше значення приведених витрат, є оптимальним [11–14]. Приведені річні витрати визначаються за виразом

$$B = E_n \cdot K + I, \quad (1)$$

де K — вартість обладнання. У розглянутих варіантах відрізнятися буде кількість та потужність ТН. Трубопроводи використовуються ті самі; E_n — нормативний коефіцієнт окупності, $E_n = 0,12$; I — річні експлуатаційні витрати, представляють суму капітальних і експлуатаційних витрат [14]:

$$I = I_k + I_{\text{експл}}. \quad (2)$$

Складові капітальних витрат у приведених витратах визначається як

$$I_k = p_a K + I_{\text{п.р.}}, \quad (3)$$

де $p_a K$ — амортизаційні відрахування; p_a — коефіцієнт амортизації, враховуючий відрахування на реновацію і капітальний ремонт і залежний від виду обладнання та режиму його роботи; p_a приймають у розмірі 6–8 %; $I_{\text{п.р.}}$ — щорічні витрати на поточний ремонт приймаються в розмірі 10–20 % від амортизаційних відрахувань.

Тоді $I_k = 0,06 K + 0,1 \cdot 0,06 K = 0,066 K$.

Експлуатаційні витрати визначаються як витрати на привід насосів [15]:

$$I_{\text{експл}} = N_{\text{нас}} \cdot C_{\text{ел}} \cdot \tau_{\text{річ}}, \quad (4)$$

де $C_{\text{ел}}$ — вартість електроенергії, \$/(кВт · год.); $\tau_{\text{річ}}$ — час роботи теплопроводу протягом року, год.; $N_{\text{нас}}$ — потужність насоса для перекачування води по трубопроводу, кВт.

$$N_{\text{нас}} = G_{\text{мв}} \cdot \frac{\Delta h_{\text{нас}}}{\eta_{\text{м}}};$$

$\Delta h_{\text{нас}}$ — підвищення ентальпії в насосі, кДж/кг:

$$\Delta h_{\text{нас}} = \frac{v_{\text{сп}} \cdot \Delta P_{\text{тр}}}{\eta_{\text{ад}}};$$

$\Delta P_{\text{тр}}$ — гідравлічний опір трубопроводу, кПа [14]:

$$\Delta P_{\text{тр}} = \lambda_{\text{тр}} \cdot \frac{l}{d} \cdot \frac{w^2}{2v_{\text{сп}}},$$

$\nu_{\text{ср}}$ — середній питомий об'єм мережевої води, м³/кг;
 $\lambda_{\text{тр}}$ — коефіцієнт тертя:

$$\lambda_{\text{тр}} = (f \Delta Re, \Delta_{\text{ш}}) = 0,11 \cdot \left(\frac{\Delta_{\text{ш}}}{d} \cdot \frac{68}{Re} \right)^{0,25},$$

$$Re = \frac{w \cdot d_{\text{вн}}}{\nu}$$

$\Delta_{\text{ш}}$ — шорсткість для сталейних труб, $\Delta_{\text{ш}} = 0,05 \cdot 10^{-3}$ м [15].

Таким чином, вираз для приведених витрат буде мати такий вигляд:

$$B = 0,186 \cdot K + I_{\text{ексл}}.$$

Порівняння варіантів має здійснюватися в умовах однакової продуктивності. У першому варіанті під час транспортування гарячої води теплові втрати будуть значні, у другому — практично нульові. Для того щоб зрівняти варіанти, будемо додавати витрати на заміщення потужності, яка буде компенсувати втрати теплоти в навколишнє середовище;

$$B = 0,186 \cdot K + I_{\text{ексл}} + Z_{\text{зам}} = 0,186 \cdot K + I_{\text{ексл}} + Q \cdot \tau_{\text{річ}} \cdot c_{\text{тепл}}, \quad (5)$$

де Q — втрати теплоти в трубопроводі, відповідно, МВт; $c_{\text{тепл}}$ — вартість теплової енергії у відповідному регіоні, $c_{\text{тепл}} = 1 \text{ 813,94 } \text{€}/\text{Гкал} = 45,3 \text{ $}/\text{Гкал}$ [16]; $c_{\text{ел}}$ — вартість електричної енергії, $4,75 \text{ €}/\text{кВт} \cdot \text{год} = 0,119 \text{ $}/\text{кВт} \cdot \text{год}$ [17].

Математична модель транспортування теплоти

Мета розрахунку — визначення втрат тепла в теплопроводі в умовах заданої геометрії та технічних характеристик. Конструкція теплопроводу: трубопровід заданого зовнішнього діаметра та товщини стінки, облицьований матами з мінеральної вати заданої товщини та облицьований тонким шаром облицювання з оцинкованої сталі.

Початкові дані

L — довжина трубопроводу, м; $\delta_{\text{із}} = 0,150$ — товщина теплоізоляції, м; $\delta_{\text{обл}} = 0,0005$ — товщина облицювання з оцинкованої сталі, м; $t_{\text{пов}}$ — температура зовнішнього повітря, °С. Для Рівненської області розрахункова $t_{\text{пов}} = -21$ °С; G — витрата теплоносія, кг/с; $t_{\text{вх}}$ — температура води на вході трубопроводу, °С; P — тиск води на вході, МПа; d , $\delta_{\text{ст}}$ — зовнішній діаметр та товщина стінки трубопроводу, м; $t_{\text{ст}}$ — температура стінки на внутрішній поверхні (приймається, а потім уточняється), °С.

Методика визначення втрат теплоти [18, 19]

Приймаємо вихідні параметри — $t_{\text{вих}}$ та $P_{\text{вих}}$.

Визначаємо $P_{\text{сеп}} = (P_{\text{вх}} + P_{\text{вих}})/2$; $t_{\text{сеп}} = (t_{\text{вх}} + t_{\text{вих}})/2$.

Ізобарна теплоємність: $c_p = f(t_{\text{сеп}}, P_{\text{сеп}})$, кДж/кг · К;

густина води: $\rho = f(t_{\text{сеп}}, P_{\text{сеп}})$; питомий об'єм: $\nu = 1/\rho$;

внутрішній діаметр трубопроводу: $d_{\text{вн}} = d - 2 \cdot \delta_{\text{ст}}$;

площа поперечного перерізу: $S = 0,785 \cdot d_{\text{вн}}^2$, м²;

середня швидкість води: $w = G \cdot \nu/S$, м/с;

діаметр облицювання: $D_{\text{обл}} = d + 2 \cdot (\delta_{\text{із}} + \delta_{\text{обл}})$, м.

Теплофізичні властивості води залежно від $t_{\text{сеп}}$ і $P_{\text{сеп}}$:

$\lambda = f(t_{\text{сеп}}, P_{\text{сеп}})$ — коефіцієнт теплопровідності, Вт/(м · К);

$\nu = f(t_{\text{сеп}}, P_{\text{сеп}})$ — коефіцієнт кінематичної в'язкості, м²/с;

$Pr = f(t_{\text{сеп}}, P_{\text{сеп}})$ — число Прандтля;

число Прандтля від температури стінки:

$Pr_{\text{ст}} = Pr(t_{\text{ст,вн}}, P_{\text{сеп}})$;

число Рейнольдса: $Re = w \cdot d_{\text{вн}}/\nu$;

число Нусельта при $Re > 10^4$: $Nu = 0,021 \cdot Re^{0,8} \times Pr^{0,43} \cdot (Pr/Pr_{\text{ст}})^{0,25}$;

коефіцієнт тепловіддачі від води до стінки:

$\alpha_1 = Nu \cdot \lambda/d_{\text{вн}}$, Вт/(м² · К).

Властивості навколишнього середовища (повітря):

$\beta_{\text{пов}}$ — коефіцієнт об'ємного розширення повітря,

$\beta_{\text{пов}} = 1/(t_{\text{пов}} + 273)$;

$Pr_{\text{пов}} = f(t_{\text{пов}})$ — число Прандтля повітря;

$\nu_{\text{пов}} = f(t_{\text{пов}})$ — коефіцієнт кінематичної в'язкості повітря, м²/с;

$\lambda_{\text{пов}} = f(t_{\text{пов}})$ — коефіцієнт теплопровідності повітря, Вт/(м · К).

Приймаємо температуру зовнішньої поверхні облицювання: $t_{\text{обл,зов}}$;

число Прандтля повітря за температури облицювання: $Pr_{\text{обл}}$;

температурний напір між облицюванням та повітрям (прийнято): $\Delta t_{\text{обл}} = t_{\text{обл}} - t_{\text{пов}}$, °С;

число Грасгофа для повітря: $Gr_{\text{пов}} = \beta_{\text{пов}} \cdot g \cdot [d + 2 \times (\delta_{\text{із}} + \delta_{\text{обл}})]^3 \cdot (t_{\text{обл}} - t_{\text{пов}})/\nu_{\text{пов}}^2$;

число Нусельта для повітря при природній циркуляції:

$Nu_{\text{пов}} = 0,5 \cdot (Gr_{\text{вод}} \cdot Pr_{\text{вод}})^{0,25} \cdot (Pr_{\text{вод}}/Pr_{\text{обл}})^{0,25}$.

Конвективний коефіцієнт тепловіддачі до повітря:

$\alpha_{\text{пов,к}} = Nu_{\text{пов}} \cdot \lambda_{\text{пов}}/[D + 2 \cdot (\delta_{\text{із}} + \delta_{\text{обл}})]$, Вт/(м² · К).

Коефіцієнт тепловіддачі випромінюванням:

$\alpha_{\text{л}} = 4,7 \cdot (((t_{\text{обл}} + 273)/100)^4 - ((t_{\text{пов}} + 273)/100)^4)/(t_{\text{обл}} - t_{\text{пов}})$, Вт/(м² · К).

Сумарний коефіцієнт тепловіддачі до повітря:

$\alpha_2 = \alpha_{\text{пов,к}} + \alpha_{\text{л}}$, Вт/(м² · К).

Коефіцієнт теплопровідності (у результаті апроксимації довідкових даних отримано рівняння

залежності теплопровідності від температури):

для ізоляції з мінеральної вати [23]: $\lambda_{\text{із}} = f(t_{\text{із}}) = 0,047 + 0,00058 \cdot t_{\text{із}}$, Вт/(м · К);

стілки зі Сталі 20 [3]: $\lambda_{\text{ст}} = f(t_{\text{ст}}) = 88,88 - 0,1067 \cdot t_{\text{ст}}$, Вт/(м · К);

облицювання (тонколистова оцинкована сталь, товщина 0,5–0,8 мм [4]):

$\lambda_{\text{обл}} = f(t_{\text{обл}}) = -5 \cdot 10^{-5} \cdot t_{\text{обл}}^2 - 0,025 \cdot t_{\text{обл}} + 63$, Вт/(м · К).

Коефіцієнт теплопередачі: $k = ((1/\alpha_1) + (\delta_{\text{із}}/\lambda_{\text{із}}) + (\delta_{\text{обл}}/\lambda_{\text{обл}}) + (\delta_{\text{ст}}/\lambda_{\text{ст}}) + (1/\alpha_2))^{-1}$, Вт/(м² · К);

тепловий потік: $q = k \cdot (t_{\text{сер}} - t_{\text{вод}})$, Вт/м²;

температура внутрішньої стінки труби: $t_{\text{ст.вн}} = t_{\text{сер}} - q/\alpha_1$;

температура зовнішньої стінки труби: $t_{\text{ст.зовн}} = t_{\text{ст.вн}} - q \cdot \delta_{\text{ст}}/\lambda_{\text{ст}}$;

температура на зовнішній поверхні ізоляції: $t_{\text{із.зовн}} = t_{\text{ст.зовн}} - q \cdot \delta_{\text{із}}/\lambda_{\text{із}}$, °С.

Якщо отримані значення температур та різниці температур не збігаються із прийнятими раніше, розрахунок повторюється з отриманими значеннями.

Середньологарифмічний температурний напір:

$\Delta t = (t_{\text{вх}} - t_{\text{вих.тр}}) / \ln((t_{\text{вх}} - t_{\text{пов}}) / (t_{\text{вих.тр}} - t_{\text{пов}}))$, °С,

де $t_{\text{вих.тр}} = t_{\text{сер}} - (t_{\text{вх}} - t_{\text{сер}})$, °С – температура води на виході з труби.

Кількість відведеного в навколишнє середовище тепла:

$Q_{\text{втр}} = k \cdot L \cdot (D + 2 \cdot \delta_{\text{із}} + 2 \cdot \delta_{\text{обл}}) \cdot \pi \cdot \Delta t$, Вт.

Ентальпія води на виході трубопроводу: $h_{\text{вих}} = h_{\text{вх}} - Q_{\text{втр}}/G$, кДж/кг;

$h_{\text{вх}}$ – ентальпія на вході, кДж/кг.

Температура води на виході теплотраси: $t_{\text{вих}} = h_{\text{вих}}/c_p$, °С.

Перераховуємо середню температуру: $t_{\text{сер}} = (t_{\text{вх}} + t_{\text{вих}})/2$, °С.

Прийнята температура має дорівнювати розрахунковій.

За результатами розрахунків отримано, що облицювання можна не враховувати. Слід зазначити, що

в [18] під час визначення коефіцієнта тепловіддачі до повітря враховується також швидкість повітря замість випромінювання. Це дещо підвищує теплові втрати, однак є необхідним введення швидкості повітря як вихідних даних для розрахунку.

Порівняння варіантів розташування теплових насосів

Завданням розрахунку є визначення приведених витрат у варіанти розташування ТН.

У приведених витратах капітальна складова визначається за вартістю ТН. Відомо, що з підвищенням потужності обладнання його питома вартість має знижуватися за формулою [20]

$$\text{cost}(Q_1) = \text{cost}(Q_0) \cdot (Q_0/Q_1)^m, \quad (6)$$

де $\text{cost}(Q_0)$, $\text{cost}(Q_1)$ — питома вартість енергоустановки за потужності Q_0 та Q_1 відповідно; m — коефіцієнт масштабування, який змінюється в діапазоні $m = 0,6–0,7$. Прийнято 0,7.

Вираз (6) відображає залежність питомої вартості від потужності. Виходячи з цього, вартість одного потужного ТН, який буде розташований на АЕС, буде менша, ніж вартість суми ТН, які будуть розташовані біля споживачів і сумарна потужність яких має дорівнювати потужності ТН, розташованого на АЕС.

З іншого боку, під час транспортування гарячого теплоносія по трубопроводах буде втрачатися більше теплоти, ніж під час транспортування циркуляційної води, яка має низьку температуру. Тобто для першого варіанта треба буде компенсувати втрати теплоти, що будуть значно вищі, ніж у другому варіанті.

Вартісні характеристики ТН [21–23] наведено в табл. 1. Слід відзначити, що вартість залежить від багатьох факторів: а) виробника; б) типу ТН (геотер-

Таблиця 1. Вартість теплових насосів залежно від корисної теплової потужності [21–23]

Виробник	Теплова потужність, Q, кВт	Вартість, С, \$	Питома вартість (реальна), \$/кВт	Питома вартість (прогнозована) за (6), \$/кВт
Viessmann	15,5	10 614	684,7	1 417,1
Bosh	19	3 027	159,3	1 228,9
Mitsubishi	56	19 680	351	576,6
DIN-200TAI/FEVI	170	30 803	181,2	265,0
DIN-200TAI/FEVI	180	25 556	142	254,6
DIN-4000TAIEVI	330	54 962	166,6	166,6

мальний буде дешевший за ґрунтовий через більш високий COP (coefficient of performance — коефіцієнт перетворення теплоти), повітряний відрізняється від водяного); в) врахування ринкових відносин, знижок тощо. Звідси випливає, що отримати точну залежність — це складне економічне завдання.

У табл. 1 у четвертій колонці наведено питому вартість $c_{\text{пит}} = C/Q$, у 5-й колонці — значення, отримане за формулою (6)

$$c_{\text{пит}, i} = 166,6 \cdot (330/Q_i)^{0,7},$$

де $c_{\text{пит}, i}$ — питома вартість i -ї установки, \$/кВт; Q_i — теплова потужність i -ї установки, кВт.

За базу для подальших розрахунків було прийнято максимальну потужність ТН 330 кВт. Для малих потужностей помилка буде відносно велика. Для великих потужностей, що буде спостерігатися при визначенні потужностей ТН біля реальних споживачів, результат має бути близьким до реальності. Таким чином, приймається, що вартість ТН буде визначатися через питому вартість, яка буде визначатися за виразом (6).

Аналіз схеми ГВП показав, що магістральні трубопроводи прокладені на поверхні землі, розподільчі — мають лоткове розташування. Можна визнати, що за умов поверхневого розташування втрати будуть більшими за втрати в умовах течії в лотках. Тому для співставлення прийнято врахувати тільки магістральні трубопроводи.

Для аналізу прийнято схему ГВП від блоків АЕС. Довжина трубопроводу від АЕС до ТП1 4 200 м. Довжина трубопроводу від ТП1 до ТП2, а потім до ТП3 становить ще 3 000 м. Від 4-го блока йде трубопровід діаметром 620 мм, від 3-го блока — діаметр 820 мм. Магістральні трубопроводи мають теплоізоляцію: два шари матів товщиною 75 мм кожний, тобто загальна товщина теплоізоляції становить 150 мм.

Для аналізу обрано варіант нагріву води у двох блоках (3-й та 4-й). Тобто загальна витрата води розподіляється рівномірно між блоками. Витрата гарячої води прийнята 150 м³/год. Температура гарячої води для ГВП має бути 50–75 °С. Приймаємо 60 °С. Температура холодної води 10 °С.

Перший варіант: розташування ТН безпосередньо біля АЕС

Потужність ТН визначиться як $Q_{\text{ТН}} = G \cdot c_p \cdot (t_r - t_x) = 150 \cdot 1000/3600 \cdot 4,19 \cdot (60 - 10) = 8729$ кВт.

Питома вартість ТН: $C_{\text{пит}} = 166,6 \cdot (330/8729)^{0,7} = 16,815$ \$/кВт.

Загальна вартість ТН: $C_{\text{ТН}} = 15,73 \cdot 8729 = 146780$ \$.

Визначимо втрати теплоти під час транспортування гарячої води:

200 м 75 м³/год у трубі діаметром 620 × 9 мм, температура води 60 °С;

4000 м 150 м³/год у трубі діаметром 820 × 14 мм;

3000 м 140 м³/год у трубі діаметром 820 × 14 мм.

Результати розрахунку втрат теплоти у відповідних ділянках трубопроводу наведено в табл. 2.

З аналізу результатів розрахунків (див. табл. 2) можна зробити висновок, що втрати теплоти під час транспортування становлять: $Q_{\text{втр}} = 16,91 + 333,3 + 269,05 = 619,3$ кВт.

Це становить 7,1 % від потужності, що передається.

Експлуатаційні витрати визначаються витратами на перекачування. Визначимо витрати на перекачування гарячої води. Прийнято ГВП 7 000 год протягом року.

Коефіцієнт тертя:

$$\lambda_{\text{тр}} = (f \Delta Re, \Delta_{\text{ш}}) = 0,11 \cdot \left(\frac{\Delta_{\text{ш}}}{d} \cdot \frac{68}{Re} \right)^{0,25} = 0,11 \cdot (0,001/0,612 + 68/9222)^{0,25} = 0,024,$$

де $\Delta_{\text{ш}} = 0,001$ — шорсткість, прийнята для трубопроводу, який давно експлуатується.

$\Delta P_{\text{тр}}$ — гідравлічний опір трубопроводу, кПа [15]:

$$\Delta P_{\text{тр}} = \lambda_{\text{тр}} \cdot \frac{l}{d} \cdot \frac{w^2}{2v_{\text{ср}}} \cdot \rho = 0,024 \cdot 200/0,612 \cdot 0,072^2/2/0,001/1000 = 0,02.$$

$\Delta h_{\text{нас}}$ — підвищення ентальпії в насосі; кДж/кг:

$$\Delta h_{\text{нас}} = 1,2 \cdot \frac{v_{\text{ср}} \cdot \Delta P_{\text{тр}}}{\eta_{\text{ад}}} = 1,2 \cdot 0,001 \cdot 0,02/0,82 = 0,0000295.$$

$N_{\text{нас}}$ — потужність насоса для перекачування води по трубопроводу, кВт.

$$N_{\text{нас}} = G_{\text{мв}} \cdot \frac{\Delta h_{\text{нас}}}{\eta_{\text{м}}} = 20,8 \cdot 0,0000295/0,82 = 0,0006.$$

Експлуатаційні витрати визначаються, як витрати на привід насосів, \$:

$$I_{\text{експл}} = N_{\text{нас}} \cdot C_{\text{ел}} \cdot \tau_{\text{річ}} = 0,0006 \times 0,119 \times 7000 = 0,522.$$

Результати розрахунків за іншими ділянками зведено в табл. 3.

Малі значення отриманих витрат на прокачування пояснюються малою швидкістю в трубопроводах через наявні розміри труб, які встановлені зараз у м. Вараш.

Розрахуємо перемінну частину приведених витрат:

Таблиця 2. Результати розрахунку втрат теплоти в ділянках трубопроводу під час транспортування гарячої води

Найменування	200 м	4 000 м	3 000 м
Початкова температура, °C	60	59,25	54,48
Температура на виході (прийнята)	59,25	54,48	51,15
$t_{\text{ст.внутр.}}, ^\circ\text{C}$	59	56,8	53
$t_{\text{обл.зовн.}}, ^\circ\text{C}$	-12,6	-12,6	-13,1
$t_{\text{води.сер}}, ^\circ\text{C}$	59,625	56,8	52,81
Коеф. теплопровідності, Вт/(м ² · К)	0,650	0,648	0,644
Коеф. кінематичної в'язкості, м ² /с	$4,78 \cdot 10^{-7}$	$4,98 \cdot 10^{-7}$	$5,30 \cdot 10^{-7}$
Число Pr	3,0154	3,158	3,390
Швидкість води, м/с	0,072	0,0859	0,0857
Число Re	92227,8	136603	128048
Число Нуссельта	315,57	441,8	433
Коеф. тепловіддачі від води, Вт/(м ² · К)	335,4	361,3	351,8
Коеф. термічн. розширення повітря, 1/К	0,00392	0,00392	0,00392
Число Прандтля повітря	0,7166	0,7166	0,7166
Коеф. кінем. в'язкості, повітря, м ² /с	0,0000116	0,0000116	0,0000116
Коеф. теплопров. повітря, Вт/(м ² · К)	0,023	0,023	0,023
Діаметр зовнішнього облицювання, м	0,9316	1,1216	1,2116
$t_{\text{обл}} - t_{\text{пов}}$	5,4	5,4	4,9
Число Грасгофа	$124,6 \cdot 10^6$	$2,175 \cdot 10^6$	$1,974 \cdot 10^6$
Число Нуссельта	86,46	99,37	96,98
Коеф. тепловіддачі конвективний до повітря, Вт/(м ² · К)	2,13	2,038	1,952
$t_{\text{ст.сер}}, ^\circ\text{C}$	59,38	56,8	52,8
$t_{\text{ізол.сер}}, ^\circ\text{C}$	24	22,2	19,86
$t_{\text{обл.сер}}, ^\circ\text{C}$	-12,6	-12,6	-13,055
$\lambda_{\text{ст}}, \text{Вт}/(\text{м} \cdot \text{К})$	82,5	82,82	83,24
$\lambda_{\text{ізол}}, \text{Вт}/(\text{м} \cdot \text{К})$	0,061	0,060	0,0058
$\lambda_{\text{обл}}, \text{Вт}/(\text{м} \cdot \text{К})$	63,3	63,3	63,33
Коеф. тепловіддачі до повітря випромінюванням, Вт/(м ² · К)	3,218	3,218	3,208
Коеф. тепловіддачі до повітря загальний	5,35	5,255	5,197
Коеф. теплопередачі, Вт/(м ² · К)	0,377	0,371	0,362
Площа тепловідводу, м ²	585	14087	10565
Питомі втрати теплоти, Вт/м	29,27	27,74	25,67
$t_{\text{ст.сер}}, ^\circ\text{C}$	59,536	56,78	52,73
$t_{\text{ізол.сер}}, ^\circ\text{C}$	23,5	22,03	19,84
$t_{\text{обл.сер}}, ^\circ\text{C}$	-12,53	-12,7	-13,06
Середньологарифмічний температурний напір, °C	77,6	74,84	70,8
Втрати теплоти, кВт	16,91	333,3	269,05

Таблиця 3. Розрахунок витрат на прокачування гарячої води

Найменування	200 м	4000 м	3000 м
Коефіцієнт тертя	0,024	0,022	0,0225
Гідравлічний опір, кПа	0,020	0,411	0,310
Підвищення ентальпії в насосі, кДж/кг	0,0000295	0,0006	0,00045
Потужність насоса, кВт	0,0006	0,0256	0,019
Витрати за рік, \$	0,522	21,35	16,05

$$B_1 = 0,186 \cdot K + I_{\text{експ}} + Q_{\text{втр}} \cdot \tau_{\text{річ}} \cdot c_{\text{тепл}} = 0,186 \cdot 146780 + (0,522 + 21,35 + 16,05) + 619,3 \cdot 7000 \cdot 3600 / 4,19 \times 10^{-6} \cdot 45,3 = 27301 + 37 + 168727 = 196066 \$.$$

Другий варіант: розташування ТН поряд зі споживачами

Відповідно до схеми трубопроводів у місті є три теплових пункти та 37 теплових вузлів і теплових камер. Враховуючи відсутність даних за розподіленням потужності та витрати води з цих розподільчих пунктів, приймемо, що з теплових пунктів роздається $10 \text{ м}^3/\text{год}$, а з теплових камер $(150 - 30)/37 = 3,24 \text{ м}^3/\text{год}$. Таким чином, потужність ТН у місті має бути $Q_1 = 10/3,6 \cdot 4,19 \cdot (60 - 10) = 582 \text{ кВт}$; $Q_2 = 3,24/3,6 \cdot 4,19 \times (60 - 10) = 188,55 \text{ кВт}$.

Питома вартість відповідних ТН: $C_{\text{пит1}} = 166 \times (330/582)^{0,7} = 112 \$/\text{кВт}$; $C_{\text{пит2}} = 166 \times (330/188,55)^{0,7} = 246,4 \$/\text{кВт}$.

Вартість окремих ТН: $C_{\text{ТН1}} = 112 \times 582 = 65138 \$$; $C_{\text{ТН2}} = 246 \times 188,55 = 46451 \$$.

Загальна вартість ТН для міста: $C_{\text{ТН}} = 3 \cdot C_{\text{ТН1}} + 37 \cdot C_{\text{ТН2}} = 3 \cdot 65138 + 37 \cdot 46451 = 1914130 \$$.

При транспортуванні циркуляційної води втрат теплоти через її низьку температуру практично не буде.

Проведемо розрахунок на перекачування. Визначимо необхідну витрату циркуляційної води.

Потужність, яку треба відняти від циркуляційної води $Q_{\text{цв}}$, визначиться як

$$Q = Q_{\text{цв}} + N_{\text{компр}} = Q_{\text{цв}} + Q / \text{COP};$$

$$Q_{\text{цв}} = Q (1 - 1 / \text{COP}) = 8729 (1 - 1/4,76) = 6895,17 \text{ кВт}.$$

Витрата циркуляційної води: $G_{\text{цв}} = Q_{\text{цв}} / (c_p \times \Delta t) = 6895 / (4,19 \times 10) = 164,56 \text{ кг/с}$.

Ця величина в 4 рази більша, ніж витрата гарячої води. Відповідно втрата тиску буде в 16 разів більше, ніж визначена величина для попереднього варіанта: $37 \times 16 = 592 \$$. Враховуючи, що під час транспортування циркуляційної води необхідним є її повернення на АЕС, ці витрати подвоюються: $1184 \$$.

Приведені витрати за умов другого варіанта роз-

ташування ТН: $B_2 = 0,186 \cdot 1914130 + 1184 = 357212 \$$.

Таким чином, перший варіант розташування ТН є більш прийнятним.

Висновки

1. У результаті аналізу літератури можна зробити висновок, що використання ТН у комплексі з ТЕС чи АЕС знижує термодинамічну ефективність. Але їхня привабливість визначається покращенням економічних показників за рахунок відносно більшої вартості теплоти та з точки зору екології зменшення теплових скидів.

2. Розроблено математичну модель транспортування теплоти через магістральні трубопроводи, яка враховує витрату води, її параметри на вході, геометрію трубопроводу та конструкцію теплоізоляції.

3. Розроблено математичну модель техніко-економічного співставлення ефективності технічних рішень з теплопостачання. Однаковий економічний ефект забезпечується використанням замикаючих витрат, які компенсують втрати теплоти під час транспортування.

4. Розглянуто два варіанти розташування ТН, які мають забезпечувати ГВП від Рівненської АЕС. Перший варіант — розташування ТН поряд з конденсатором АЕС, який використовується як низькопотенційне джерело енергії для ТН. Нагріта в ТН гаряча вода транспортується від АЕС до міста. Передбачається, що питома вартість ТН, як і іншого обладнання, обернено пропорційна тепловій потужності. Потужний ТН повинен мати меншу питому вартість, але під час транспортування гарячої води будуть втрати теплоти, які мають враховуватися в приведених витратах. У другому варіанті в місто транспортується циркуляційна вода для випаровування фреону ТН. У цьому варіанті враховується три ТН у теплових пунктах та 37 ТН у теплових камерах та теплових вузлах для забезпечення ГВП. Розраховано вартість ТН. Втрати теплоти під час транспортування циркуляційної води з низькою тем-

пературою прийнято не враховувати. Під час співставлення розглянутих варіантів визначено, що вартість потужного ТН приблизно в 10 разів менша за сумарну вартість альтернативних ТН, розташованих у місті.

5. Втрати теплоти при транспортуванні на відстань 7200 м становлять ~7 % від витраченої потужності на ГВП. Така велика величина пояснюється тим, що для транспортування прийнято використання наявних трубопроводів для мережевої води. В умовах використання трубопроводів меншого діаметра втрати були б меншими. За прийнятих умов головна частина приведених витрат у першому варіанті припадає на компенсацію втрат теплоти, яка становить 86 % приведених витрат.

6. У результаті співставлення двох розглянутих варіантів розташування ТН для забезпечення ГВП від АЕС визначено, що варіант із розташуванням ТН поряд з АЕС та транспортом гарячої води в місто майже в два рази більш економічний, ніж розташування ТН у місті поряд зі споживачами.

Список використаної літератури

1. Increasing the efficiency of NPP by using the heat pump for heat supply / V. Kravchenko, M. Kolykhanov, E. Murumsky, [et al.] // *Proceedings of the 13th International Conference of the Croatian Nuclear Society (Zadar, Croatia, June 5–8, 2022)*. — P. 120–1–120–10. — Available at: <https://nuclear-option.org/wp-content/uploads/2022/11/S3-120.pdf>.
2. Heat pump capacity selection for TPPs with various efficiency levels / M. Treshcheva, I. Anikina, D. Treshchev, S. Skulkin // *Energies*. — 2022. — Vol. 15 (12). — Art. 4445. — doi.org/10.3390/en15124445.
3. Анализ использования тепловых насосов на тепловых и атомных электростанциях / Н. Н. Ефимов, В. В. Папин, П. А. Малышев, Р. В. Безуглов // *Технические науки*. — 2010. — № 4. — С. 35–39.
4. Потенциальная возможность и техническая рациональность применения теплонасосных технологий при комбинированном производстве электрической и тепловой энергии / Н. Б. Чиркин, М. А. Кузнецов, М. А. Шерстов, В. Н. Стенников // *Проблемы машиностроения*. — 2014. — Т. 17, № 1. — С. 11–20.
5. Щеклеин С. Е. Повышение энергоэффективности АЭС / С. Е. Щеклеин, О. Л. Ташлыков, А. М. Дубинин // *Ядерная энергетика*. — 2015. — № 4. — С. 15–25.
6. Радечко Е. Н. Возможности использования турбо-насосной установки путем утилизации низкопотенциального промышленного тепла турбин / Е. Н. Радечко // *Актуальные проблемы энергетики: материалы 72-й науч.-техн. конф. студентов и аспирантов*. — Минск : БНТУ, 2016. — С. 530–533. — Режим доступа: <https://rep.bntu.by/handle/data/29235>.
7. OCHSNER energy technology! Heat pumps for high outputs // *Ochsner Heat Pumps: official website*. — Available at: <https://www.ochsner.com/en/ochsner-products/high-capacity-heat-pumps/>.
8. Waste heat recovery of power plant with large scale serial absorption heat pumps / Z. Y. Xu, H. C. Mao, D. S. Liu, R. Z. Wang // *Energy*. — 2018. — Vol. 165, Part B. — P. 1097–1105. — doi.org/10.1016/j.energy.2018.10.052.
9. Kravchenko V. Influence of pressure in the turbine condenser on heat supply efficiency of NPP with heat pumps / V. Kravchenko, A. Overchenko // *Proceedings of Odessa Polytechnic University*. — 2023. — Vol. 2 (68). — P. 51–62.
10. Режимна карта роботи ТФУ блоків № 1, 2, 3, 4 і ТФУ ПРК. Система нормальної експлуатації. 141–1-РК-СН-ВУ. — РАОС, 2021. — 51 с.
11. Методичні вказівки з техніко-економічного обґрунтування інвестиційних проектів електричних станцій для студентів спеціальності «Теплові електричні станції», «Атомні електричні станції» / Уклад.: Є. Г. Скловська, К. Г. Тодорович. — Київ : ІВЦ «Видавництво “Політехніка”», 2002. — 24 с.
12. Кравченко В. П. Удосконалення методики визначення екологічної складової в техніко-економічних розрахунках енергетичних установок / В. П. Кравченко, Є. В. Кравченко // *Холодильная техника и технология*. — 2016. — Т. 52, вып. 2. — С. 66–70.
13. Кругликов П. А. Техничко-економические основы проектирования ТЭС и АЭС / П. А. Кругликов. — Санкт-Петербург : Северо-западный государственный заочный технический университет, 2003. — 118 с.
14. Choice of basic construction parameters of steam generators for NPP of low power / V. P. Kravchenko, R. M. Sereda, Xiaolong Zhou [et al.] // *Problems of Atomic Science and Technology*. — 2019. — Vol. 5 (123). — P. 62–68.
15. Типичные значения шероховатости. — Режим доступа: <https://tehtab.ru/Guide/GuideTechnologyDrawings/DrawingsSigns/SomeTypicalRoughness>.
16. Тарифи на опалення в м. Одеса. — Режим доступу: <https://index.minfin.com.ua/ua/tariff/heating/odessa/>
17. Тарифи на електроенергію для бізнесу // *Укравтономгаз: офіційний веб-сайт*. — Режим доступу: <http://surl.li/pcwha>.
18. Соколов Е. Я. Теплофикация и тепловые сети / Е. Я. Соколов. — Москва : Издательство МЭИ, 2001. — 472 с.
19. Михеев М. А. Краткий курс теплопередачи / М. А. Ми-

- хеев, И. М. Михеева. — Москва-Ленинград : Госэнергоиздат, 1960. — 208 с.
20. Галацан М. П. Влияние эффективности градирни на показатели экономичности турбоустановки / М. П. Галацан, В. П. Кравченко, В. С. Киров // Проблемы региональной энергетики. — 2019. — № 2 (43). — Р. 1–10.
21. Тепловий насос багатофункціональний DLN-200TA1/F EVI Теплова потужність 170 кВт. — Режим доступу: <https://heatu.eu/uk/teplovoiy-nasos-mnogofunkcionalnyy-dln-200ta1f-evi-teplovaya-moshchnost-170-kvt>.
22. Тепловой насос Mitsubishi HeatGuard 1000SX. — Режим доступу: <https://teplonasos.net.ua/teplovoj-nasos-mitsubishi-heatguard-1000sx>.
23. МС-Комфорт: офіційний веб-сайт. — Режим доступу: https://ms-comfort.kyiv.ua/?gclid=Cj0KCQiAjMKqBhCgARIsAPDgWlxIB8H9iMsnmdPTBpTz7jlqyxcDtqSWu5TXgEYIquTISU1n6HEuYaApVYEALw_wcB.

A. O. Overchenko, V. I. Leus, V. P. Kravchenko

*Odesa National Polytechnic University, 1, Shevchenko Ave,
Odesa, 65044, Ukraine*

Comparison of Heat Pump Location Options for Hot Water Supply from NPP

Fuel consumption for heat supply makes up about a third of the total amount of fuel and energy resources consumed in the country, and this value is twice as large as the amount of fuel consumed for electricity production. This means that in order to solve the problems related to climate change, it is necessary to use nuclear power plants (NPP) more widely in the direction of heat supply. The way to reduce heating costs is to use cogeneration. As the experience of using combined heat plants shows, fuel savings due to the combined production of electric and thermal energy is 13 % of the fuel consumption for electricity production. In the future, heat supply from NPPs should expand. This saves energy resources and reduces the burden on the environment. The use of steam condensation heat in the condenser of the NPP turbine as a low-potential source for a heat pump (HP) is considered. In this case, thermal pollution from the NPP is reduced. Currently, taxes for thermal pollution from NPPs are not charged, but, considering that this is one of their disadvantages and the great attention of humanity to the preservation of the environment, such taxes may soon be introduced. The work considers two options for the location of heat pumps to provide hot

water supply to the city of Varash from the Rivne NPP: 1. Location of a powerful HP directly next to the NPP and transportation of hot water to the city. 2. Transportation of circulating water, heated in the condenser, to the city to provide HPs located near consumers. The comparison of these options was carried out on the basis of reduced costs, which took into account the cost of HPs, heat losses during the transportation of hot water and the cost of electricity for pumping. When taking into account the cost of HPs, the well-known formula for the dependence of specific equipment costs depending on capacity was used. As a result of the comparison, it was determined that the first option has the advantage. In the structure of reduced costs, the main contribution is made by the cost of heat pumps.

Keywords: nuclear power plant, heat supply, heat pump, heat transportation, reduced costs.

References

1. Kravchenko V., Kolykhanov M., Muromsky E., Vysotsky Yu., Galatsan M., Overchenko A. (2022). Increasing the efficiency of NPP by using the heat pump for heat supply. *Proceedings of the 13th International Conference of the Croatian Nuclear Society (Zadar, Croatia, June 5–8)*, pp. 120–1–120–10. Available at: <https://nuclear-option.org/wp-content/uploads/2022/11/S3–120.pdf>.
2. Treshcheva M., Anikina I., Treshchev D., Skulkin S. (2022). Heat pump capacity selection for TPPs with various efficiency levels. *Energies*, vol. 15 (12), art. 4445. doi.org/10.3390/en15124445. (in Rus.)
3. Efimov N. N., Papin V. V., Malyshev P. A., Bezuglov R. V. (2010). [Analysis of the use of heat pumps in thermal and nuclear power plants]. *Tekhnicheskiye nauki* [Technical Science], vol. 4, pp. 35–39. (in Rus.)
4. Chirkin N. B., Kuznetsov M. A., Sherstov M. A., Stenikov V. N. (2014). [Potential possibility and technical rationality of using heat pump technologies in the combined production of electrical and thermal energy]. *Problemy mashinostroyeniya* [Problems of mechanical engineering], vol. 17, no. 1, pp. 11–20. (in Rus.)
5. Shcheklein S. E., Tashlykov O. L., Dubinin A. M. (2015). [Increasing the energy efficiency of nuclear power plants]. *Yadernaya energiya* [Nuclear Power Energy], no. 4, pp. 15–25. (in Rus.)
6. Radechko E. N. (2016). [Possibility of using a turbopump unit by utilizing low-grade industrial heat from turbines]. *Proceedings of the 72nd scientific and technical conference of undergraduate and graduate students Current Problems*

- of Energy. Minsk: BNTU, pp. 530–533. Available at: <https://rep.bntu.by/handle/data/29235>. (in Rus.)
7. OCHSNER energy technology! Heat pumps for high outputs. Ochsner Heat Pumps: official website. Available at: <https://www.ochsner.com/en/ochsner-products/high-capacity-heat-pumps/>.
 8. Xu Z. Y., Mao H. C., Liu D. S., Wang R. Z. (2018). Waste heat recovery of power plant with large scale serial absorption heat pumps. *Energy*, vol. 165, Part B, pp. 1097–1105. doi.org/10.1016/j.energy.2018.10.052.
 9. Kravchenko V., Overchenko A. (2023). Influence of pressure in the turbine condenser on heat supply efficiency of NPP with heat pumps. *Proceedings of Odessa Polytechnic University*, vol. 2 (68), pp. 51–62.
 10. *Operating mode map of the heating installation of units 1, 2, 3, 4 and the heating installation of the start-up-reserve boiler rooms*. 141-1-PK-CHBY. Rivne NPP, 2021, 51 p. (in Ukr.)
 11. Sklovskaya Ye. H., Todorovich K. H. (2002). [Methodical instructions on technical and economic substantiation of investment projects of electric plants for students of the specialty “Thermal power plants”, “Nuclear power plants”]. Kyiv: “Polytechnic” Publishing House, 24 p. (in Ukr.)
 12. Kravchenko V. P., Kravchenko Ye. V. (2016). [Improvement of the methodology for determining the ecological component in technical and economic calculations of power plants]. *Kholodylnye obladnannya ta tekhnolohiya* [Refrigeration Equipment and Technology], vol. 52, no. 2, pp. 66–70. (in Ukr.)
 13. Kruglikov P. A. (2003). *Tekhniko-ekonomicheskiye osnovy proyektirovaniya TES i AES* [Technical and economic principles of design of thermal power plants and nuclear power plants]. St. Petersburg: Northwestern State Correspondence Technical University, 118 p. (in Rus.)
 14. Kravchenko V. P., Sereda R. M., Zhou Xiaolong, Visotskii Yu. I., Rybakov A. N. (2019). Choice of basic construction parameters of steam generators for NPP of low power. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 123, no. 5, pp. 62–68.
 15. [Typical roughness values]. Available at: <https://tehtab.ru/Guide/GuideTechnologyDrawings/DrawingsSigns/Some-TypicalRoughness>. (in Rus.)
 16. [Tariffs for heating in Odesa]. Available at: <https://index.minfin.com.ua/ua/tariff/heating/odessa>. (in Ukr.)
 17. [Tariffs for electricity for business]. Available at: <http://surl.li/pcwha>. (in Ukr.)
 18. Sokolov Ye. Ya. (2001). *Teplofikatsiya i teplovyye seti* [District heating and heating networks]. Moscow: MPEI Publishing House, 472 p. (in Rus.)
 19. Mikheev M. A., Mikheeva I. M. (1960). *Kratkiy kurs teploperedachi* [A short course in heat transfer]. Moscow, Leningrad: Gosenergoizdat, 208 p. (in Rus.)
 20. Galatsan M. P., Kravchenko V. P., Kirov V. S. (2019). [Influence of cooling tower efficiency on turbine plant economic operation]. *Problemy regionalnoy energetiki* [Problems of Regional Power Energy], vol. 43, no. 2, pp. 1–10. (in Rus.)
 21. [Heat pump multifunctional DLN-200TA1/F EVI Thermal capacity 170 kW]. Available at: <https://heatu.eu/uk/teplovoy-nasos-mnogofunkcionalnyy-dln-200ta1f-evi-teplovaya-moshchnost-170-kvt>. (in Ukr.)
 22. [Heat pump Mitsubishi HeatGuard 1000SX]. Available at: <https://teplonasos.net.ua/teplovoj-nasos-mitsubishi-heatguard-1000sx>. (in Rus.)
 23. MS-Comfort: official website. Available at: https://ms-comfort.kyiv.ua/?gclid=Cj0KCQiAjMKqBhCgARIsAPDgWlxiIB8H9iMsnmdPTBpTz7jlqyxcDtqS-Wu5TX-gEYIquTISU1n6HEuYaApVYEALw_wcB. (in Ukr.)

Надійшла 16.12.2024

Received 16.12.2024

О. В. Михайлов, В. М. Безмилов

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

Кондиціювання високоактивних твердих радіоактивних відходів у ядерному паливному циклі. Огляд методів та технологій. Частина 1

Ключові слова:

АЕС,
радіоактивні відходи,
МАГАТЕ,
кондиціювання,
іммобілізація,
форма відходів,
матричні матеріали

Наведено огляд світового досвіду кондиціювання радіоактивних відходів (РАВ) у частині організаційних та методичних підходів застосування цього методу переробки РАВ, узагальнених у документах Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ), у різних аналітичних матеріалах і наукових публікаціях. На підставі аналізу доступних інформаційних матеріалів встановлено, що в різних країнах із розвинутим ядерним паливним циклом кондиціювання є невід'ємною частиною системи комплексного поводження з РАВ, яка включає операції, у процесі яких вони мають бути переведені у форму, що забезпечує їхню стабільну хімічну, термічну й радіаційну стійкість для подальшого їхнього транспортування, зберігання та захоронення. Перелік РАВ, що утворюються під час експлуатації АЕС і належать до кондиціювання, об'єднує різноманітні матеріали, що розрізняються за формою, концентрацією активності нуклідів та видом забруднення. Рівні питомої активності нуклідів у складі РАВ варіюються від дуже низьких до надзвичайно високих, притаманних відпрацьованому ядерному паливу, яке потребує забезпечення умов їхньої підкритичності під час виконання технологічних операцій. Зроблено висновок, що найбільш відпрацьованим методом кондиціювання РАВ у промислових масштабах є іммобілізація, що реалізується в трансформації відходів у тверду форму за допомогою процесів їхнього затвердіння після включення в будь-яку матрицю або включення в герметичні оболонки. Радіоактивні компоненти можуть бути іммобілізовані в матеріал матриці на основі бітуму, полімерів, цементу, скла, кераміки і склокераміки за допомогою двох основних процесів: зв'язування їх у матеріал на атомному рівні (хімічне включення) або фізичне оточення та ізоляція (інкапсуляція).

Вступ

Відповідно до положень Енергетичної стратегії України на період до 2035 р. [1], безпечне поводження з радіоактивними відходами (РАВ) є одним із найважливіших чинників сталого розвитку ядерної енергетики держави. У процесі експлуатації енергоблоків АЕС утворюються три основні види РАВ [2]:

газоаерозольні, рідкі та тверді. Поводження з газоподібними РАВ зводиться фактично до їхнього розсіювання в довкіллі (викиди) після очищення (фільтрації). Досвід експлуатації АЕС показав, що системи очищення, що існують на вітчизняних АЕС, в умовах нормальної експлуатації обладнання забезпечують рівні викидів, нижчі за міжнародні та національні норми. Що стосується генерації рідких і твердих

© О. В. Михайлов, В. М. Безмилов, 2023

РАВ, у середньому на 1 МВт потужності реакторної установки типу ВВЕР на АЕС України за рік може утворюватися від 0,15 до 0,35 м³ рідких РАВ (РРВ) і від 0,1 до 0,3 м³ твердих РАВ (ТРВ) [3]. За даними [4], станом на 31.12.2021 р. у сховищах середньоактивних РРВ накопичено 8 783 м³ кубового залишку, 1 642 м³ відпрацьованих фільтруючих матеріалів та зневодненого шламу. Накопичені ТРВ оцінюються в 39 347 м³ низькоактивних відходів (НАВ), 2 163 м³ середньоактивних (САВ), 225 м³ високоактивних (ВАВ), а також 14 498 м³ сольового плаву з огляду на зміну його класифікації і зарахування до ТРВ.

Основним джерелом утворення ТРВ у процесі експлуатації АЕС є технічне обслуговування та ремонт енергоблоків [2]. Під час проведення ремонтних робіт на устаткуванні АЕС радіоактивними стають частини або деталі заміненого устаткування й трубопроводів, інструмент, що застосовувався в роботах, електро- і теплоізоляційні матеріали, одяг, протиральне ганчір'я тощо.

Система поводження з ТРВ на АЕС містить: збирання відходів у первинну тару на місцях їхнього утворення; сортування за активністю; транспортування відходів до централізованих місць збирання чи переробки; переробку РАВ; пакування первинної тари з ТРВ у транспортні контейнери; транспортування контейнерів із твердими РАВ до сховища ТРВ на спецавтомобілях; приймання відходів та їхнього вивантаження до секцій сховища; ведення обліку та звітності щодо РАВ.

Після переробки ТРВ зберігають у сховищах, спеціально споруджених на території АЕС. Сховища ТРВ — це заглиблені бетоновані вмістища, гідроізольовані від підземних і атмосферних вод. Вони перебувають під суворим дозиметричним контролем, для чого навкруги сховищ споруджені спостережні свердловини, з яких періодично відбирають проби води для аналізу на вміст радіоактивних речовин. Зберігання передбачає можливість вилучення РАВ для їхньої переробки та транспортування.

Під переробкою ТРВ розуміють будь-яку операцію, що змінює їхні характеристики. Головними цілями переробки є: підвищення безпеки на подальших етапах поводження з ними, зменшення негативного впливу на довкілля, економія коштів на зберігання та захоронення ТРВ. На шляху поводження з РАВ використовують різні методи та технології кондиціонування, які є основним об'єктом цього огляду, проведеного під час виконання науково-дослідницької роботи за темою «Дослідження стану паливовмісних

матеріалів об'єкта «Укриття» в умовах нового безпечного конфайнмента та розробка методичних і технологічних підходів до їхнього кондиціювання».

Для висвітлення досвіду застосування кондиціювання ТРВ використовувались нижчезазначені інформаційні матеріали:

документи МАГАТЕ, які регламентують організацію робіт із кондиціювання РАВ як складову та невід'ємну частину національної системи поводження з РАВ у ядерному паливному циклі;

публікації МАГАТЕ та інші аналітичні матеріали, присвячені узагальненню даних наукових досліджень та розробок стосовно методології кондиціювання РАВ із застосуванням різних технологій обробки РАВ;

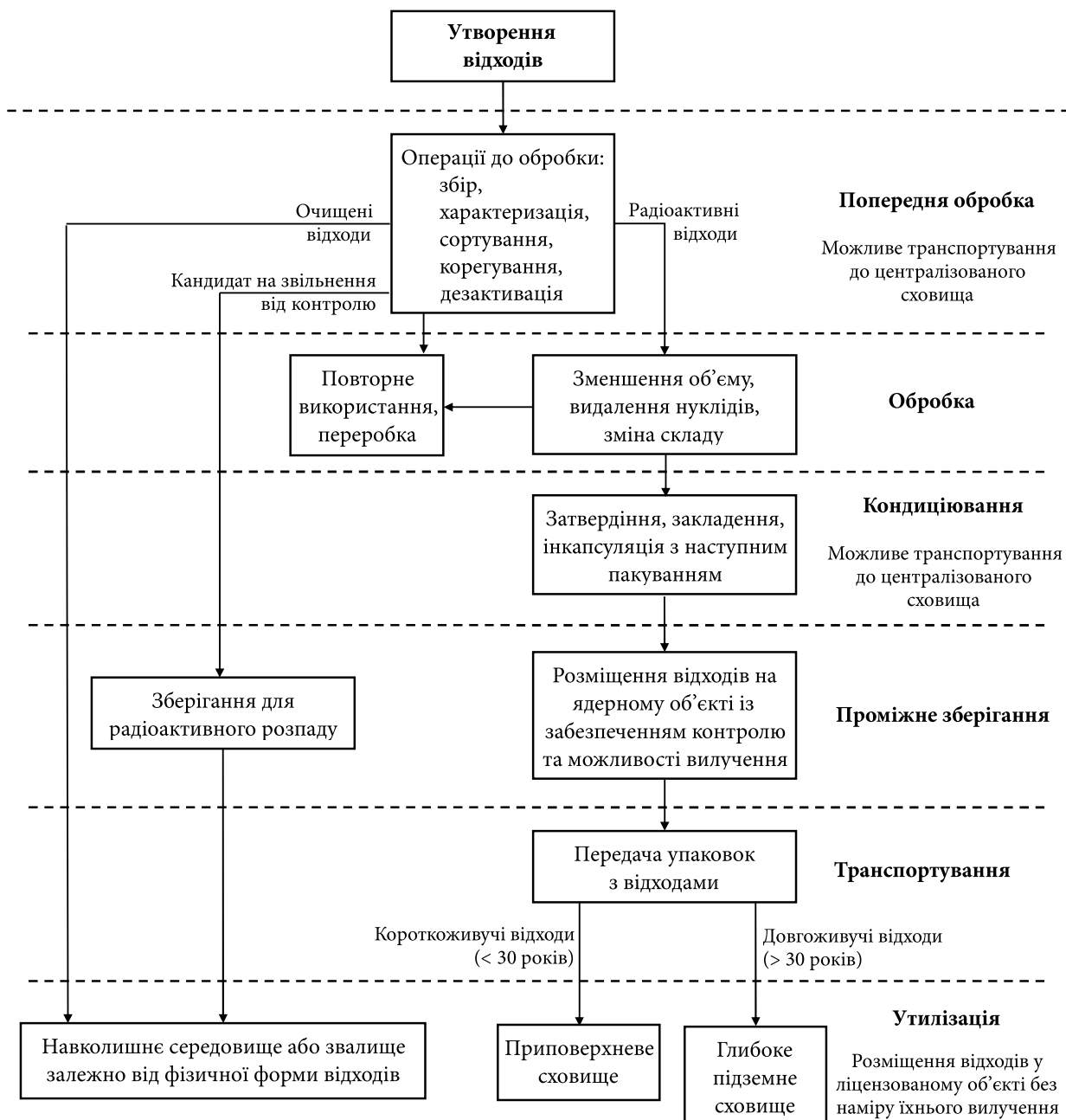
опубліковані результати розробки технологій іммобілізації радіонуклідів, яка є найбільш поширеним методом кондиціювання РАВ, що направляються на зберігання або захоронення, і використання різного матеріального складу матриць з урахуванням специфічних властивостей радіоактивно забруднених матеріалів.

Кондиціювання як невід'ємна складова системи поводження з РАВ

Міжнародний досвід свідчить про те, що в системі поводження з РАВ мають існувати дві складові, нерозривно пов'язані одна з одною, — політика, яка встановлює принципи поводження з РАВ, і стратегія, яка передбачає методичні та технологічні підходи для здійснення цієї політики [5]. Для надання допомоги фахівцям у галузі управління відходами МАГАТЕ випустило серію технічних документів, присвячених питанням пошуку та впровадження надійних та ефективних технічних рішень для комплексного управління всіма потоками відходів. Детальний огляд різних способів кондиціювання РАВ шляхом їхньої іммобілізації викладено в публікації [6], яка за спектром висвітлених питань може розглядатися як довідникове видання. Методичні й організаційні аспекти застосування кондиціювання ВАВ, що утворюються на АЕС, на етапі їхньої утилізації, переробки й підготовки упаковок для тимчасового зберігання або захоронення, викладено у [7, 8]. Для висвітлення досвіду застосування окремих технологій, розроблених для кондиціювання тих чи інших типів відходів, у рамках цього огляду розглянуто також інші документи МАГАТЕ та результати наукових досліджень [9–39].

Для однозначного розуміння термінології, яка застосовується в англomовній літературі, ми скористалися глосарієм [9]. За визначенням МАГАТЕ, кондиціювання РАВ (radioactive waste conditioning) — це один з етапів комплексного поводження з РАВ, який включає операції, у процесі яких вони переводяться у форму, що забезпечує хімічну, термічну та радіаційну стійкість, а також є стабільною для подальшого їхнього переміщення, перевезення, зберігання та захоронення.

Ілюстрація, наведена на рисунку, наочно демонструє, що в системі поводження з РАВ кондиціювання є проміжною, але обов'язковою ланкою на шляху руху відходів від місця їхнього утворення (waste generation) або тимчасового місця сховища (landfill) до спеціально призначеного для безпечного зберігання утилізованих відходів, що утворюються на АЕС (storage facility), або до могильника, де відбувається їхнє остаточне захоронення й безпечне зберігання (repository).



Типова схема комплексу з поводження з РАВ [7]

Важливим моментом, що впливає на застосування різних методів переробки і кондиціонування в системі поводження з РАВ, є рівень їхнього радіоактивного забруднення. Універсальної системи класифікації РАВ не існує, незважаючи на багаторічні спроби її створити, об'єднуючи зусилля різних країн у цьому напрямі. Уніфікованість систем класифікації значно спростила б і полегшила взаємодію, обмін інформацією та досвідом у цій сфері діяльності, особливо на міжнародному рівні. За діючими документами МАГАТЕ [10–12], залежно від рівня активності та періоду напіврозпаду радіонуклідів, РАВ поділяють на шість класів.

1. Exempt waste (EW) — звільнені від контролю відходи (ЗВ), на які поширюється вилучення. До цього класу належать відходи, що відповідають критеріям виведення з-під регулюючого контролю, звільнення або вилучення відповідно до документа [10].

2. Very short-lived waste (VSLW) — дуже короткоживучі відходи (ДКЖВ). Ці відходи можуть перебувати на зберіганні протягом обмеженого часу для розпаду короткоживучих радіонуклідів (до декількох років), а потім виводитися з-під регулюючого контролю відповідно до порядку, затвердженого національним органом регулювання. Цей клас включає також відходи, що містять радіонукліди з дуже коротким періодом напіврозпаду, які часто використовуються для дослідницьких і медичних цілей.

3. Very low-level waste (VLLW) — дуже низькоактивні відходи (ДНАВ). До цього класу належать РАВ, які орган регулювання визначає придатними для дозволеного захоронення за дотримання певних умов разом зі звичайними відходами в установках, не призначених спеціально для захоронення РАВ. Такі відходи не обов'язково відповідають критеріям віднесення до ЗВ і не вимагають високого рівня локалізації та ізоляції. Отже, ДНАВ підходять для приповерхневого захоронення (траншеї із земляним засипанням) з обмеженим регулюючим контролем. Вони можуть містити також інші небезпечні відходи. Типові відходи, що належать до цього класу, включають ґрунт і щебінь із низьким рівнем активності. Питома активність довгоживучих радіонуклідів у ДНАВ, як правило, дуже обмежена. Ця категорія РАВ у деяких державах-членах МАГАТЕ не застосовується, оскільки будь-які види РАВ, яким би низьким не був рівень їхньої активності, не можна піддавати захороненню таким способом.

4. Low-level waste (LLW) — низькоактивні відходи (НАВ). До цього класу належать відходи, що

перевищують рівень виведення з-під регулюючого контролю, але з обмеженим об'ємом довгоживучих радіонуклідів. Такі відходи вимагають надійної ізоляції та локалізації на термін до кількох сотень років, вони придатні для захоронення в приповерхневих пунктах з інженерно-технічними бар'єрами. Клас (категорія) НАВ охоплює дуже широкий спектр відходів. Вони можуть включати в себе короткоживучі радіонукліди з більш високими рівнями питомої активності, а також довгоживучі радіонукліди, але тільки за відносно низьких рівнів питомої активності.

5. Intermediate-level waste (ILW) — середньоактивні відходи (САВ). Ці відходи за вмістом довгоживучих радіонуклідів вимагають більшою мірою локалізації та ізоляції, ніж це передбачено умовами приповерхневого захоронення. Проте САВ не потребують або ж потребують тільки в обмежених масштабах відведення тепла в процесі їхнього зберігання та захоронення. Вони можуть містити довгоживучі радіонукліди, зокрема альфа-випромінюючі радіонукліди, що не розпадаються до рівня питомої активності, прийнятної для приповерхневого захоронення протягом періоду, в який можна розраховувати на заходи відомчого контролю. За усталеною світовою практикою САВ потребують захоронення на глибинах від десятків до декількох сотень метрів.

У деяких країнах НАВ і САВ на окремі класи не розділяють і об'єднують в один за критерієм перевищення рівнів активності, що не дозволяє звільнення їх від контролю за умови їхньої теплотворної здатності нижче 2 кВт/м^3 .

6. High-level waste (HLW) — високоактивні відходи (ВАВ). Це відходи з високими рівнями питомої активності радіонуклідів і значним виділенням тепла (понад 2 кВт/м^3) або відходи з великим об'ємом довгоживучих радіонуклідів. Звичайно до ВАВ належать такі відходи: радіоактивна рідина, яка містить велику частину продуктів радіоактивного поділу та актинідів, присутніх у відпрацьованому паливі, і являє собою залишок від першого циклу екстракції розчинником у процесі переробки; матеріали, що утворюються після затвердіння РАВ; відпрацьоване паливо або будь-які інші відходи з аналогічними радіологічними характеристиками. Такі відходи мають бути ізольовані від біосфери зі створенням екрануючої оболонки (біологічного захисту) і системи охолодження. Відповідно до загальноновизнаної у світі практики ВАВ захо-ронюють у стабільних глибоких геологічних формаціях (на глибині від кілька сотень метрів від поверхні), доповнених інженерно-технічними бар'єрами.

Вищенаведена класифікація МАГАТЕ з розділенням РАВ на шість класів заснована передусім на забезпеченні довгострокової безпеки утилізованих відходів і, отже, орієнтована на найбільш придатні шляхи утилізації ТРВ або РРВ після спеціальної обробки для затвердіння.

Виробництво атомної енергії призводить до утворення кількох видів ВАР, включаючи відпрацьоване паливо (якщо воно віднесено до відходів) і кондиціоновані продукти хімічної переробки відпрацьованого палива, ДНАВ, НАВ і САВ, які утворюються в результаті експлуатації реакторів, переробки, дезактивації, виведення з експлуатації та інших видів діяльності в ядерному паливному циклі. Зазвичай ВАР мають рівні питомої активності в діапазоні 104–106 ТБк/м³ (як приклад, для свіжого відпрацьованого палива енергетичних реакторів) [12]; РРВ зазвичай зберігаються в ємностях до остаточного затвердіння (оскловування).

Одним із видів кондиціювання РАВ є іммобілізація — трансформація відходів у тверду форму за допомогою процесів їхнього затвердіння (solidification) і включення в будь-яку матрицю або в герметичні оболонки (embedding or encapsulation) [9]. Як відомо, матричний матеріал (метод кондиціювання) залежить від характеристик і властивостей відходів [6–8]. Такий матеріал повинен мати високі ізоляційні властивості (стійкість до вилугування), гарну сумісність із компонентами відходів, що забезпечує мінімальний об'єм кінцевого продукту. При цьому радіоактивні компоненти у відходах можуть бути іммобілізовані в матеріал матриці за допомогою двох основних процесів: зв'язування їх на атомному рівні — хімічне включення (chemical incorporation) або фізичне оточення та ізоляція — інкапсуляція (encapsulation).

Для іммобілізації РАВ використовують такі матричні матеріали: органічні (бітум, полімери); неорганічні (цемент, скло, кераміка, склокераміка); металеві та композиційні, що складаються з декількох матричних матеріалів. У технологічному циклі поводження з РАВ іммобілізовані відходи у свою чергу упаковують у різні контейнери, починаючи від звичайних 200-літрових сталевих бочок до товстостінних контейнерів складної конструкції. Найвищу стійкість мають гомогенні форми кондиціонованих РАВ, у яких компоненти відходів входять у структуру матеріалу на молекулярному рівні. Такими є керамічні форми кондиціонованих РАВ. Менш стійкими є гетерогенні форми відходів, у матриці яких частки РАВ розпо-

ділені механічно (бітумно-сольовий компаунд, бітумовані, цементовані ТРВ та ін.). Найбільш поширеними методами іммобілізації є: затвердіння РРВ із низькими й середніми рівнями активності нуклідів шляхом включення їх у цементну матрицю (цементування) і бітумну (бітумування) або в скляну матрицю (оскловування), якщо РРВ належать до ВАР. На сьогодні кондиціювання РАВ шляхом іммобілізації в матрицю — найбільш технологічно відпрацьований метод, який забезпечує відповідність кінцевого продукту жорстким вимогам стійкості, радіаційної безпеки та екологічним нормам забруднення довкілля.

Методи та технології кондиціювання РАВ

Технічний документ МАГАТЕ [7] містить рекомендації, які висвітлюють аспекти з безпеки під час поводження з ВАР, у тому числі на етапі кондиціювання. Кінцевий результат кондиціювання має забезпечити виготовлення таких форм відходів і упаковок із РАВ, які могли бути придатними для маніпулювання, транспортування, зберігання та захоронення. У цьому аспекті проблеми вибору методів і технологій мають виходити зі специфіки типу відходів та можливостей виготовлення кінцевого продукту, що відповідає вимогам приймання РАВ для конкретного підприємства, яке здійснює його захоронення. МАГАТЕ акцентує увагу також на небезпеку, пов'язану з технологією стабілізації відходів, і намагання в процесі кондиціювання зменшити об'єм та сумарну активність вторинних відходів, що утворюються під час поводження з ВАР. Остання вимога є досить актуальною, бо кожна з відомих сьогодні технологій іммобілізації РАВ супроводжується утворенням певного обсягу вторинних відходів, що також потребують утилізації. Це має бути враховане й заплановане під час проектування заходів щодо кондиціювання РАВ.

Вибір форми відходів, у яку необхідно перевести РАВ, залежить не тільки від рівня радіологічної небезпеки, а й від фізичної та хімічної природи відходів, а також критеріїв прийнятності для сховищ і установок для захоронення, до яких будуть відправлятися відходи. Залежно від того, до якого класу належать РАВ після їхньої характеристики, застосовують різні типи матричних матеріалів. У таблиці наведено найбільш поширені та технологічно відпрацьовані кінцеві форми відходів (waste forms), такі як скло, кераміка, цемент, полімер і бітум. Металовідходи виділяють в окрему групу кінцевих форм відходів, які отримують під час утилізації як чорних (вуглецева

Кінцеві форми відходів та основні характеристики технології виготовлення [6, 7, 13–35]

Кінцева форма відходів	Характеристика	Обмеження	Вторинні відходи
Скло	Перевірений метод кондиціювання рідких ВАР, а також САВ і НАВ Висока гнучкість з погляду асортименту скла Висока надійність іммобілізації Висока пропускна здатність установок оскловування Висока міцність відходів Невеликий об'єм форми відходів, що утворюється	Високі початкові інвестиції та експлуатаційні витрати Складні технології, що вимагають висококваліфікованого персоналу Вважається неекономічним для НАВ і САВ Необхідний контроль подачі відходів і газових викидів Висока питома енергоємність	Гази, фільтри, розчини для очищення, використані плавители
Кераміка	Можливе включення більш високих рівнів активності актинідів, ніж скло Форма відходів більш стабільна й довговічніша, ніж скло Очікується придатність для довгострокової ізоляції, оскільки імітує природні породи	Обмежений досвід у рамках дослідницьких робіт Вважається неекономічним для НАВ і САВ Форма відходів для кераміки Synroc повинна бути адаптована до конкретних характеристик РАВ	Гази, фільтри, розчини для очищення
Скло-композитні матеріали (полімери)	Поєднання властивостей кристалічних і склоподібних матеріалів Більш високе завантаження Більш висока сумісність Більш висока стабільність у порівнянні зі склом	Обмежений досвід	Гази, фільтри, розчини для очищення, використані плавители
Цемент	Широко застосовується для різних видів НАВ і САВ Висока гнучкість Низька вартість Простота процесу Низька температура процесу запобігає утворенню летких викидів Висока стійкість до радіації, ударо- і вогнестійкість	Збільшення об'єму (мале завантаження відходів) Слабке утримання деяких продуктів радіоактивного поділу та активації Погана сумісність з органічними матеріалами і матеріалами з високим вмістом солі	Немає
Бітум	Використовується для НАВ і САВ, продуктів хімічного осадження, негорючих і низькоальфа-активних відходів Висока гнучкість Висока сумісність з органічними матеріалами Високе завантаження відходів Низька швидкість вилугування в порівнянні з цементуванням	Високотемпературний процес Чутливість до деяких компонентів Низька вогнестійкість	Фільтри
Метал	Широко перевірена технологія кондиціювання металевих відходів Кінцевий продукт може бути добре класифікований Кінцевий продукт зазвичай гомогенний і стабільний	Потрібне попереднє сортування зазвичай через відмінності в температурах плавлення різних металів	Гази, шлак

сталь і нержавіюча сталь), так і кольорових металів (алюміній, свинець, мідь і латунь). При цьому досягається максимальне зменшення початкового об'єму (від 5 до 20 разів). Кінцевий продукт кондиціювання зазвичай є гомогенним із залишковою активністю, пов'язаною з металом, і може бути направлений на повторне використання в ядерній промисловості після його дезактивації або у звичайній металургії.

Під час вибору матричного матеріалу для іммобілізації РАВ у [19–21] рекомендують враховувати такі фактори.

Завантаження відходів (waste loading). Форма відходів, які направляються на зберігання або захоронення, повинна бути здатною вмістити значну кількість відходів (зазвичай 25–45 мас. %) і при цьому, мінімізуючи їхній обсяг, максимально зменшити простір, необхідний для зберігання, транспортування та утилізації.

Простота виробництва (ease of production). Виготовлення необхідної форми відходів повинно здійснюватися в прийнятних умовах, у тому числі за низьких температур і, в ідеалі, у повітряній атмосфері, використовуючи методи, що дозволяють мінімізувати дозу опромінення персоналу та капітальні витрати на реалізацію технології іммобілізації.

Довговічність (durability). Кінцевий продукт (форма відходів), що виготовляється, повинен мати низьку швидкість розчинення під час контакту з водою, щоб мінімізувати можливий вихід радіоактивних і хімічних компонентів.

Радіаційна стабільність (radiation stability). Форма відходів повинна мати високу стійкість до ефекту самоопромінення, включаючи балістичні (ballistic) ефекти від альфа-розпаду й ефекти іонізації від розпаду продуктів радіоактивного поділу.

Хімічна гнучкість (стійкість) (chemical flexibility). Форма відходів, що виготовляється, повинна бути здатною вмістити суміш радіоактивних і хімічних компонентів із мінімальним утворенням вторинних фаз, які можуть знизити її довговічність.

Наявність природних аналогів (availability of natural analogues). Оскільки лабораторне тестування форм відходів упродовж періоду часу, що відповідає тривалості захоронення (зазвичай 10^3 – 10^6 років), практично недосяжне. Наявність природних мінеральних або скляних аналогів може дати необхідні відомості (прогноз) про довговічність застосованих матричних матеріалів і можливість екстраполювати відомі дані на поведінку форми відходів після захоронення.

Сумісність із середовищем, що передбачається для захоронення (compatibility with the intended disposal environment). Форма відходів повинна бути сумісною з навколишнім середовищем навколо об'єкта (facility) для захоронення. Навколишнє середовище в найближчому оточенні забезпечує фізичні й хімічні умови, сприятливі для збереження цілісності форми відходів протягом тривалих періодів, що допомагає уповільнити вихід складових за межі об'єкта (сховища).

Дані в таблиці підсумовують відомі за даними літератури характеристики форм відходів та особливості їхнього виготовлення з урахуванням вищенаведених факторів, у тому числі й перелік видів вторинних відходів, сумарний об'єм яких зазвичай знаходиться в прямій пропорційності до обсягів кінцевого продукту.

Серед ВАВ є окрема група відходів зі специфічними особливостями, які необхідно враховувати до початку та після кондиціювання. Це відпрацьоване ядерне паливо (ВЯП), для якого в першу чергу повинна бути проведена попередня підготовка та його характеристика [8]. До цієї групи включають такі види ВАВ: некондиційоване й кондиційоване ядерне паливо; рідкі ВАВ; кондиційовані ВАВ після переробки ВЯП. Залежно від обраного методу захоронення елементи ВЯП можуть бути зібрані безпосередньо в контейнері без будь-якого подальшого кондиціювання. У цілому кондиціювання включає механічні процеси, такі як розбирання паливних елементів до паливних стрижнів та упакування їх або повністю, або розрізаними на частини в контейнер для захоронення. Кондиціювання ВЯП може альтернативно включати розчинення ВЯП та іммобілізацію одержуваної рідини у відповідній матриці або укладання форми відходів у контейнери. Процеси переробки та кондиціювання ВЯП схожі з процесами іммобілізації рідких ВАВ (див. таблицю). У документах МАГАТЕ [36–38] особлива увага приділяється заходам із забезпечення безпеки щодо критичності ВАВ. Рекомендується перевірити оцінки вигорання і теплотворної здатності ВЯП, обов'язково враховувати геометричну конфігурацію матеріалів, що діляться, їхні концентрації, загальну інвентарну кількість і присутність відбивачів і сповільнювачів. Слід також оцінювати наслідки подій, що можуть під час виконання робіт призвести до порушення конфігурації палива, перерозподілу або зміни геометричної конфігурації матеріалу сповільнювача, введення матеріалу сповільнювача або змін конфігурації нейтронних поглиначів у результаті

внутрішніх або зовнішніх вихідних подій, таких як надходження води. Якщо в цих умовах підкритичність не може бути забезпечена, МАГАТЕ рекомендує передбачати запобіжні заходи, такі як встановлення експлуатаційних меж щодо кількості матеріалів, що оброблюються одночасно.

У таблиці не відображені методи кондиціювання дуже специфічного ВАВ, яким є реакторний графіт і який становить переважну частину накопичених у світі ТРВ. Радіоактивність графітової кладки реактора, що знімається з експлуатації, визначається продуктами активації графіту і його домішок, а також елементами ядерного палива та продуктів його поділу, що проникають у графітову кладку. Це наслідок позаштатних подій, пов'язаних із порушенням герметичності твелів і руйнуванням тепловидільних збірок, що призводить до утворення дрібних частинок і фрагментів палива, що залишаються в графітовій кладці. Ділянки графітової кладки, що знаходяться на відстані від аварійно пошкоджених місць, належать, як правило, до САВ. Для кондиціювання їх рекомендують обмежитися консервацією поверхонь графітових блоків, їхньою контейнеризацією з подальшою ізоляцією від навколишнього середовища. Відходи графіту у вигляді незруйнованих блоків і втулок містять тільки продукти активації і є хімічно стійким матеріалом, що міцно утримує в своїй решітці ізотоп ^{14}C .

У роботі [39] наведено основні технологічні операції з кондиціювання ВАВ, які містять реакторний графіт, під час яких мають бути надійно ізольовані від навколишнього середовища такі радіонукліди, як ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{243}Am , ^{244}Cm , ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{14}C і актиніди. Це досягається шляхом іммобілізації їх у структуру довговічних сполук, придатних для екологічно безпечного захоронення. У роботі [39] розглянуті наукові та технологічні аспекти застосування карбідоксидного металокерамічного матричного матеріалу та показано, що синтезований композит надійно ізолює радіонукліди ВАВ від навколишнього середовища, а запропонована технологія може мати високі техніко-економічні показники. Тестування отриманого кінцевого продукту продемонструвало високі показники стійкості до вилугування радіонуклідів (^{137}Cs — 10^{-5} – 10^{-6} г/(см 2 · добу); актиніди — 10^{-7} г/(см 2 · добу)) як результат їхньої міцної фіксації в структурі карбідоксидної матриці.

Підсумовуючи огляд методів і технологій кондиціювання РАВ, необхідно підкреслити таке. До сьогодні проведено величезний обсяг дослідницьких робіт,

метою яких була розробка надійних кінцевих форм відходів, що направляються на тимчасове зберігання або захоронення. Попередня класифікація матричних матеріалів, що застосовуються для іммобілізації РАВ, за результатами проведеного в роботі аналізу опублікованих інформаційних матеріалів подана в таблиці. Але не менш важливим завданням, що вирішувалося під час розробки такої технології кондиціювання, було визначення оптимального матеріального складу матриць, у тому числі для вітрифікації (оскловування) РАВ. Цей важливий аспект проблеми не є темою цієї роботи, але її планується розглянути в наступній публікації, присвяченій аналізу відомих технічних рішень, що не увійшли до цього огляду.

Висновки

Відповідно до вимог і рекомендацій МАГАТЕ в системі поводження з РАВ повинні існувати дві складові, нерозривно пов'язані одна з одною, — політика, яка встановлює принципи поводження з РАВ, і стратегія, яка має передбачати методи та підходи для здійснення цієї політики. У різних країнах кондиціювання РАВ є невід'ємною частиною системи комплексного поводження з РАВ, що включає операції, у процесі яких вони мають бути переведені у форму, яка забезпечує хімічну, термічну і радіаційну стійкість і є стабільною для подальшого їхнього транспортування, зберігання та захоронення.

Серед відомих на сьогодні методів кондиціювання РАВ найбільш відпрацьованим у промислових масштабах є метод іммобілізації, що реалізується в трансформації відходів у тверду форму за допомогою процесів їхнього затвердіння після включення в будь-яку матрицю або в герметичні оболонки. Радіоактивні компоненти можуть бути іммобілізовані в матеріал матриці за допомогою двох основних процесів: зв'язування їх у матеріал на атомному рівні (хімічне включення) або фізичне оточення та ізоляція (інкапсуляція). Для іммобілізації РАВ відпрацьовано технології з використанням таких типів матричних матеріалів, як органічні (бітум, полімери); неорганічні (цемент, скло, кераміка, склокераміка); металеві й композиційні.

Список використаної літератури

1. Енергетична стратегія України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність» [Схвалено розпорядженням Кабінету Міністрів]

- України від 21 квітня 2023 р. № 373-р]. Режим доступу: https://www.nas.gov.ua/siaz/Ways_of_development_of_Ukrainian_science/article/15036.3.012.pdf)
2. Снятие с эксплуатации ядерных энергетических установок / А. В. Носовский, В. Н. Васильченко, А. А. Ключников, Я. В. Яценко; под ред. А. В. Носовского. — Киев : Техника, 2005. — 288 с.
3. Енергія для розвитку України. Нефінансовий звіт 2020. — Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2020. — 162 с. — Режим доступу: <https://old.energoatom.com.ua/parts/pdf-file/nonfinreport2020.pdf>).
4. Ольховик Ю. О. Сольовий плав як визначальний чинник розвитку системи кондиціонування рідких радіоактивних відходів // Ядерна енергетика та довкілля. — 2022. — Вип. 24 (2). — С. 37–42. doi.org/10.31717/2311-8253.22.2.4.
5. Политика и стратегии обращения с радиоактивными отходами. NW-G-1.1. — Вена : МАГАТЭ, 2012. — 96 с.
6. Технологические и организационные аспекты обращения с радиоактивными отходами. IAEA-TCS-27. — Вена : МАГАТЭ, 2005. — 230 с.
7. Selection of technical solution for the management of radioactive waste. IAEA-TECDOC-1817. Vienna : IAEA, 2017. — 114 p.
8. Обращение с радиоактивными отходами высокого уровня активности перед их захоронением. Руководство по безопасности. WS-G-2.6. — Вена : МАГАТЭ, 2005. — 80 с.
9. Терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты. Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности. — Вена : МАГАТЭ, 2007. — 303 с.
10. Применение концепций исключения, изъятия и освобождения от контроля. Руководство по безопасности № RS-G-1.7. — Вена : МАГАТЭ, 2006. — 47 с.
11. Classification of radioactive waste. General safety guide. IAEA Safety Standard No. GSG-1. — Vienna : IAEA, 2009. — 68 p.
12. Классификация радиоактивных отходов. Общее руководство по безопасности GSG-1. — Вена: МАГАТЭ, 2014. — 75 с.
13. Handbook of advanced radioactive waste conditioning technologies No. 12 / ed. by M. I. Ojovan. — Cambridge : Woodhead Publishing Limited, 2011. — 512 p.
14. Conditioning of low- and intermediate-level radioactive wastes. Technical Report No. 222. — Vienna : IAEA, 1983. — 201 p.
15. Improved cement solidification of low and intermediate level radioactive wastes. Technical Report No. 350. — Vienna : IAEA, 1993. — 121 p.
16. Immobilization of low and intermediate level radioactive wastes with polymers. Technical Report No. 289. — Vienna : IAEA, 1988. — 115 p.
17. Bituminization Processes to Condition Radioactive Wastes. Technical Report No. 352. — Vienna : IAEA, 1993. — 96 p.
18. Radioactive waste management and contaminated site clean-up: Processes, technologies and international experience / ed. by W. Lee, M. Ojovan, C. Jantzen. — Cambridge : Woodhead Publishing Limited, 2013. — 912 p.
19. Forms Technology and Performance: Final Report. Committee on Waste Forms Technology and Performance. National Research Council. Washington : National Academies Press, 2011. — 340 p.
20. An introduction to nuclear waste immobilisation. 3rd edition / M. I. Ojovan, W. E. Lee, S. N. Kalmykov. — Amsterdam : Elsevier, 2019. — 512 p.
21. Immobilisation of radioactive waste in glasses, glass composite materials and ceramics / W. E. Lee, M. I. Ojovan, M. C. Stennett, N. C. Hyatt // Advances in Applied Ceramics. — 2006. — Vol. 105 (1). — P. 3–12.
22. Ojovan M. I. Glassy wasteforms for nuclear waste immobilisation / M. I. Ojovan, W. E. Lee // Metallurgical and Materials Transactions A. — 2011. — Vol. 42A. — P. 837–851. — doi.org/10.1007/s11661-010-0525-7.
23. Burakov B. E. Crystalline materials for actinide immobilisation / B. E. Burakov, M. I. Ojovan, W. E. Lee. — London : Imperial College Press, 2010. — 198 p.
24. Donald I. W. The immobilization of high level radioactive wastes using ceramics and glasses. Review / I. W. Donald, B. L. Metcalfe, R. N. J. Taylor // J. Mat. Science. — 1997. — Vol. 32. — P. 5851–5887.
25. Cementitious materials for nuclear waste immobilization / A. R. O. Rahman, R. Z. Rahimov, N. R. Rahimova, M. I. Ojovan. — Chichester : Wiley, 2015. — 258 p.
26. Современные методы получения матричных материалов для иммобилизации радиоактивных отходов / Д. Г. Демянюк, О. Ю. Долматов, Д. С. Исаченко [и др.] // Изв. высш. учеб. заведений. — 2013. — Т. 56, № 4/2. — С. 124–128.
27. Materials for Nuclear Waste Immobilization / ed. by M. I. Ojovan, N. C. Hyatt. — 2019. — Basel : MDPI. — 220 p. — doi.org/10.3390/books978-3-03921-847-9.
28. Glasses for immobilization of low and intermediate level radioactive waste / N. P. Laverov, B. I. Omel'yanenko, S. V. Yudinsev, [et al.] // Geology of Ore Deposits, 2013. — Vol. 55, No. 2. — P. 71–95.
29. Модификация состава алюмофосфатных стекол с имитаторами ВАО для повышения их устойчивости. 1. Влияние модификаторов на вязкость и кристаллизационную способность расплавов / П. В. Козлов,

- М. Б. Ремизов, К. В. Мартынов [и др.] // Вопросы радиационной безопасности. — 2019. — № 1. — С. 3–15.
30. Кононенко О. А. Имобилизация кубовых остатков АЭС в алюминатные и гипсоалюминатные матрицы / О. А. Кононенко, А. Д. Алиев, Ю. С. Павлов [и др.] // Вопросы радиационной безопасности. — 2016. — Вып. 4 (84). — С. 46–56.
 31. Похитонов Ю. А. Перспективы полимерных материалов для ЖРО / Ю. А. Похитонов // Радиоактивные отходы. — 2019. — Вып. 3 (8). — С. 53–60. — doi.org/10.25283/2587-9707-2019-3-53-60.
 32. Похитонов Ю. А. Применение полимеров в процессах имобилизации жидких органических радиоактивных отходов / Ю. А. Похитонов // Радиоактивные отходы. — 2019. — Вып. 4 (9). — С. 91–100. — doi.org/10.25283/2587-9707-2019-4-91-100.
 33. Immobilization of radioactive waste in cement: Iodine binding by cementitious materials under highly alkaline conditions / R. Druteikienė, J. Šapolaitė, Ž. Ežerinskis, [et al.] // Lith. J. Phys. — 2015. — Vol. 55, No. 1. — P. 54–62.
 34. Glasses, glass-ceramics and ceramics for immobilization of highly radioactive nuclear wastes / ed. by D. Caurant. — Paris: Nova Science Publishers, 2009. — 445 p.
 35. Wang Li. Ceramics for high level radioactive waste solidification / Li Wang, T. Liang // Journal of Advanced Ceramics. — 2012. — Vol. 1 (3). — P. 194–203. — doi.org/10.1007/s40145-012-0019-8.
 36. Design of spent fuel storage facilities. Safety Series No. 116. — Vienna : IAEA, 1994. — 50 p.
 37. Operation of spent fuel storage facilities. Safety Series No. 117. — Vienna : IAEA, 1994. — 68 p.
 38. Safety assessment for spent fuel storage facilities. Safety Series No. 118. — Vienna : IAEA, 1994. — 84 p.
 39. Коновалов Э. Е. Кондиционирование высокоактивных отходов реакторного графита с использованием самораспространяющегося высокотемпературного синтеза / Э. Е. Коновалов, В. С. Наумов, А. И. Ластов // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2014. — № 4. — С. 82–91.

O. V. Mykhailov, V. M. Bezmylov

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

Conditioning of High-Level Solid Radioactive Waste in Nuclear Fuel Cycle. Review of Methods and Procedures. Part 1

This article provides an overview of global experience of radioactive waste (RAW) conditioning in terms of organizing and methodological approaches in using this RAW processing method, which were generalized in the documents of International Atomic Energy Agency (IAEA), in various analytical materials and scientific publications. Based on the analysis of available information materials, in different countries with developed nuclear fuel cycle, the conditioning is an integral part of the system of integrated RAW management, which includes the operations, during which they have to be transferred to a form ensuring their stable chemical, thermal and radiation resistance for further transportation, storage and burial. The list of RAW produced during NPP operation and belonging to the conditioning, combines a variety of materials, which differ in their shape, concentration of nuclide activities and contamination type. The levels of specific activity of nuclides in the RAW vary from very low levels to extremely high levels inherent to spent nuclear fuel, which requires providing conditions of their subcriticality underway technological operations. It is stated that the most worked out method of RAW conditioning within the industrial scale is immobilization, which is aimed at wastes transformation into a solid form using the processes of their solidification after inclusion in any matrix, or inclusion in sealed casings. Radioactive components can be immobilized into a matrix material based on bitumen, polymers, cement, glass, ceramics, and glass ceramics by using two main processes: binding them into a material at atomic level — chemical inclusion or physical environment and isolation — encapsulation.

Keywords: NPP, radioactive wastes, IAEA, conditioning, immobilization, waste form, matrix materials.

References

1. *Energy strategy of Ukraine for the period up to 2035 “Security, energy efficiency, competitiveness”*. Approved by the Order of the Cabinet of Ministers of Ukraine, dated 21.04.2023, no. 373-p. Available at: www.nas.gov.ua/siaz/Ways_of_development_of_Ukrainian_science/article/15036.3.012.pdf. (in Ukr.)
2. Nosovskyi A. V., Vasilchenko V. N., Klyuchnikov A. A., Yashchenko Ya. V. (2005). *Snyatiye s ekspluatatsii yadernykh energeticheskikh ustanovok* [Decommissioning of nuclear power plants]. Kyiv: Tekhnika, 288 p. (in Rus.)
3. *Energy for the development of Ukraine. Non-financial world 2020*. SE NNEGC “Energoatom”, 162 p. (in Ukr.)
4. Olkhoviyk Yu. O. (2022) [Salt melt as a determining factor in the conditioning system development of liquid radioac-

- tive waste of NPPs in Ukraine]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (24), pp. 37–42. (in Ukr.)
5. *Policies and strategies for radioactive waste management*. NW-G-1.1. Vienna : IAEA, 2012, 96 p. (in Rus.)
6. *Technological and organizational aspects of radioactive waste management*. IAEA-TCS-27. Vienna: IAEA. 2005. 230 p. (in Rus.)
7. *Selection of technical solution for the management of radioactive waste*. IAEA-TECDOC-1817. Vienna: IAEA, 2017, 114 p.
8. *Management of high level radioactive waste before disposal. General safety guide*. IAEA Safety Standard No. WS-G-2.6. Vienna : IAEA, 2005, 80 p. (in Rus.)
9. *Terminology used in the field of nuclear safety and radiation protection*. IAEA Safety Glossary. Vienna: IAEA, 2007, 303 p. (in Rus.)
10. *Application of the concepts of exception and release from control. General safety guide*. IAEA Safety Standard No. RS-G-1.7. Vienna: IAEA, 2006, 47 p. (in Rus.)
11. *Classification of Radioactive Waste. General safety guide*. IAEA Safety Standard No. GSG-1. Vienna: IAEA, 2009, 68 p.
12. *Classification of radioactive waste. General safety guide*. IAEA Safety Standard No. GSG-1. Vienna: IAEA, 2014, 75 p. (in Rus.)
13. Ojovan M. I. (ed.) (2011). *Handbook of advanced radioactive waste conditioning technologies No 12*. Cambridge: Woodhead Publishing Limited, 512 p.
14. *Conditioning of low- and intermediate-level radioactive wastes*. Technical Report No. 222. Vienna: IAEA, 1983, 201 p.
15. *Improved cement solidification of low and intermediate level radioactive wastes*. Technical Report No. 350. Vienna: IAEA, 1993, 121 p.
16. *Immobilization of low and intermediate level radioactive wastes with polymers*. Technical Report No. 289. Vienna: IAEA, 1988, 115 p.
17. *Bituminization processes to condition radioactive wastes*. Technical Report No. 352. Vienna: IAEA, 1993, 96 p.
18. Lee W., Ojovan M., Jantzen C. (2013). *Radioactive waste management and contaminated site clean-up: Processes, technologies and international experience*. Cambridge: Woodhead Publishing Limited, 912 p.
19. Committee on Waste Forms Technology and Performance. National Research Council (2011). *Forms technology and performance: Final Report*. Washington: National Academies Press, 340 p.
20. Ojovan M. I., Lee W. E., Kalmykov S. N. (2019). *An introduction to nuclear waste immobilization*. 3rd Edition. Amsterdam: Elsevier, 512 p.
21. Lee W. E., Ojovan M. I., Stennett M. C., Hyatt N. C. (2006). Immobilisation of radioactive waste in glasses, glass composite materials and ceramics. *Advances in Applied Ceramics*, vol. 105 (1), pp. 3–12.
22. Ojovan M. I., Lee W. E. (2011). Glassy wasteforms for nuclear waste immobilization. *Metallurgical and Materials Transactions A.*, vol. 42A, pp. 837–851. doi.org/10.1007/s11661-010-0525-7.
23. Burakov B. E., Ojovan M. I., Lee W. E. (2010). *Crystalline materials for actinide immobilisation*. London: Imperial College Press, 198 p.
24. Donald I. W., Metcalfe B. L., Taylor R. N. J. (1997). The immobilization of high level radioactive wastes using ceramics and glasses. *Review. J. Mat. Science*, vol. 32, pp. 5851–5887.
25. Rahman A. R. O., Rahimov R. Z., Rahimova N. R., Ojovan M. I. (2015). *Cementitious materials for nuclear waste immobilization*. Chichester: Wiley, 258 p.
26. Demyanyuk D. G., Dolmatov O. Yu., Isachenko D. S., Kuznetsov M. S. (2013). [Modern methods for obtaining matrix materials for immobilization of radioactive waste]. *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh zavedeniy* [News of Higher Educational Institutions], vol. 56, no. 4/2, pp. 124–128. (in Rus.)
27. Ojovan M. I., Hyatt N. C. (eds). (2019). *Materials for nuclear waste immobilization*. Basel: MDPI, 220 p. doi.org/10.3390/books978-3-03921-847-9.
28. Laverov N. P., Omel'yanenko B. I., Yudinsev S. V., Stefanovsky S. V., Nikonov B. S. (2013). Glasses for immobilization of low and intermediate level radioactive waste. *Geology of Ore Deposits*, vol. 55, no. 2, pp. 71–95.
29. Kozlov P. V., Remizov M. B., Martynov K. V. (2019). [Modification of the composition of aluminophosphate glasses with HLW simulators to increase their stability. 1. The influence of modifiers on the viscosity and crystallization ability of melts]. *Voprosy radiatsionnoi bezopasnosti* [Radiation Safety Problems], no. 1, pp. 3–15. (in Rus.)
30. Kononenko O. A., Aliev A. D., Pavlov Ju. S. (2016). [Immobilization of NPP bottom residues into aluminate and gypsum-aluminate matrices]. *Voprosy radiatsionnoi bezopasnosti* [Radiation Safety Problems], vol. 84, no. 4, pp. 46–56. (in Rus.)
31. Pokhitonov Yu. A. (2019). [Perspectives of using polymer materials for liquid radioactive solutions treatment purposes]. *Radioaktivnye othody* [Radioactive waste], vol. 8, no. 3, pp. 53–60. doi.org/10.25283/2587-9707-2019-3-53-60. (in Rus.)
32. Pokhitonov Yu. A. (2019). [Application of polymer materials for organic liquid radioactive waste immobilization]. *Radioaktivnye othody* [Radioactive waste], vol. 9, no. 4, pp. 91–100. doi.org/10.25283/2587-9707-2019-4-91-100. (in Rus.)

33. Druteikienė R., Šapalaitė J., Ežerinskis Ž., Naujalis E., Puzas A. (2015). Immobilization of radioactive waste in cement: Iodine binding by cementitious materials under highly alkaline conditions. *Lith. J. Phys.*, vol. 55, no. 1, pp. 54–62.
34. Caurant D., Loiseau P., Majerus O., Aubin-Chevaldonnet V., et al. (2009). *Glasses, glass-ceramics and ceramics for immobilization of highly radioactive nuclear wastes*. Paris: Nova Science Publishers, 445 p.
35. Wang Li, Liang T. (2012). Ceramics for high level radioactive waste solidification. *Journal of Advanced Ceramics*, vol. 1(3), pp. 194–203. doi.org/10.1007/s40145-012-0019-8.
36. *Design of Spent Fuel Storage Facilities*. Safety Series No. 116. Vienna: IAEA, 1994, 50 p.
37. *Operation of Spent Fuel Storage Facilities*. Safety Series No. 117. Vienna: IAEA, 1994, 68 p.
38. *Safety Assessment for Spent Fuel Storage Facilities*. Safety Series No. 118. Vienna: IAEA, 1994, 84 p.
39. Konovalov E. E., Naumov V. S., Lastov A. I. (2014). [Conditioning of high level reactor core graphite waste using self-propagating high temperature synthesis]. *Izvestija vuzov. Jadernaja energetika* [News from universities. Nuclear power energy], no. 4, pp.82–91 (in Rus.)

Надійшла 11.12.2023

Received 11.12.2023

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

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

Загальний підхід до поводження з паливовмісними матеріалами і супутніми радіоактивними відходами на етапі діяльності з вилучення їх із приміщень об'єкта «Укриття»

Ключові слова:

Чорнобильська АЕС,
новий безпечний конфайнмент,
об'єкт «Укриття»,
система основних кранів,
дистанційно керований робот-
маніпулятор,
паливовмісні матеріали,
високоактивні відходи,
вилучення,
супутні радіоактивні відходи

Після введення в експлуатацію комплексу «новий безпечний конфайнмент — об'єкт «Укриття»» (комплекс НБК-ОУ) діяльність щодо поводження з радіоактивними відходами (РАВ) під час вилучення паливовмісних матеріалів (ПВМ) із приміщень об'єкта «Укриття» має здійснюватися із залученням систем НБК, включно з системою основних кранів, а також систем та обладнання технологічної будівлі як складової НБК. Доведено, що на етапі, який передує цій діяльності, мають бути підготовлені існуючі об'єкти інфраструктури з поводження з РАВ державного спеціалізованого підприємства «Чорнобильська атомна електростанція» і навіть побудовані нові об'єкти. Наведено новий принциповий підхід до поводження з відходами, які будуть утворюватися під час вилучення ПВМ з об'єкта «Укриття». Розглянуто транспортно-технологічні ланцюжки поводження з відходами: ПВМ, високоактивні відходи та супутні РАВ. Наведено висновки щодо достатності можливостей інфраструктури з поводження з РАВ на Чорнобильській АЕС та в зоні відчуження для забезпечення загалом цієї діяльності.

Вступ

Під час поетапного перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему основним завданням є переведення паливовмісних матеріалів (ПВМ) в ядерно безпечний стан. Для його реалізації необхідно провести заходи з максимально можливого вилучення/переведення в контрольований стан ПВМ та подальшого поводження з ними, а також заходи з видалення ПВМ з об'єкта «Укриття» та організації доступу для контролю ПВМ, які залишаються всередині об'єкта.

Необхідність вилучення ПВМ обґрунтована в багатьох роботах, зокрема в документі [1]. У ньому зазначається, що при поводженні та зберіганні ядерно небезпечних матеріалів ядерна безпека забезпечується одним із таких способів:

обмеженням маси ядерно небезпечних нуклідів, речовини, матеріалу;

обмеженням концентрації ядерно небезпечних нуклідів;

обмеженням об'єму, діаметра, товщини шару (встановленням допустимих геометричних параметрів обладнання).

Розглядається вилучення як з відкритих скупчень ПВМ у приміщеннях об'єкта «Укриття», так і зі скупчень, до яких доступ на цей час відсутній. Тобто за наявності залишків ПВМ усередині об'єкта «Укриття» в неконтрольованому стані об'єкт взагалі не зможе бути звільнений від ядерного регулювання та контролю [2]. Результати проведеного аналізу вказують на необхідність вилучення ПВМ, у першу чергу найбільш ядерно небезпечних скупчень.

© О. В. Балан, Л. І. Павловський, В. М. Рудько, С. С. Підберезний, 2023

У процесі вилучення, крім самих ПВМ, буде утворюватися велика кількість супутніх радіоактивних відходів (РАВ). Згідно з [3] кількість відходів із вмістом ядерного палива більше 1 % (мас.) становить понад 1 315 т, із вмістом ядерного палива менше 1 % (мас.) — більше 41 000 т, радіоактивно забруднених будівельних конструкцій та матеріалів — більше 240 000 м³. За даними державного спеціалізованого підприємства «Чорнобильська атомна електростанція» (ДСП «ЧАЕС») [4], прогнозований обсяг РАВ під час зняття з експлуатації енергоблоків ЧАЕС та перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему становить 177 255 м³. Частина рідких РАВ становить 36 148 м³, а твердих — 141 107 м³.

Слід зазначити, що не всі РАВ, кількість яких була задекларована, будуть вилучатися з об'єкта «Укриття», проте їхня кількість буде надзвичайно велика. Тобто номенклатура та характеристики РАВ, що будуть вилучатися разом із ПВМ, будуть мати надто широкий спектр. Для розробки схеми поводження з відходами під час вилучення ПВМ розглянуто їхні основні види.

ПВМ:

а) свіжі тепловидільні збірки (ТВЗ), відпрацьовані тепловидільні збірки, з яких велика частина пошкоджена;

б) уламки тепловидільних елементів (ТВЕЛ);

в) окремі паливні пігулки;

г) коричневі і чорні лавоподібні паливовмісні матеріали (ЛПВМ).

Високоактивні відходи (ВАВ):

а) фрагменти активної зони;

б) графіт;

в) технологічні канали;

г) інші уламки конструкцій та матеріалів активної зони.

Супутні РАВ:

а) радіоактивно забруднені металеві конструкції (РЗМК);

б) радіоактивно забруднені бетонні конструкції (РЗБК);

в) фрагменти та уламки будівельних конструкцій;

г) різні будівельні матеріали.

Принципова схема поводження з ПВМ та супутніми РАВ під час виконання робіт з видалення ПВМ з об'єкта «Укриття»

Проведений аналіз матеріалів у частині поводження з РАВ об'єкта «Укриття» (зокрема роботи [5–7])

показує, що напрацьовані раніше пропозиції щодо поводження з РАВ під час вилучення ПВМ з об'єкта «Укриття» проводилися без урахування функціонування комплексу НБК-ОУ та використання наявного технологічного обладнання НБК, включно з системою основних кранів (СОК) НБК, та обладнання технологічної будівлі (ТЕБ) НБК.

Принципова блок-схема поводження з відходами під час вилучення ПВМ із приміщень об'єкта «Укриття» (рис. 1) була розроблена на підставі даних аналізу матеріалів щодо експлуатації комплексу НБК-ОУ, за проектними рішеннями пускових комплексів (ПК-1 і ПК-2), а також технічними пропозиціями, наведеними у документах [1, 8]. Схема поводження розроблена для трьох груп РАВ: ПВМ, ВАВ і супутніх РАВ.

Перед початком діяльності з вилучення ПВМ із приміщень об'єкта «Укриття» мають бути підготовлені відповідні об'єкти інфраструктури з сортування, переробки та захоронення або проміжного зберігання відходів, що будуть видалятися. Слід зазначити, що проведення цієї діяльності буде здійснюватися не раніше 2040 р. На той час частина наявних об'єктів інфраструктури поводження з РАВ ДСП «ЧАЕС» і тих, що знаходяться в зоні відчуження, будуть на межі закінчення терміну експлуатації. Тобто потрібно провести низку технічних та організаційних заходів щодо продовження терміну експлуатації об'єктів інфраструктури.

Наводимо основні підходи до поводження з відходами, що будуть утворюватися під час вилучення ПВМ із приміщень об'єкта «Укриття».

Поводження з ПВМ і ВАВ. Поводження з ПВМ та ВАВ об'єкта «Укриття» є надзвичайно складним інженерним завданням. Передусім це виконання робіт у дуже складних радіаційних умовах, де величини ПД можуть досягати 10 Зв/год [1]. У таких умовах залучення персоналу до фізичних робіт має бути повністю виключено, а робототехніка, задіяна в технологічних операціях, підготовлена до робіт у високих полях іонізуючого випромінювання. Крім того, обов'язково мають бути реалізовані заходи щодо протирадіаційного захисту персоналу та навколишнього середовища для забезпечення високого рівня радіаційної безпеки всередині НБК. Як уже було зазначено, величини ПД у багатьох зонах виконання робіт в об'єкті «Укриття» можуть досягати 10 Зв/год, отже й величини ПД у зонах розташування ПВМ, що вилучаються, будуть мати аналогічні або навіть більші значення. Таким чином, вилучені ПВМ не можуть бути направлені для перероблення в ТЕБ НБК,

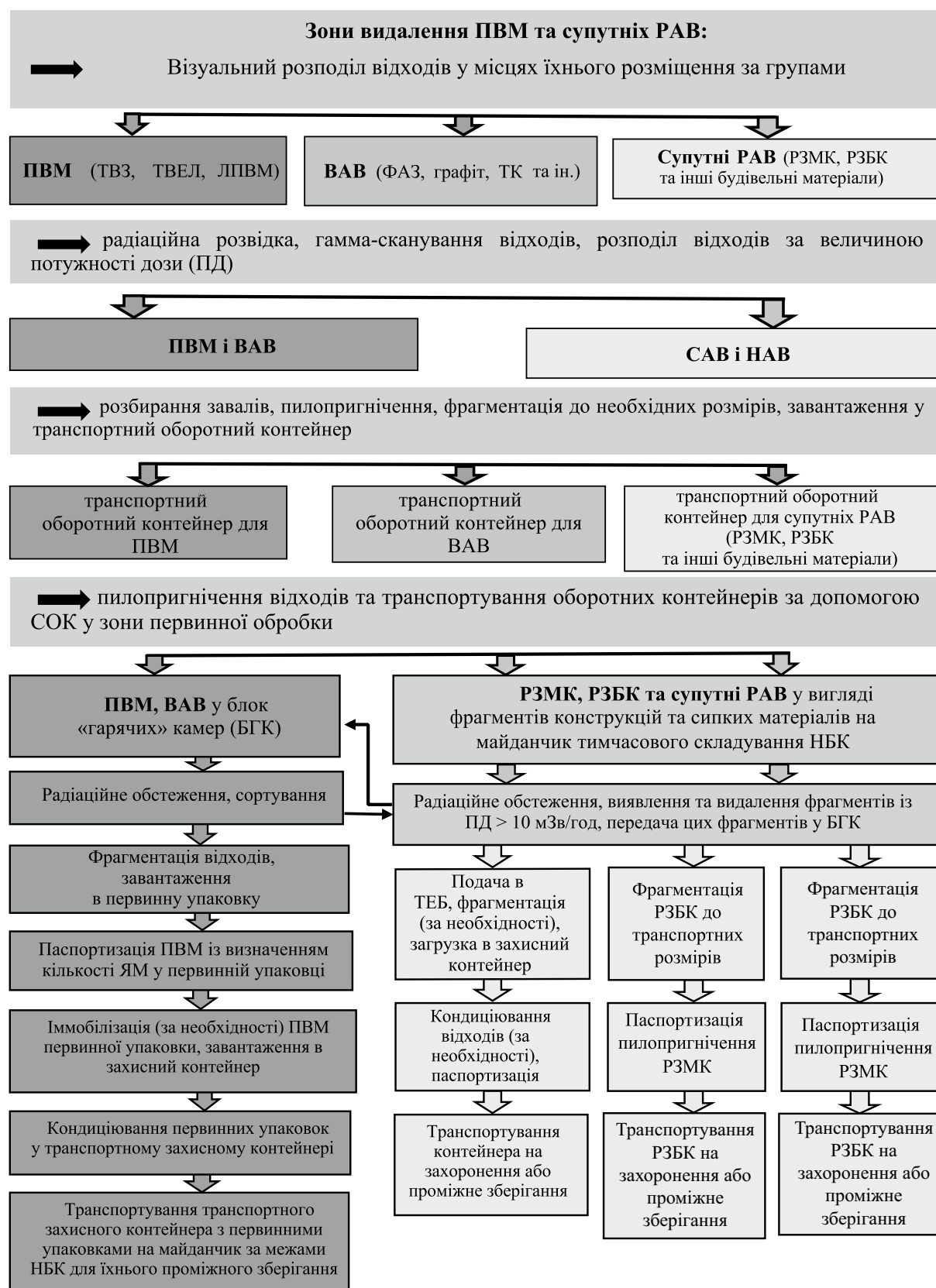


Рис. 1. Принципова блок-схема поводження з ПВМ та супутніми РАВ (ФАЗ — фрагменти активної зони, ТК — технологічні канали, САН і НАВ — середньо- і низькоактивні відходи, ЯМ — ядерні матеріали)

як це могло відбуватися з іншими РАВ (САВ і НАВ), що вилучались із приміщень об'єкта «Укриття» раніше. Тобто роботи щодо поводження з ПВМ будуть виконуватися в герметичних захисних блоках (БГК). Такі камери мають бути побудовані в просторі НБК у складі нового виробничого корпусу (рис. 2).



Рис. 2. Розміщення виробничого корпусу з БГК на майданчику тимчасового складування НБК

Враховуючи можливий вплив радіаційних факторів на радіоактивне забруднення конструкцій і простір під аркою НБК у період виконання робіт з вилучення ПВМ, головною умовою цієї діяльності є мінімізація впливів за рахунок максимальної локалізації технологічних процесів. Фактично мінімізація радіаційного впливу досягається за рахунок поводження з вилученими ПВМ із залученням технології БГК. Тобто процес поводження з ПВМ локалізується в закритому виробничому корпусі. Але під час виконання технологічних операцій з ПВМ, а саме розбирання завалів, що виконуються в місцях їхнього скупчення в об'єкті «Укриття» (наприклад, у центральному залі), локалізація неможлива.

Таким чином, ланцюжок поводження з ПВМ розпочинається з діяльності з вилучення, що проводиться в місцях їхнього скупчення в приміщеннях об'єкта «Укриття». Перед початком робіт з розбирання завалів за допомогою відеоспостереження здійснюється обстеження завалів та радіаційна розвідка зони проведення робіт включно з можливим проведенням візуального розподілу за видами ПВМ: ТВЗ, ТВЕЛ, ЛПВМ.

Роботам з видалення ПВМ і РАВ завжди має передувати пілопригнічення, що виконується за допомогою СОК і мобільної установки. Пілопригнічення має здійснюватися по всій ділянці, на якій має проводитися вилучення.

Роботи з розбирання завалів, вилучення ПВМ та завантаження в контейнери виконуються із залученням СОК НБК і парку дистанційно керованих механізмів (ДКМ), оснащених спеціальним обладнанням для здійснення цієї діяльності. Завантаження в оборотні контейнери бажано здійснювати окремо за різними видами ПВМ. Виходячи з заходів безпеки, контейнери, що завантажуються, мають знаходитись на максимально близькій відстані від місць розбирання. Такий підхід дасть змогу мінімізувати можливе розповсюдження радіоактивних аерозолів за межі зони виконання робіт.

Роботи з вилучення відходів мають проводитись за допомогою системи з мобільної інструментальної платформи (МІП) на крані НБК та закріпленим до неї дистанційно керованим роботом-маніпулятором (ДКРМ) (рис. 3), а також окремих мобільних ДКМ (рис. 4) на власному ході, залежно від зони робіт та технології їх проведення.

Радіаційний контроль здійснюється гамма-сканерами або іншим дозиметричним обладнанням, яке буде доставлено в зону робіт за допомогою МІП-ДКРМ, або вже розміщене на їхніх маніпуляторах. Перед завантаженням у контейнер матеріали завалів фрагментуються до транспортних розмірів. У процесі цієї роботи вид, радіаційні характеристики ПВМ та розміри їхніх фрагментів оцінюються окремо в кожному конкретному випадку. Роботи виконуються за проектними рішеннями згідно з узгодженими програмами безпечного виконання робіт.

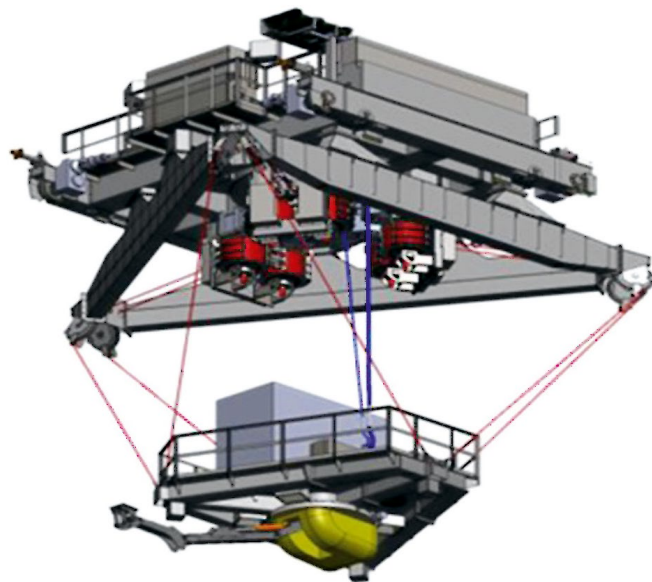


Рис. 3. Загальний вигляд системи МІП-ДКРМ на крані НБК



Рис. 4. Загальний вигляд ДКМ на власному ходу із пристроєм для швидкого роз'єднання і дистанційної заміни навісного обладнання

У місцях вилучення, крім ПВМ, є висока ймовірність знаходження радіоактивних матеріалів, що характеризуються як ВАВ. Заходи з забезпечення радіаційної безпеки за їхньої фрагментації та завантаження в контейнер є аналогічними, як і для робіт з ПВМ. Єдиною відмінністю є те, що ВАВ після візуального розподілу, що проводиться за допомогою відеоспостереження зони виконання робіт, мають завантажуватися в контейнер окремо від ПВМ. Такий підхід значно зменшить трудомісткість циклу поводження з такими матеріалами.

Після наповнення контейнера проводиться пілопригнічення відходів і самого контейнера з подальшим транспортуванням його за допомогою СОК у БГК. Пілопригнічення проводиться мобільною установкою, яка транспортується на СОК.

Контейнер з ПВМ і ВАВ надходить у приймальне відділення БГК, де проводиться сортування їх за окремими видами. Під час сортування можлива їхня фрагментація, а в деяких випадках для знаходження кількості ядерних матеріалів виконується переведення відходів у сипку або напівсипку форму. Фрагментація матеріалів здійснюється штатними ДКРМ, що обслуговують приймальне відділення БГК. Після сортування, радіаційного обстеження та радіометричних вимірювань ПВМ та ВАВ переміщуються в технологічну зону БГК, де здійснюється завантаження радіоактивних матеріалів у первинні упаковки. Як первинні упаковки рекомендовано використовувати 200 л бочки [8]. На цій стадії поводження з відходами

після дозиметричних і радіометричних вимірювань виконується їхня паспортизація включно з визначенням кількості ядерних матеріалів (для ПВМ) в упаковці. Під час проведення сортування ПВМ і ВАВ велика ймовірність утворення САВ і НАВ. Ці відходи повинні бути завантажені в контейнер та передані на майданчик тимчасового складування НБК для подальшого поводження з ними в ТЕБ НБК.

Рішення про доцільність іммобілізації відходів у первинній упаковці та застосування для цього конкретних хімічних реагентів має бути прийнято на етапі виконання цих робіт. Враховуючи, що ці роботи будуть виконуватися після 2040 р., доцільність іммобілізації упакованих РАВ у першу чергу має регламентуватися вимогами існуючого на той період законодавства у сфері ядерної та радіаційної безпеки, а також наявними інноваціями в майбутньому виробництві.

У технологічній зоні первинні упаковки встановлюються в попередньо підготовлений захисний контейнер, який переміщується у шлюзову камеру БГК. Спеціальний транспортер забирає підготовлений контейнер зі шлюзової камери та транспортує його на майданчик тимчасового складування НБК. Далі за допомогою вантажного крану здійснюється завантаження контейнера у спецавтотранспорт, який переміщує його до місця проміжного зберігання за межами НБК. Рекомендується місце проміжного зберігання контейнерів з ПВМ організувати на майданчику, що був побудований для збирання металоконструкцій арки НБК (рис. 5).

Цей майданчик знаходиться поруч з НБК, що зменшує радіаційні ризики під час транспортування захисних контейнерів з НБК на майданчик. Крім того, існуючий майданчик має надійне бетонне покриття та розгалужену систему необхідних інженерних мереж.

Поводження із супутніми РАВ. Об'єм супутніх РАВ, що будуть утворюватися під час вилучення ПВМ з об'єкта «Укриття», буде надзвичайно великий. Провести кількісну оцінку РАВ, які будуть вилучатися, практично неможливо. Проте за будь-якої кількості РАВ, що будуть утворюватися у процесі цієї діяльності, має бути підготовлена інфраструктура для їхнього збирання, сортування, переробки та захоронення або проміжного зберігання.

Роботи з поводження із супутніми РАВ здійснюються аналогічно до робіт із видалення ПВМ, тобто перед початком робіт за допомогою відеоспостереження виконується обстеження, радіаційна роз-

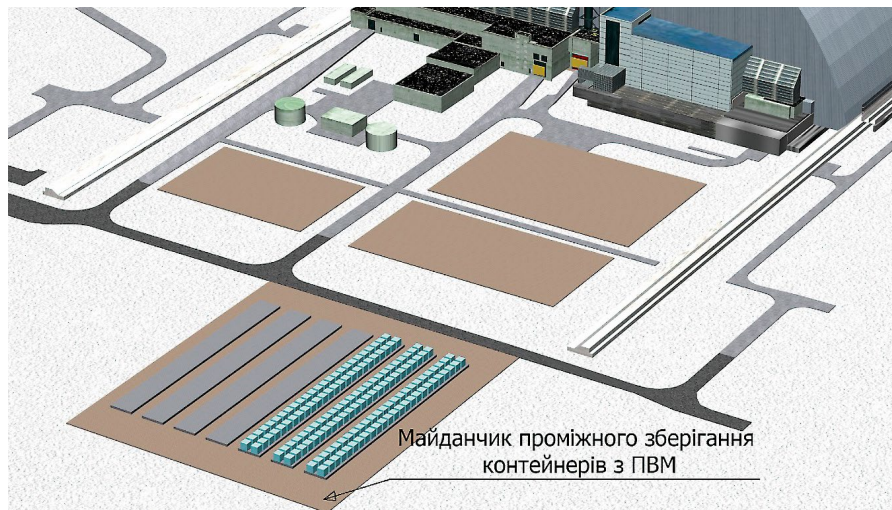


Рис. 5. Місце проміжного зберігання контейнерів з ПВМ на майданчику збирання арки НБК

відка з візуальним сортуванням за видами: уламки будівельних конструкцій і матеріалів, радіоактивно забруднені металеві та бетонні конструкції. У разі необхідності за допомогою мобільної установки здійснюється пилопригнічення ділянки, на якій проводяться роботи. За можливості розбирання матеріалів завалів та завантаження у транспортний оборотний контейнер різних видів РАВ виконується окремо. Роботи проводяться за допомогою системи МІП-ДКРМ СОК НБК та ДКМ на власному ходу. Радіаційний контроль виконується за допомогою гамма-сканерів та іншого дозиметричного обладнання, яке або доставлено в зону робіт за допомогою МІП-ДКРМ СОК, або розміщено на його маніпуляторі. Виявлені високоактивні фрагменти на габаритних конструкціях за можливості вирізаються, а виявлені вкраплення ВАВ у будівельних матеріалах завантажуються в оборотний контейнер для ВАВ із подальшим його передаванням у БГК. Решта РАВ включно з РЗМК і РЗБК завантажуються в контейнер для суміжних РАВ. При цьому перед завантаженням РЗБК і РЗМК, за можливості, фрагментуються до транспортних розмірів. Роботи виконуються за проектними рішеннями згідно з узгодженими програмами безпечного виконання робіт.

Після наповнення контейнера проводиться пилопригнічення відходів і самого контейнера з подальшим транспортуванням його за допомогою СОК на майданчик тимчасового зберігання НБК для переміщення в ТЕБ.

На майданчику тимчасового складування НБК виконуються такі технологічні операції щодо поводження з відходами:

сортування за видами відходів: уламки будівельних конструкцій і матеріалів, РЗМК і РЗБК;

кантування демонтованої конструкції (за необхідності), щоб забезпечити можливість вільного доступу по периметру конструкції та стійкість її після видалення строп;

радіаційний контроль з метою виявлення високоактивних радіоактивних забруднень (>10 мЗв/год) конструкції або інших змішаних РАВ;

вирізання місць із високоактивними забрудненнями конструкції або видалення виявлених локальних інтенсивних джерел іонізуючого випромінювання у складі РАВ;

завантаження виявлених та/або вирізаних ВАВ у первинну упаковку з передачею їх у БГК;

завантаження уламків будівельних конструкцій і матеріалів у контейнер із пересуванням його в зону первинної обробки та підготовки в ТЕБ;

фрагментація РЗМК і РЗБК до транспортних розмірів кузова спецавтотранспорту;

пилопригнічення фрагментованих РЗМК і РЗБК за допомогою мобільної установки;

завантаження РЗМК у кузов спецавтотранспорту з подальшим транспортуванням через південні шлюзові ворота на майданчик проміжного зберігання за межами НБК;

завантаження РЗБК у кузов спецавтотранспорту з подальшим транспортуванням через південні шлюзові ворота на захоронення або тимчасове зберігання.

Комп'ютерну модель можливого розташування механізмів під час поводження з фрагментами РАВ на майданчику тимчасового складування НБК представлено на рис. 5.

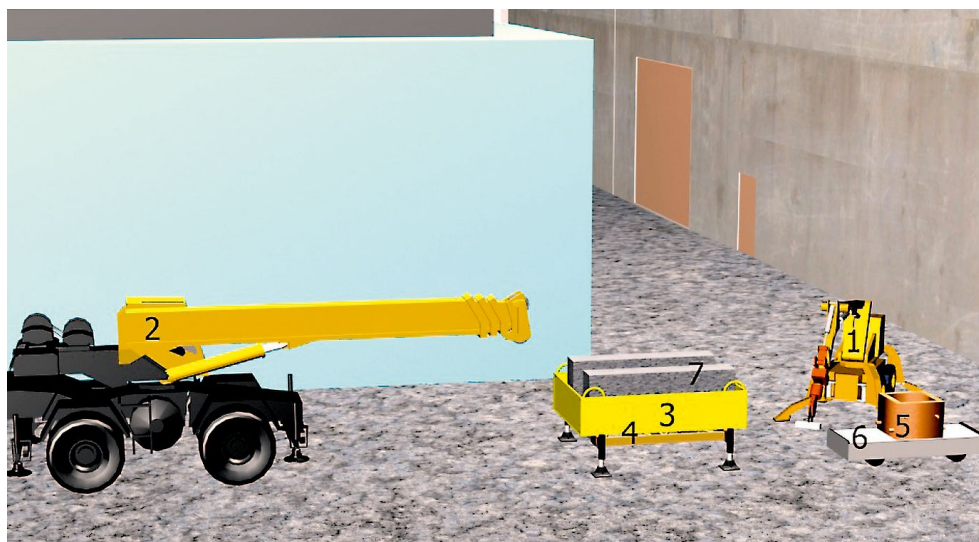


Рис. 5. Варіант компоновання розташування механізмів під час поводження з фрагментами РАВ на майданчику тимчасового складування НБК: 1 — ДКМ; 2 — мобільний вантажопідіймний кран; 3 — контейнер із фрагментами РАВ; 4 — стенд для проведення досліджень; 5 — контейнер для знятих проб забруднення з поверхні фрагмента РЗБК; 6 — дистанційно керований візок для транспортування контейнера з пробами до лабораторії ТЕБ; 7 — фрагменти РЗБК

На майданчику тимчасового складування роботи щодо поводження з радіоактивними фрагментами й матеріалами проводяться за допомогою ДКМ на власному ходу. У перелік робіт входить проведення радіометричних досліджень та відбір проб і переміщення їх у лабораторію ТЕБ для досліджень. Отримані лабораторні дані готуються для паспортизації партії РАВ. У приміщеннях ТЕБ виконується первинна обробка відходів, радіаційний контроль та радіометричні вимірювання, контейнеризація та оформлення паспорта на відходи з подальшим транспортуванням контейнерів з РАВ на захоронення або довгострокове зберігання. Для транспортування та зберігання цих РАВ можна рекомендувати захисний контейнер КТЗ-3,0, який зараз використовується під час поводження з РАВ на ДСП «ЧАЕС». Проте вибір контейнера та його захисні характеристики будуть прийматися згідно з проектними рішеннями з урахуванням часу виконання цих робіт (після 2040 р.).

Підготовка необхідних об'єктів інфраструктури поводження з відходами

Система поводження з твердими радіоактивними відходами (ТРВ) НБК була запроектована і введена в обсягах ПК-1 під час зведення НБК. З початку експлуатації НБК і в поточний період існуюча система поводження з РАВ НБК повністю інтегрована

в систему переробки РАВ ДСП «ЧАЕС» і в повному обсязі забезпечує безпечне поводження з ТРВ і рідкими радіоактивними відходами (РРВ).

Після закінчення робіт з демонтажу нестабільних конструкцій в обсязі ПК-2 (до початку робіт з вилучення ПВМ) наявна система поводження з РАВ ДСП «ЧАЕС» пройде достатній період експлуатації і вже буде перевірена за всіма параметрами і деталями. Потреба в модернізації системи поводження з РАВ може виникнути у зв'язку з необхідністю зведення додаткових об'єктів усередині НБК. У такому випадку наявної потужності об'єктів поводження з ТРВ може виявитися недостатньо.

Етапу поводження з ПВМ та супутніми РАВ повинна передувати діяльність з підготовки наявних об'єктів поводження з РАВ. Така діяльність має бути направлена на модернізацію, реконструкцію існуючих об'єктів або на побудову нових об'єктів поводження та захоронення РАВ.

Така діяльність може бути спрямована на: продовження терміну експлуатації об'єктів поводження з ТРВ ЧАЕС, перш за все заводу з переробки ТРВ (ЗПТРВ);

продовження терміну експлуатації об'єктів та систем поводження з РРВ ЧАЕС, включно з заводом з переробки РРВ (ЗПРРВ);

введення в експлуатацію ділянки з відповідним обладнанням і системами для очищення РРВ від

трансуранових елементів та іншої органічної сполуки з метою передачі цих відходів на діючі установки очищення РРВ ЧАЕС;

проектування та введення в експлуатацію виробничого корпусу, а саме БГК для поводження з ПВМ;

організацію проміжного зберігання захисних контейнерів з ПВМ;

модернізацію підприємства і сховищ комплексу виробництва (КВ) «Вектор»;

реконструкцію пункту захоронення РАВ (ПЗРВ) «Буряківка» з організацією додаткових траншей;

побудову нових приповерхневих сховищ (за необхідності);

побудову сховищ для захоронення ВАР (далека перспектива).

З наближенням закінчення термінів експлуатації об'єктів, обладнання та елементів систем поводження з ТРВ і РРВ ЧАЕС має бути виконаний комплекс заходів щодо визначення їхнього технічного стану з метою виконання всіх необхідних заходів для продовження термінів експлуатації. У разі виявлення недоліків, які неможливо виправити, виконується модернізація об'єкта із частковою заміною обладнання та удосконаленням систем і процесів, базуючись на новітніх розробках та технологічних можливостях. За необхідності мають бути побудовані та введені в експлуатацію нові об'єкти для поводження з РАВ, їхнього зберігання або захоронення.

Найбільш складною в інженерному плані та достатньо затратною є діяльність із забезпечення можливості захоронення низько- і середньоактивних ТРВ.

Сьогодні в зоні відчуження функціонують сховища КВ «Вектор» і ПЗРВ «Буряківка», які призначені для захоронення НАВ і САВ. Захоронення ТРВ у цих сховищах проводиться в контейнерах (КВ «Вектор») і траншеях «навалом» (ПЗРВ «Буряківка»). Для за-

хоронення контейнерів на КВ «Вектор» побудовані приповерхневі сховища модульного типу (рис. 6), що мають заповнюватись контейнерами послідовно з наступним заливанням (імобілізацією) секцій рідким розчином та влаштуванням спеціальних плит покриття.

Зважаючи на те, що значну частину фрагментів РАВ об'єкта «Укриття» складають залізобетон і бетон, існує можливість захоронення їх «навалом» без додаткових затрат на подрібнення й переведення в сипкий стан для контейнеризації. Тобто рекомендується проводити захоронення великогабаритних фрагментів РАВ об'єкта «Укриття» «навалом» у приповерхневих сховища модульного типу, які вже існують або будуть побудовані додатково в зоні відчуження ЧАЕС. Технологія захоронення великогабаритних фрагментів має передбачати імобілізацію їх рідким розчином та надійну ізоляцію від навколишнього середовища за рахунок влаштування спеціального покриття.

Щодо стану ПЗРВ «Буряківка», то на сьогодні можливості проводити захоронення на пункті практично вичерпані, але все ж є можливість проведення реконструкції цього об'єкта. Існують проектні рішення, що передбачають улаштування шести нових траншей загальною місткістю 120 000 м³. Передбачається, що нові траншеї будуть розташовані на площі, що зайнята наявними траншеями, велика частина з яких уже заповнена РАВ та законсервована. Цього можна досягти, якщо влаштувати нові траншеї між уже існуючими. Кожна нова траншея має розташовуватися між двома суміжними траншеями (рис. 7). Дно нової поверхневої траншеї буде на рівні планувальної позначки майданчика, а боковими сторонами будуть укуси суміжних траншей.

Проект розширення ПЗРВ погоджено з регулюючими органами України [9]. Цей документ обґрун-



Рис. 6. Побудоване приповерхнєве сховище модульного типу на КВ «Вектор»

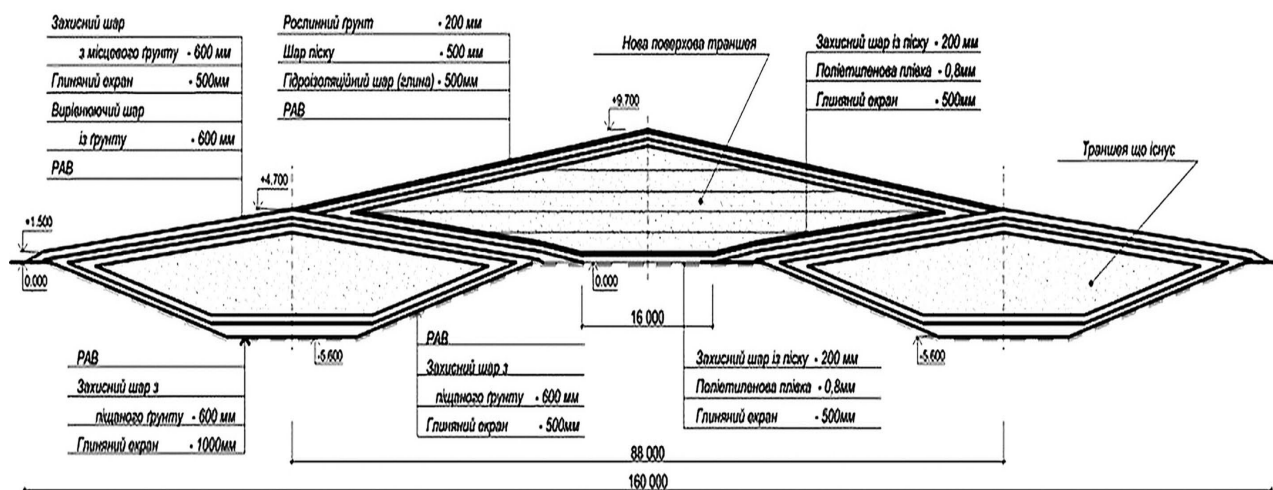


Рис. 7. Приклад влаштування нових траншей для захоронення РАВ на ПЗРВ «Буряківка» після реконструкції

товує забезпечення радіаційної безпеки персоналу, населення та навколишнього середовища під час будівництва (реконструкції), експлуатації сховища й після його закриття. Таким чином, питання захоронення НАВ і САВ у вигляді фрагментів РЗБК може бути розглянуто й у реконструйованих траншеях ПЗРВ «Буряківка».

Висновки

Наведено принципову схему поводження з відходами під час вилучення ПВМ з об'єкта «Укриття». Запропоновано максимальне використання безлюдних технологій із застосуванням систем НБК, включно з СОК. Такий підхід до поводження з ПВМ і супутніми РАВ наводиться вперше.

Розроблено ланцюжки поводження з РАВ для трьох груп: ПВМ, ВАВ і супутніх РАВ.

Аналіз системи поводження з РАВ, що існує на ЧАЕС, показує, що вона може використовуватись на подальшому етапі робіт, тобто під час демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» в обсязі ПК-2, і може забезпечувати безпечне поводження з РАВ у повному обсязі. Під час подальшої експлуатації НБК, особливо на етапі підготовки й у період вилучення та переведення в контрольований стан ПВМ об'єкта «Укриття», може виникнути необхідність модернізації цієї системи у зв'язку з можливим розширенням інфраструктури, тобто зведенням додаткових об'єктів/об'єкта всередині НБК.

Доведено, що етапу поводження з ПВМ та супутніми РАВ має передувати діяльність з підготовки існуючих об'єктів поводження з РАВ та подовження

їхніх експлуатаційних можливостей. Така діяльність має бути спрямована на визначення технічного стану об'єктів, модернізацію та реконструкцію існуючих об'єктів поводження або побудову нових об'єктів захоронення РАВ.

Враховуючи кількість ПВМ і показники радіаційного забруднення матеріалів, що будуть вилучатися з приміщень об'єкта «Укриття», рекомендується зведення на частині території майданчика тимчасового складування НБК виробничого корпусу з технологією БГК як додаткового об'єкта для технології поводження з ПВМ і ВАВ.

Список використаної літератури

1. Звіт НДР «Розробка науково-технічних засад та обґрунтування принципових технологічних рішень щодо вилучення ПВМ із об'єкта «Укриття» з використанням майбутнього безпечного конфайнмента та створення відповідної інфраструктури для подальшого поводження з ними» / ІПБ АЕС НАН України. — 2014. — 255 с.
2. Об'єкт «Укриття»: 30 років після аварії: монографія / В. О. Краснов, А. В. Носовський, В. М. Рудько, В. М. Щербін. — Розділ 9. Стратегія та принципові технологічні рішення щодо вилучення ПВМ із об'єкта «Укриття» та подальшого поводження з ними. — Чорнобиль: ІПБ АЕС НАН України, 2016. — 512 с.
3. Отчет о состоянии безопасности объекта «Укрытие» (ОСБ ОУ-2008) / SIP-P-PM-22-460-SAR-124-05. — 04.08.2008 р.
4. Поводження з радіоактивними відходами // ДСП «Чорнобильська АЕС»: офіційний веб-сайт. — Режим

- доступу: <https://chnpp.gov.ua/ua/activity/development-of-raw/povodzhennia-z-radioaktyvnymy-vidkhodamy>.
5. Перспективы обращения с ТСМ объекта «Укрытие». Материалы для заседания Общественного Совета, при ГИЯР Украины. — 18 декабря 2014 г.
 6. Обращение с высокоактивными отходами на ЧАЭС / В. Г. Батий, О. А. Кафтанатина, А. А. Правдивый [и др.] // Проблемы безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2008. — Вип. 10. — С. 130–136.
 7. Кафтанатина О. А. Проблеми обліку ядерних матеріалів при перетворенні об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему / О. А. Кафтанатина, С. А. Паскевич // Проблемы безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2018. — Вип. 31. — С. 109–113
 8. Комплексний аналіз потенційних сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему після введення в експлуатацію нового безпечного конфайнмента (Звіт про НДР) / ІПБ АЕС НАН України. — Київ, 2023.
 9. Звіт по аналізу безпеки реконструкції пункту захоронення радіоактивних відходів «Буряківка» / МНТЦ «Укриття» НАН України. — Договір № 35/05 від 17 травня 2005 р.

**O. V. Balan, L. I. Pavlovskiy, V. M. Rudko,
S. S. Pidbereznyi**

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

General Approach to the Fuel Containing Materials and Associated Radioactive Waste Management at the Stage of Their Removal from the Shelter Object Premises

After the commissioning of the New Safe Confinement — Shelter object (NSC-SO) complex, radioactive waste (RAW) management activities during the removal of fuel containing materials (FCM) from the SO premises must be carried out with the involvement of NSC systems, including the system of main cranes (SMC), as well as systems and equipment of the technological building (TB), as a component of the NSC. The paper presents a new principled approach to waste management that will be generated during the extraction of FCM from the SO. The transport and technological chains of waste management by their types are considered: FCM, highly active waste and associated RAW.

It is noted that the dose rates in many areas of work in the SO can reach 10 Sv/h. In such conditions, the involvement of personnel in physical work should be completely excluded, and the robotics, which will participate in technological operations, should be prepared for work in high ionizing radiation fields. For this reason, the removed FCM cannot be sent for processing to the TB of the NSC, as is done with other RAW (medium-level waste, low-level waste), which were removed from the premises of the SO earlier. It is justified that handling of FCM should be carried out in hermetic protective blocks (block of hot cells). Such cameras should be built in the NSC space as part of the new production building.

It is noted that the volume of associated RAW, which will be formed during the extraction of FCM from the SO, will be extremely large. It is practically impossible to carry out their quantitative assessment. The work on the management of associated RAW will be carried out similarly to the work on the removal of FCM. Detected highly active fragments on overall structures should be cut out if possible, and small fragments or detected explosives in building materials are loaded into a transportable container for explosives with their further transfer of the container to the block of hot cameras. The remaining RAW, including radioactively contaminated metal structures and radioactively contaminated concrete structures, are loaded into the container for adjacent RAW and moved to the NSC temporary storage site.

Waste removal work should be carried out using a system of a mobile instrument platform of the NSC crane with a remotely controlled robot manipulator (RCRM) attached to it and separate mobile remotely controlled mechanisms (RCM) on their own, depending on their needs.

Conclusions are given regarding the sufficiency of infrastructure capabilities for RAW handling at the Chornobyl nuclear power plant and in the Exclusion Zone (EZ), to ensure this activity in general. It is noted that the activities for the preparation of infrastructure facilities for waste management during the removal of FCM from the SO should be directed both to the extension of the operational life of existing facilities and to the construction of new ones.

Keywords: ChNPP, NSC-SO, SMC, RCRM, FCM, highly active waste, extraction, associated RW.

References

1. ISP NPP NAS of Ukraine (2014). *Report of the National Development and Reform Commission "Development of sci-*

- entific and technical principles and substantiation of principled technological decisions regarding the removal of FCM from the Shelter object using the future safe confinement and the creation of appropriate infrastructure for their further handling*", p. 255. (in Ukr.)
2. Krasnov V. O., Nosovskyi A. V., Rudko V. M., Shcherbin V. M. (2016). *Obiekt "Ukryttya": 30 rokiv pislia avariyyi* [Shelter object: 30 years after the accident]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 512 p. (in Ukr.)
 3. SIP-P-PM-22-460-SAR-124-05. *Report on the state of security of the Shelter object (OSB OU-2008)* dated August 4, 2008. (in Rus.)
 4. *Radioactive Waste Management*. SSE "Chornobyl NPP": official website. Available at: <https://chnpp.gov.ua/en/activity/radioactive-material-management/radioactive-waste-management>.
 5. *Prospects for dealing with the FCM of the Shelter object*. Materials for the meeting of the Public Council, at the Hydroelectric Power Plant of Ukraine, dated December 18, 2014. (in Rus.)
 6. Batii V. H., Kaftanatina O. A., Pravdyvyi A. A., Rudko V. M., Stoianov A. I. (2008). [Handling of highly active waste at ChNPP]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 10, pp. 130–136. (in Rus.)
 7. Kaftanatina O. A., Paskevych S. A. (2018). [Problems of accounting for nuclear materials during the transformation of the Shelter object into an ecologically safe system]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 31, pp. 109–113. (in Ukr.)
 8. *Comprehensive analysis of potential scenarios for the transformation of the Shelter object into an ecologically safe system after the commissioning of a New Safe Confinement (Research and Development Report)*. ISP NPP, 2023. (in Ukr.)
 9. *Report on the safety analysis of the reconstruction of the radioactive waste disposal site "Buriakivka"*. ISTC "Shelter", Agreement No. 35/05 dated May 17, 2005. (in Ukr.)

Надійшла 27.11.2023

Received 27.11.2023

P. M. Kuznietsov^{1,2}, O. O. Biedunkova¹

¹ National University of Water and Environmental Engineering, 11, Soborna st., Rivne, 33028, Ukraine

² SS Rivne NPP, 1, Promyslova st., 34400, Varash, Ukraine

Study of Temperature Impact of Discharges and Balance of Biogenic Elements in the Water of the Styr River in the Impact Zone of the Rivne NPP

Keywords:

nuclear power plant,
temperature influence,
discharges,
biogenic elements

Regardless of the type of cooling cycle, all nuclear power plants (NPPs) have a cooling water discharge with residual heat energy. Significant volumes of water are circulated in the cooling system of an NPP, which is withdrawn and discharged into a natural water body, thus transferring heat from the power plant to the water body. Changes in the content and balance of biogenic substances in surface waters under the influence of water discharges from an NPP can be considered as important indicators of water and environmental reactions to heat emissions from an NPP. The study aims to determine the dynamics of changes in the content of biogenic elements for the coexisting forms of nitrogen (N), phosphorus (P), and carbon (C) with the establishment of variability factors and correlations between their forms in the water of the Styr River, which is in the zone of water discharges influence from the Rivne Nuclear Power Plant (Rivne NPP). According to the results of the study, it was determined that the content of P (orthophosphate ions PO_4^{3-}), C (biochemical oxygen demand for 5 days BOD₅ and chemical oxygen demand COD) and N (ammonium nitrogen N-NH_3 , nitrate ions NO_3^-) in the water of the Styr River in the zone of influence of water discharges from the Rivne NPP has seasonal dynamics. The correlation of the balance content of nutrients in the water of the Styr River before water intake and after discharge by the Rivne NPP was estimated. Regression statistical dependencies were established, which allow predicting the content of nutrient forms depending on the temperature by environmental and technical factors of temperature influence. In general, the research results indicate that there is no negative impact of the Rivne NPP water discharges on the balance of nutrients, and therefore no manifestation of the Styr River water-ecological reactions to the Rivne NPP heat release.

Introduction

The temperature regime of a water body is a crucial factor for the quality of the ecosystem, and the temperature impact on water bodies caused by the discharge of cooling water from nuclear power plants can have a significant impact on the aquatic environment [1]. The temperature

effects of water discharges are determined by direct and indirect effects: direct effects include increased activity with acceleration of digestion, increased demand for food, disruption of reproduction, destruction of sensitive tissues of the nervous system of aquatic organisms; indirect effects cause negative changes in aquatic and ecological processes, including imbalance of nutrients [2]. Many scientific

© P. M. Kuznietsov, O. O. Biedunkova, 2023

studies have been carried out on the effects of cooling water discharges on aquatic ecosystems, but only the spatial and temporal interpretation of temperature has been studied in real sites. The technological aspect, which relates the power output of a nuclear power plant to the temperature of the cooling water, has also been studied. However, in addition to thermal emissions, aquatic ecosystems also face the impact of chemicals discharged by NPPs with cooling water, which should also be considered. Our study focuses on the potential impact and relationship of cooling water temperature on chemical discharges, as well as on assessing the impact of temperature.

The thermal effects of power plants, which raise the temperature of natural waters by more than 4 °C, cause a shift in the N: P balance, and a temperature increase of 10 °C causes changes in the structural communities and the number of aquatic organisms [3, 4]. In particular, the introduction of warm wastewater contributes to biological metabolic productivity. Environmentally significant is the excess temperature released (temperature difference), which describes the difference between the temperature and the ambient temperature in the river [5]. Thus, changes in the nutrient content of surface waters under the influence of nuclear power plant effluents can be considered as important indicators of aquatic and ecological responses to nuclear power plant heat generation [6].

Our research focuses on the potential influence and interrelationship of cooling water temperature on chemical effluents, and an assessment of the temperature effect on possible changes in chemical elemental balances due to thermal pollution with study of the temperature effect of power plant cooling water on the cycling of biogenic elements (N, P, and C) has not been considered

to date. The purpose of the study is the determination of the dynamics of changes in the content of biogenic elements — forms of N, P, and C with the establishment of variability factors and correlations between them in the zone of influence of temperature discharges of the Rivne NPP. The relevance of the study lies in the investigation of the thermal impact of the cooling water discharges from the nuclear power plant on the water bodies, since the thermal regime of the reservoir is a decisive factor for the quality of the ecosystem.

Method

The research is carried out on the example of the cooling system of the Rivne NPP. The Rivne NPP process water is supplied by the Styr River, an open recirculating cooling water system (RCWS) with a return water discharge to the Styr River. Sampling and monitoring of parameters were carried out by the Rivne NPP's certified measuring laboratory. To control the concentration, standard measurement methods were used (Table 1) and the measurement results for 2018–2022 are presented in [7]. The scheme of sampling of the Styr River water before intake (A-) and after discharge (B-) of the Rivne NPP cooling water is shown in Fig. 1. The methodology of this study involved the use of mathematical modelling, classification and generalisation, system analysis and technical calculations, calculation and statistical methods. The results of the study are initial data for further monitoring of possible abnormal changes in the content of biogenic elements C, P, and N and the trends of changes in the cycle of these elements in the water of the Styr River, including changes due to the influence of anthropogen-



Fig. 1. Location of the Styr River water sampling and monitoring sites in the pre-intake (A-) and post-discharge (B-) areas of the Rivne NPP (see Figs 1–11 in color on the journal website)

Table 1. Characterization of methods for measuring the concentration of biogenic elements in the study (CI is the measurement range)

Indicators	CI	Relative measurement error δ , %	Method of measurement (Standard in Ukraine)
Carbon compounds			
BOD ₅ , mgO ₂ /dm ³	0.5–15	0.5 to 2: $\delta = \pm(90-27)$; 2 to 5: $\delta = \pm(27-11)$; 5 to 15: $\delta = \pm(11-5)$	KND211.1.4.024-95
COD, mgO/dm ³	5–100	5 to 10: $\delta = \pm(65-34)$; 10 to 30: $\delta = \pm(34-14)$; 30 to 100: $\delta = \pm(14-9)$	KND211.1.4.021-95
Nitrogen compounds			
Nitrate ions, mg NO ₃ /dm ³	0.5–1,000	0.5 to 100: $\delta = \pm 25$; 100: $\delta = \pm 16$	MVV 081/12-0651-09
Ammonium nitrogen, mgN/dm ³	0.5–10	0.1 to 0.5: $\delta = \pm 20$; 0.5: $\delta = \pm 9$	MVV 081/12-0106-03
Phosphorus compounds			
Orthophosphate ions, mgPO ₄ ³⁻ /dm ³	0.05–100	0.05 to 0.5: $\delta = \pm 15$; 0.5: $\delta = \pm 10$	MVV 081/12-0005-01

ic factors of discharge waters. The practical value of the study is planning and implementing appropriate water management strategies and focusing on water quality and pollution sources to prevent water pollution in water bodies and can be used to assess the non-radiological impact of discharges from nuclear power plants.

Statistical processing of the study results involved determining the range of data series (min-max), arithmetic mean (M), standard deviation ($\pm$ SD) and coefficient of variation (CV) of the respective sample and statistical analysis of the data using the Minitab software package (Version 21.4.1, Minitab, LLC).

Results and Discussion

The Styr River water flows varied in the range from 10 to 63 m³/s, M = 27 m³/s, SD = ± 18 m³/s, CV = 51.36%. According to the terms of the Permit [8], the flows of recharge of the Rivne NPP cooling system should not exceed 2.79 m³/s (88 mln.m³/year), the actual flows of recharge of the Rivne NPP cooling system (see Fig. 1, b) depends on the season and is to 2,63 m³/s in the warm season and up to 1.56 m³/s in the cold season. The average value of water intake from the Styr River to feed the cooling system of the Rivne NPP was 1.68 m³/s, SD = ± 0.41 m³/s, CV = 27.92%. The flow rate of cooling return water of the Rivne NPP cooling system is from 15–22% from the flow of intake of water and does exceed the normalised value under the terms of the Permit [8] up to 0.7 m³/s (18.36 mln.m³/year). The flow rate of the cooling system water of the Rivne NPP depends on the season of the year to 0,65 m³/s in the warm season and up to 0.37 m³/s in the cold season. The average flow rate of the cooling system

water of the Rivne NPP was 0.31 m³/s, SD = ± 0.22 m³/s, CV=45.63%.

The change in the temperature of the Styr River water in the zone of influence of the Rivne NPP discharges ranges from 0.3 °C to 24.6 °C (Fig. 2), the difference in Styr River water temperature before and after the discharge does not exceed the permitted increase limit under the terms of the Permit [8] in 3 °C (see Fig. 2) and makes up the average value of 1.07 °C, SD = ± 0.64 °C, CV = 73.55%. The amount of water taken from the Styr River to replenish the cooling system of the Rivne NPP depends on the season of the year, with higher flows in the warmer months due to an increase in ambient temperature and consequently greater evaporation of water from the cooling system. The change

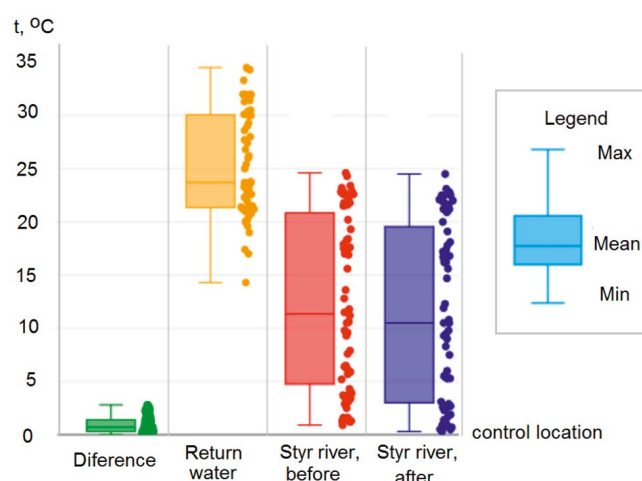


Fig. 2. Dynamics of changes in the temperature of RCWS return water from the Rivne NPP and Styr River water at the sites before water intake (A-) and after discharge (B-) of the Rivne NPP and their difference for 2018–2022

in the temperature of the Styr River at the Rivne NPP intake reflects the known seasonal increase in temperature in summer and decrease in winter.

The change in the concentration of the control indicators in the water of the Styr River in the area of influence of the Rivne NPP discharges shows a wide range of fluctuations in the concentration of the indicators. Thus, during 2018–2022, the NO_3^- concentration (Fig. 3) varied in the range of min-max 2.03–20.07 mg/dm³, at $M = 5.81$ mg/dm³, $SD = \pm 0.49$ mg/dm³, $CV = 52.74\%$; N-NH_3 (Fig. 3) — min-max 0.25–2.13 mg/dm³, $M = 0.56$ mg/dm³, $SD = \pm 2.17$ mg/dm³, $CV = 59.17\%$; COD (Fig. 4) — 17.6–83.2 mgO/dm³, $M = 45.7$ mgO/dm³, $SD = \pm 22.5$ mgO/dm³, $CV = 46.9\%$; BOD5 (Fig. 4) — min-max 0.86–3.87 mgO₂/dm³, $M = 1.32$ mgO₂/dm³, $SD = \pm 0.17$ mgO₂/dm³, $CV = 23.4\%$; PO_4^{3-} (Fig. 5) — 0.09–0.590 mg/dm³, $M = 0.295$ mg/dm³, $SD = \pm 0.134$ mg/dm³, $CV = 35.9\%$.

The concentration of control indicators in the area of influence of the Rivne NPP water discharges meets environmental standards. There are occasional exceedances of the maximum permissible concentration (MPC) for domestic (D) and fishery (F) standards for COD, BOD5, NO_3^- (F and D) and PO_4^{3-} (F), which are not related to the activities of the Rivne NPP, but are caused by an increase in the concentration of substances in the Styr River upstream (section A before the intake).

The dynamics of seasonal changes in indicators shows their variability for COD, BOD5 with a maximum in the warm season, which is explained by production and destruction processes and high photosynthetic activity of phytoplankton. The peak concentrations of NO_3^- , N-NH_3 are observed in spring and autumn, which may be related to the anthropogenic load during agricultural activities, and fluctuations in the content of phosphorus compounds are also observed with a maximum in the warm season.

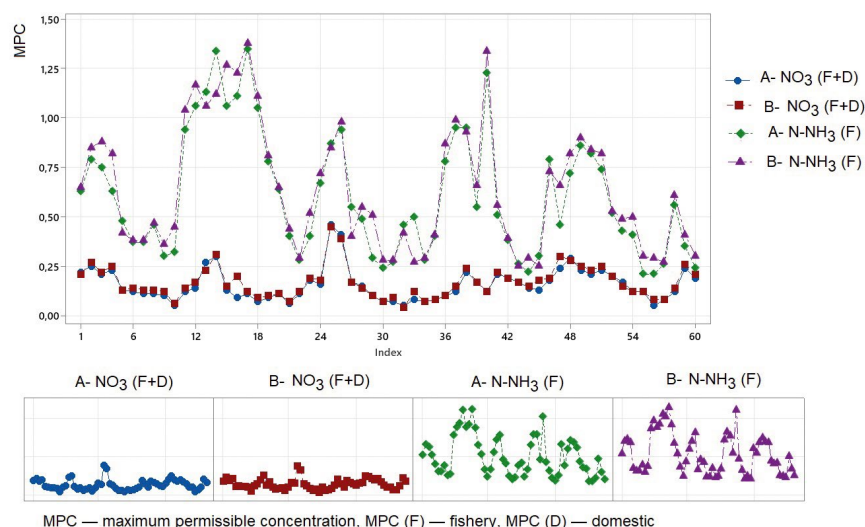


Fig. 3. Dynamics of changes in the content of nitrogen compounds in the water of the Styr River in relation to the MPC for 2018–2022

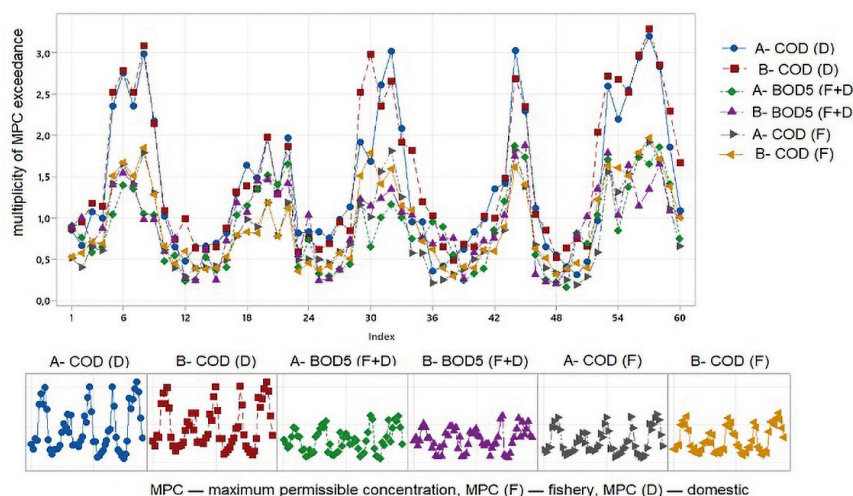


Fig. 4. Dynamics of changes in the content of carbon compounds in the water of the Styr River in relation to the MPC for 2018–2022

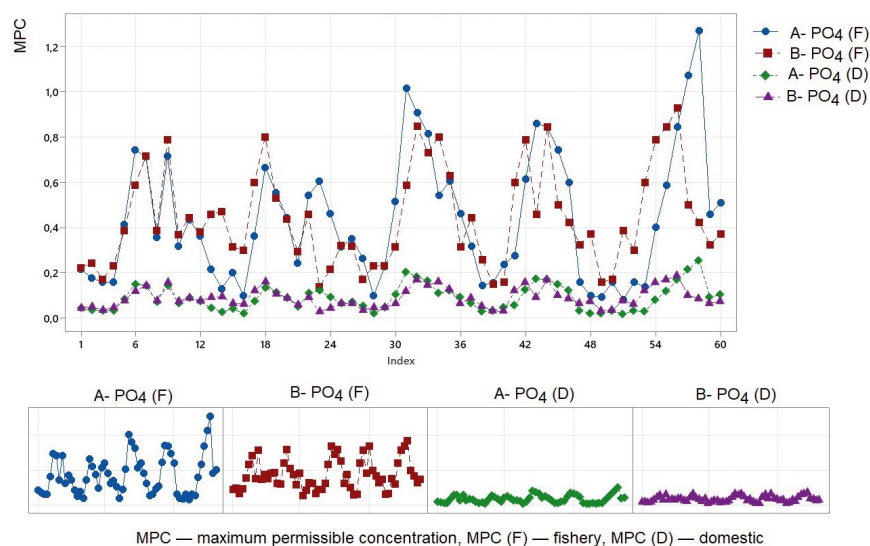


Fig. 5. Dynamics of changes in the content of phosphorus compounds in the water of the Styr River in relation to the MPC for 2018–2022

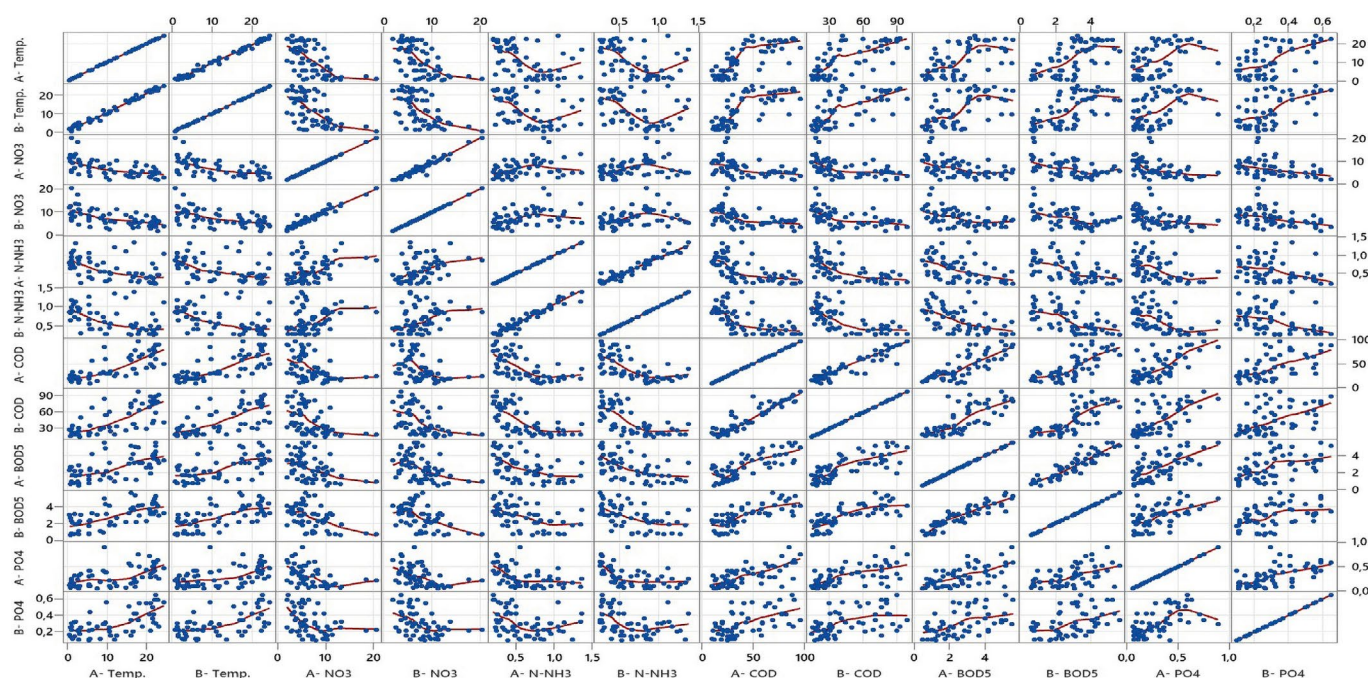


Fig. 6. Matrix plot for indicators of the Styr River in the impact zone of the Rivne NPP for 2018–2022

Dataset analysis was performed using the Pearson correlation analysis in order to evaluate the relationship between water quality variables [9]. This minimizes the effect of between-stations correlations and between-sampling campaigns relationships. A correlation coefficient near -1 or 1 means a strongest or negative or positive relationship between two variables and its value close to 0 means no linear relationship between them [10].

The correlation between the control indicators is shown in a matrix plot (Fig. 6), the indicators can be grouped by three characteristics:

correlation by water temperature: with positive correlation between control parameters and temperature for COD, BOD5, PO_4^{3-} and negative between control parameters and temperature for NO_3^- , N-NH_3 ;

correlation between chemical indicators: negative correlation between nitrogen compounds and COD, BOD5 compounds and between nitrogen compounds (NO_3^- vs. N-NH_3), positive correlation between PO_4^{3-} and COD, BOD5, between carbon compounds (COD vs. BOD5);

correlation between before/after water discharge: positive for all controlled indicators.

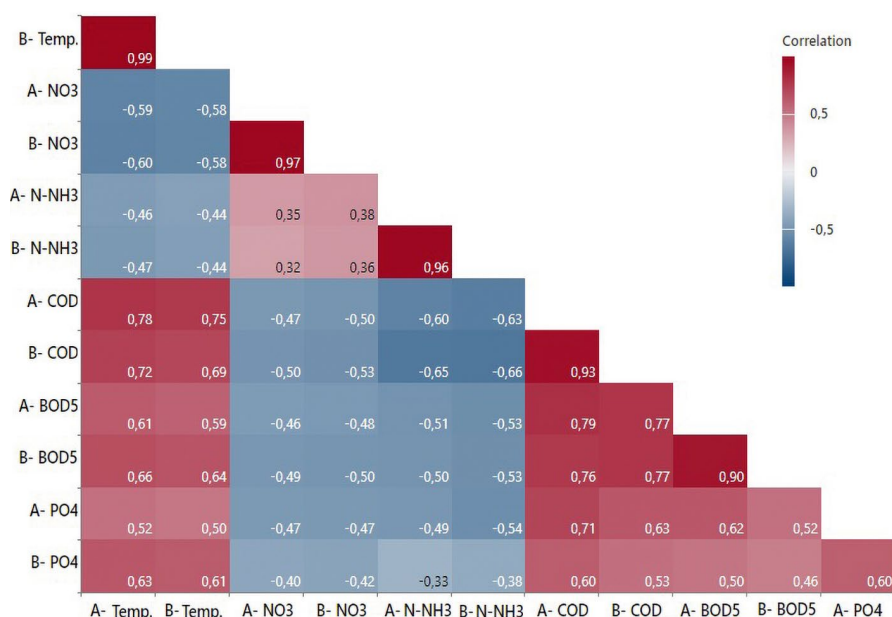


Fig. 7. Correlation coefficient r-Pearson for indicators of the Styr River in the impact zone of the Rivne NPP for 2018–2022

Correlation coefficient r-Pearson (Fig. 7) for indicators can also be systematised according to the characteristics of:

correlation by water temperature: strong and average correlation between control parameters and temperature, excluding N-NH₃;

correlation between chemical indicators: weak correlation between compounds of the nitrogen group (N-NH₃, NO₃⁻), strong correlation between organic compounds for COD, BOD5;

very strong correlation between all controlled indicators for before/after water discharge.

For all parameters tested, distributions were centered and reduced prior to clustering. The result is illustrated by a dendrogram (Fig. 8) presenting the clusters and their proximity [11] with a reduction in dimensionality of the original data. In cluster analysis the proximity between

two clusters is the increase in the squared error, it is the most common method to categorize groups more accurately [12]. The cluster analysis of variables shows the distribution of indicators for water sampled in the sampling locations, the indicators on the dendrogram are grouped according to indicators with appropriate sampling locations, which reflects the correlation of control indicators before water intake and after discharge of the Rivne NPP (see Fig. 8). Generated cluster graph of data analysis does not separate the parameters before water intake and after discharge, the data are grouped into clusters according to indicators (Fig. 9).

The Principal component analysis (PCA) was applied efficiently on our data (Fig. 10) to identify underlying interrelationship amongst the parameter. PCA was applied on reduced standardized data sets to extract information about correlation among variables analyzed

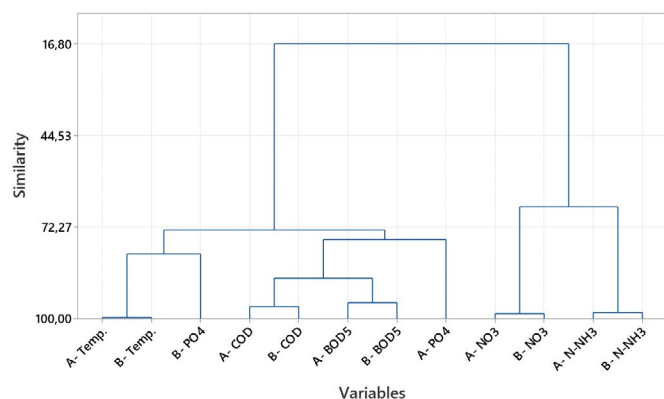


Fig. 8. Dendrogram connections of control indicators of the Styr River in the impact zone of the Rivne NPP for 2018–2022

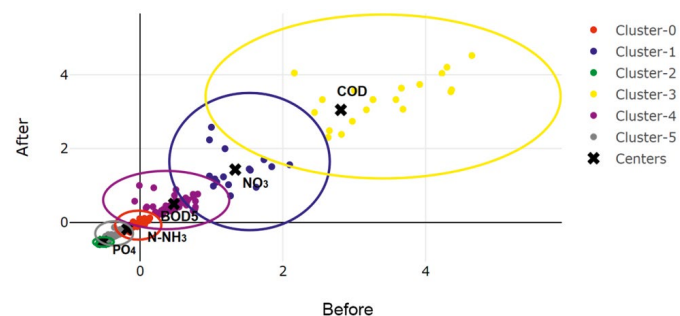


Fig. 9. Generated cluster graph of control indicators of the Styr River in the impact zone of the Rivne NPP for 2018–2022

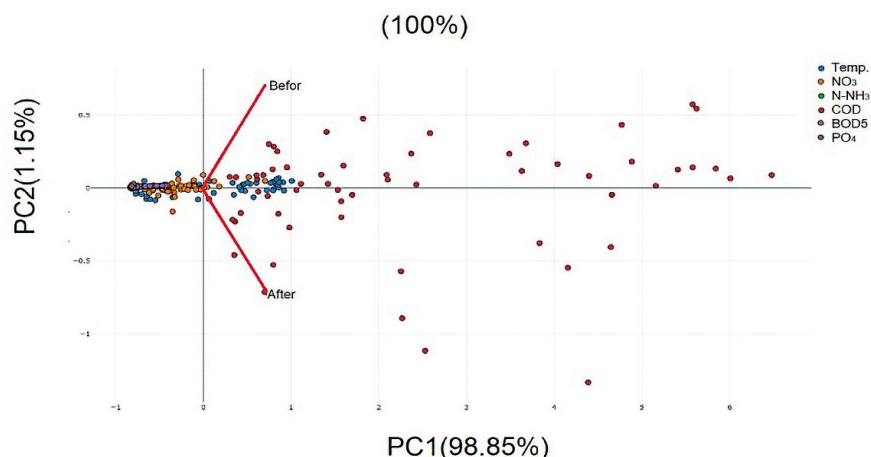


Fig. 10. Principal component analysis biplot of control indicators of the Styr River in the impact zone of the Rivne NPP for 2018–2022

in the water samples [13]. Calculation was achieved based on the correlation matrix of measured parameters, and the PCA scores were obtained from the standardized variables data. The normalized object scores and variable loading on each PC were scaled proportionally to the root of the variance accounted for by that PC as shown in the PCA plot: the percentage of total variance explained by the first principal components (PC1,2) are 98.85 % and 1.15 % (see Fig. 10). Indicators of the Styr River after discharge of the Rivne NPP samples has also shared similar of indicators connect and positively correlated with the first PC. The data projection on the space of the second PC showed a correlation between the samples collected.

Multiple linear regression was used as a statistical technique to determine factors that contributed to control indicators. Partial least-squares regression (PLSR) is a multivariate regression method that specifies a linear relationship between a set of dependent response variables, X , and a set of predictor variables, (Y, Z) [14].

The correlations of the temperature effect were determined by the PLSR method for two types of:

ecological impact, which is caused by natural seasonal changes in temperature;

ecological and technological impact, based on temperature differences.

The correlations between water temperature ($^{\circ}\text{C}$) and biogenic elements contents (mg/dm^3) were assessed using the results of control for samples taken at site A, namely before the Rivne NPP water intake (1–2), and by temperature difference (Dif.Temp), using the results of control for samples taken at sites A- and B- of the Styr River before the water intake and after the Rivne NPP discharge (3–6).

$$(B- \text{Temp.}) = 32.25 - 0.885(B- \text{NO}_3) - 15.7(A- \text{N-NH}_3) - 21.1(B- \text{N-NH}_3) + 20.3(A- \text{N-NH}_3)(B- \text{N-NH}_3) \quad (1)$$

$$(B- \text{Temp.}) = -7.91 + 0.3679(A- \text{COD}) + 0.1652 \times (B- \text{COD}) + 4.01(B- \text{BOD5}) - 0.092(B- \text{COD})^2 \quad (2)$$

$$(B- \text{NO}_3) = 0.922 - 0.238 \cdot (\text{Dif.Temp}) + 0.9368(A- \text{NO}_3) + 0.193(A- \text{NO}_3)^2 \quad (3)$$

$$(B- \text{N-NH}_3) = -0.0085 + 1.064(A- \text{N-NH}_3) + 0.0758 \times (\text{Dif.Temp}) - 0.092(A- \text{N-NH}_3)(\text{Dif.Temp}) \quad (4)$$

$$(B- \text{COD}) = -9.73 + 0.862(A- \text{COD}) + 6.01 \times (\text{Dif.Temp}) + 0.1453(A- \text{COD})(\text{Dif.Temp}) \quad (5)$$

The obtained equations (1–2), which characterise the purely ecological impact of the dependence of water temperature and nutrient content in the water of the Styr River, show models with high acceptance and a high level of correlation ($R\text{-sq} > 70\%$). For the content of phosphorus compounds, no significant correlation with temperature was found, which may be due to the predominance of anthropogenic factors.

The determined equations (3–5), characterising the environmental and technological impact and the content of nitrogen compounds (NO_3^- , N-NH_3) and organic carbon (COD) in the water of the Styr River at the discharge of the Rivne NPP, depending on the initial content (site A-) and the difference in water temperature before/after the discharge (sites B- and A-), show models with high acceptance and high level of correlation ($R\text{-sq} > 70\%$). Models with low acceptance ($R\text{-sq}$ less than 50%) were identified for BOD5 and PO_4^{3-} , because BOD5 depends on microbial contamination and PO_4^{3-} depends on the anti-scaling treatment used, additional variables are needed for model simulation.

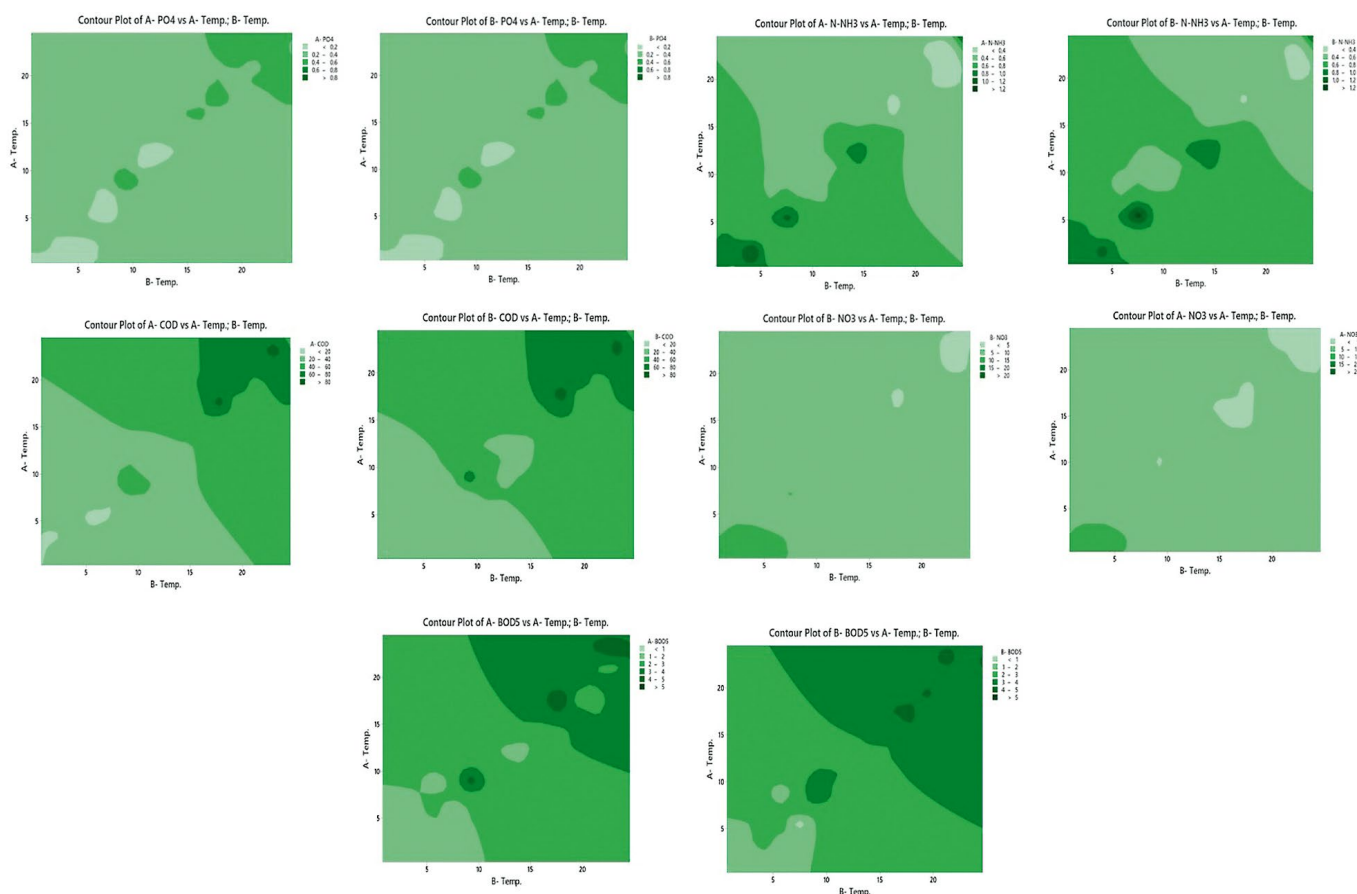


Fig. 11. Colorogram of changes in water control indicators of the Styr River before/after the return water discharge of the Rivne NPP for 2018–2022

The content of biogenic components forms demonstrates satisfactory comparability of the control data in the water of the Styr River before water intake and after discharge of the Rivne NPP (Fig. 11), which indicates that there is no negative impact of the Rivne NPP discharges on the balance of biogenic elements.

Conclusions

The discharge of NPP return water at elevated temperatures in combination with a complex of natural factors can cause negative changes in water and ecological processes, in particular, disturbance of the nutrient balance. The temperature effect of the Rivne NPP outflow, normalised by the temperature difference of the Styr River water before and after the outflow, does not exceed the normalised value of 3 °C. The concentration of the studied forms of biogenic elements in the area of influence of the Rivne NPP effluents meets the environmental standards, with periodic exceedance of the MPCs for COD, BOD5, NO_3^- , PO_4^{3-} , which is not related to the ac-

tivity of the Rivne NPP, but is due to an increase in the concentration of substances in the Styr River. The seasonal variability of COD, BOD5 in the water of the Styr River is noted, with an increase in content in the warm season, which is associated with the intensification of natural biological processes, and peak concentrations of NO_3^- , N-NH_3 in the cold season. The obtained correlation dependencies show strong and medium relationships between COD, BOD5, NO_3^- , N-NH_3 and water temperature in the Styr River. The obtained dependencies are the initial data for further monitoring of the possible negative impact on the nutrient balance due to the water discharge of the Rivne NPP. A strong correlation between the indicators is observed for the results of the monitoring before and after the water discharge of the Rivne NPP, which may indicate that the discharge does not affect changes in the biogenic elements balance. For forecasting and possible limitation of the discharge, correlation dependencies were obtained that determine the concentrations of NO_3^- , N-NH_3 , COD in the Styr River water after the discharge, taking into account the dif-

ference in water temperature and their concentration before the discharge. To establish correlation dependencies for predicting the discharge for BOD₅, PO₄³⁻, it is necessary to take into account microbiological indicators (BOD₅) and technological processes of reagent dosing during corrective treatment (PO₄³⁻), which will be the result of further work.

References

- Madden N., Davis M., Lewis A. (2013). Thermal effluent from the power sector: an analysis of once-through cooling system impacts on surface water temperature. *Environmental Research Letters*, vol. 8 (3), pp. 1–8.
- Webb B. W., Nobilis F. (2007) Long-term changes in river temperature and the influence of climatic and hydrologic factors. *Hydrological Sciences Journal*, vol. 52, pp. 74–85.
- Hutchins D. A., Zhang Y., Warner M. E., Feng Y. (2007). CO₂ control of Trichodesmium N₂ fixation, photosynthesis, growth rates, and elemental ratios: Implications for past, present, and future ocean biogeochemistry. *Limnology and Oceanography*, vol. 52, pp. 1293–1304.
- El-Ghorab E. A. S. (2013). Physical model to investigate the effect of the thermal discharge on the mixing zone (Case Study: North Giza Power Plant, Egypt). *Alexandria Engineering Journal*, vol. 52, pp. 175–185.
- Kaushal S. S., Likens G. E., Jaworski N., Pace M. L., Sides A. M., Seekell D., Belt K. T., Secor D. H., Wingate R. L. (2010). Rising stream and river temperatures in the United States. *Frontiers in Ecology and the Environment*, vol. 8, pp. 461–466.
- Kuznietsov P. N., Biedunkova O. O., Yaroshchuk O. V. (2023). Experimental study of transformation of carbonate system components cooling water of Rivne Nuclear Power Plant during water treatment by liming. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 144, pp. 69–73.
- Reports on the assessment of the impact of non-radiation factors on the environment of the “Rivne NPP” for the years 2019–2022. (in Ukr.)
- Permit for special water use of SS Rivne NPP No. 53/RV/49d-20. (2020). Retrieved from <https://e-services.davr.gov.ua>. (in Ukr.)
- Barakat A., Baghdadi M., Rais J., Aghezzaf B., Slassi M. (2016). Assessment of spatial and seasonal water quality variation of Oum Er Rbia River (Morocco) using multivariate statistical techniques. *International Soil and Water Conservation Research*, vol. 4, pp. 284–292.
- Hajigholizadeh M., Melesse A. M. (2017). Assortment and spatiotemporal analysis of surface water quality using cluster and discriminant analyses. *Catania*, vol. 151, pp. 247–258.
- Shankar K., Aravindan S., Rajendran S. (2010). GIS based Groundwater Quality Mapping in Paravananar River Sub-Basin, Tamil Nadu, India. *International journal of Geomatics and Geosciences*, vol. 1, pp. 282–296.
- Zi C., Zhou Q., Lv J., Jiang Y., Yang H., Yang H., Mei S., Jia Z., Zhang H., Jin Y. (2023). Assessment of Groundwater Quality Using APCS-MLR Model: A Case Study in the Pilot Promoter Region of Yangtze River Delta Integration Demonstration Zone, China. *Water*, vol. 15, p. 225.
- Yu L., Zheng T., Yuan R., Zheng X. (2022). APCS-MLR model: A convenient and fast method for quantitative identification of nitrate pollution sources in groundwater. *Journal of Environmental Management*, vol. 314, art. 4797.
- Kahaer Y., Tashpolat N. (2019). Estimating Salt Concentrations Based on Optimized Spectral Indices in Soils with Regional Heterogeneity. *J. Spectrosc*, vol. 15, art. 2402749.

П. М. Кузнєцов^{1,2}, О. О. Бєдункова¹

¹Національний університет водного господарства та промисловості, вул. Соборна, 11, Рівне, 03028, Україна

²ВП «Рівненська АЕС», вул. Промислова, 1, Вараши, 34400, Україна

Дослідження температурного впливу скидів та балансу біогенних елементів у воді р. Стир у зоні впливу Рівненської АЕС

Незалежно від типу охолоджувального циклу, всі атомні електростанції (АЕС) мають скидні зворотні води з залишковою кількістю теплової енергії. У системі охолодження АЕС циркулюють значні об'єми води, яка відбирається та скидається в природну водойму, через що відбувається передача тепла від електростанції до водойми. Зміни вмісту та баланс біогенних речовин поверхневих вод під впливом водних скидів АЕС можуть розглядатись як важливі індикатори водно-екологічних реакцій на тепловиділення АЕС. Метою дослідження є визначення динаміки змін вмісту біогенних елементів для співіснуючих форм азоту (N), фосфору (P), вуглецю (C) з встановленням факторів мінливості та кореляційних зв'язків між їх формами в воді р. Стир, що відбувається в зоні впливу температурних водних скидів Рівненської АЕС (РАЕС).

За результатами дослідження визначено, що вміст сполук Р (ортофосфат-іонів PO_4^{3-}), С (біохімічне споживання кисню протягом 5 діб БСК5, хімічне споживання кисню ХСК) та N (азоту амонійного N-NH_3 , нітрат іонів NO_3^-) у воді р. Стир у зоні впливу водних скидів РАЕС має сезонну динаміку. Оцінена кореляція балансового вмісту біогенних елементів у воді р. Стир до водозабору та після скиду РАЕС. Встановлені регресійні статистичні залежності, що дозволяють прогнозувати вміст форм біогенних

елементів, залежно від температури за екологічним та еколого-технічним факторами температурного впливу. У цілому результати досліджень свідчать про відсутність негативного впливу водних скидів РАЕС на баланс біогенних елементів, а отже й відсутність прояву водно-екологічних реакцій р. Стир на тепловиділення РАЕС.

Ключові слова: атомна електростанція, температурний вплив, скиди, біогенні елементи.

Надійшла 21.10.2023

Received 21.10.2023

М. М. Талерко¹, Т. Д. Лев¹, Б. С. Прістер¹, О. В. Войцехович²

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

² Український гідрометеорологічний інститут ДСНС та НАН України, просп. Науки, 37, Київ, 03028, Україна

Радіоекологічне районування зони впливу АЕС як методична основа для організації взаємодії систем прогнозу радіаційної ситуації та мережі моніторингу агросфери у випадку можливих комунальних аварій

Ключові слова:

радіоекологічний моніторинг,
радіоекологічне районування,
радіоекологічна
критичність території,
математичне моделювання,
системи підтримки
прийняття рішень,
радіаційні аварії

Методологію радіоекологічного районування території можливого радіоактивного забруднення застосовано для аналізу наслідків гіпотетичної радіаційної аварії на Хмельницькій АЕС (ХАЕС). За допомогою Європейської системи підтримки прийняття рішень у разі радіаційної аварії RODOS, а також комплексу моделей аерального та кореневого забруднення рослинності, розробленого в Інституті проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України, виконано моделювання розповсюдження радіоактивних викидів, їхнього осадження на підстильну поверхню та радіоактивного забруднення продуктів сільськогосподарського виробництва в межах 100-км зони впливу ХАЕС. На прикладі отриманих результатів розрахунків показано, що превентивне радіоекологічне районування території впливу АЕС з виділенням найбільш радіоекологічно критичних ділянок забезпечує оптимальну взаємодію комп'ютерної системи прогнозування радіаційної обстановки та мережі радіоекологічного моніторингу. Це дає можливість у початковий період аварії зменшити інтервал невизначеності отриманих оцінок, створити оптимізовану схему радіоекологічного моніторингу територій сільськогосподарського виробництва, виділити території виробництва продукції з перевищенням нормативу на вміст радіонуклідів.

Вступ

Загальною рисою важких радіаційних аварій є радіоактивне забруднення значних територій із інтенсивним веденням сільського господарства [1, 2]. Початковий етап аварійного реагування (згідно з класифікацією етапів ядерної аварійної ситуації [3]) характеризується високим ступенем невизначеності інформації про характеристики забруднення природного середовища. Неповнота даних фактичного моніторингу пов'язана, зокрема, зі значною просторовою

варіабельністю полів радіаційних та радіологічних характеристик, яка не може бути швидко визначена обмеженими ресурсами інструментального моніторингу. З іншого боку, прогалини в даних моніторингу певною мірою можуть бути заповнені результатами моделювання розповсюдження радіонуклідів у компонентах навколишнього середовища, що проводиться з використанням комп'ютерних систем підтримки прийняття рішень (СППР) у випадку радіаційних аварій, таких як RODOS [4], ARGOS [5], SPEEDI [6]. Однак на етапі аварійного реагування достовірність

© М. М. Талерко, Т. Д. Лев, Б. С. Прістер, О. В. Войцехович, 2023

результатів модельних прогнозів обмежена насамперед відсутністю достовірних даних про параметри викиду та впливом похибок у відновленні метеорологічних полів, що визначають формування сліду радіоактивних випадань. Поступове накопичення нових даних, взаємодія систем прогнозування радіаційної ситуації та моніторингу природного середовища, обмін даними між ними (асиміляція даних) неминуче знижує невизначеність картини розвитку радіаційної аварії до прийнятних меж [7].

Проте зазначена проблема залишається актуальною за умов дефіциту часу на початковому етапі аварії для визначення необхідності вживання ранніх захисних заходів. Особливо це стосується оцінок забруднення продукції сільського господарства на радіоактивно забрудненій території. У цьому випадку просторова варіабельність забруднення сільськогосподарської продукції визначається не лише полем радіоактивних випадань на підстильну поверхню, а й екологічними властивостями території. Для врахування їхнього впливу на формування рівнів забруднення продукції сільського господарства запропоновано метод радіоекологічного районування [8]. На території радіоактивного забруднення на основі ландшафтно-басейнового принципу виділяються екологічно однорідні території, що визначаються типами елементарних ландшафтів, ґрунтів, підстильної поверхні, землекористування й рослинності, а значення щільності випадань радіонуклідів та інших характеристик дозволяють осереднити їх по території району. Такий підхід дозволяє ранжувати окремі радіоекологічні райони за ступенем радіоекологічної чутливості або радіоекологічної критичності території [9, 10], тобто здатності формувати на ній підвищені дози внутрішнього опромінення населення внаслідок споживання забруднених продуктів за однакової величини радіонуклідних випадань.

Виділення радіоекологічних районів дає змогу розглядати їх як окремі об'єкти з рівномірно розподіленими характеристиками всередині кожного з них. За такого підходу складна просторово неоднорідна картина радіоактивного забруднення території сільськогосподарського виробництва зводиться до набору обмеженої кількості окремих радіоекологічних районів. Повнота й узгодженість характеристик радіоактивного забруднення кожної такої структурної одиниці радіоекологічного районування забезпечується за рахунок взаємообміну даними модельних прогнозів СППР та мережі оперативного радіоекологічного моніторингу агросфери [11]. Превентив-

но зроблена оцінка ступеня їхньої радіоекологічної критичності дає можливість встановити пріоритети в плануванні мережі оперативного моніторингу території радіонуклідного забруднення на етапі аварійного реагування, оптимально розподілити його обсяги, розробити програму застосування контрзаходів та проконтролювати ефективність прийнятих рішень.

Метою цієї статті є демонстрація особливостей та деяких проблем взаємодії систем прогнозування радіаційної обстановки та радіоекологічного моніторингу на прикладі модельних розрахунків впливу аварійного викиду з АЕС на радіоекологічну ситуацію в 100-км зоні станції. Як приклад було обрано два гіпотетичні сценарії викидів із Хмельницької АЕС (ХАЕС). Вибір ХАЕС для моделювання обумовлений тим, що територія впливу станції вирізняється значною варіабельністю радіоекологічних характеристик території.

Модельні сценарії аварійних викидів з АЕС

Радіоекологічне районування території впливу АЕС у випадку радіаційної аварії дає можливість якісно виділити райони з найбільшим ступенем радіоекологічної критичності, тобто потенційно небезпечних для виробництва сільськогосподарської продукції з перевищенням установлених нормативів вмісту радіонуклідів. З метою кількісної оцінки впливу ступеня радіоекологічної критичності різних частин території радіоактивного забруднення на радіоекологічну ситуацію проведено моделювання наслідків радіоактивного викиду з блока № 2 ХАЕС. Розглянуто два гіпотетичні сценарії аварійних радіоактивних викидів в атмосферу.

1. Запроектна аварія, викликана зовнішнім знеструмленням блока під впливом проектного землетрусу [12]. Значення інтегрального виходу радіоактивних ізотопів у навколишнє середовище при 10 %-му оплавленні активної зони наведено в табл. 1. Для ізотопів радію частка активності молекулярної форми у викиді приймалася рівною 99 %, органічної — 1 %. Внесок інших ізотопів (барій, лантан, рутеній, церій) не розглядався, оскільки їхній внесок у величини характеристик радіаційної та радіоекологічної ситуації є практично незначущим (не перевищує 1 %).

2. Оцінки реальних викидів радіонуклідів ^{137}Cs та ^{131}I під час аварії на АЕС «Фукусіма-1» у 2011 р. (див. табл. 1). Для модельних розрахунків у цій роботі

Таблиця 1. Сценарії викидів в атмосферу, використані для модельних розрахунків

Ізотоп	Сумарний вихід з оболонки, Бк	
	Запроєктна аварія на ХАЕС	Аварія на АЕС «Фукусіма-1», викид 15.03.2011 р.
^{131}I	$2,58 \cdot 10^{13}$	$2,50 \cdot 10^{16}$
^{132}I	$1,62 \cdot 10^{13}$	–
^{133}I	$5,06 \cdot 10^{13}$	–
^{134}I	$3,17 \cdot 10^{12}$	–
^{135}I	$2,79 \cdot 10^{13}$	–
^{134}Cs	$2,22 \cdot 10^{12}$	–
^{137}Cs	$1,47 \cdot 10^{12}$	$2,50 \cdot 10^{15}$
^{90}Sr	$1,06 \cdot 10^{10}$	–
^{133}Xe	$2,74 \cdot 10^{15}$	–
^{135}Xe	$4,59 \cdot 10^{14}$	–
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	$2,96 \cdot 10^{14}$	–
^{87}Kr	$5,81 \cdot 10^{13}$	–
^{88}Kr	$1,07 \cdot 10^{14}$	–

вибрано відносно короткий період тривалістю 10 год, з 07 по 17 год 15 березня 2011 р., протягом якого величина емісії радіонуклідів була максимальною відносно всього періоду інтенсивних викидів зі станції з 12 березня по 1 травня 2011 р. і становила близько 15–20 % від їхньої загальної активності [13]. Весь викид ^{131}I розглядався в аерозольній формі.

В обох сценаріях тривалість викиду задавалась рівною 10 год, а ефективна висота викиду 60 м.

Методи і вихідна інформація для сценарію викидів № 1

Модельні розрахунки наслідків впливу аварійного викиду з ХАЕС було проведено за допомогою Європейської системи підтримки прийняття рішень у випадку радіаційних аварій RODOS, яка в Україні експлуатується, зокрема, в Центрі прогнозування наслідків радіаційних аварій Гідрометцентру України, на всіх чотирьох АЕС України, а також у Чорнобильській зоні відчуження. Наведені нижче результати було отримано з використанням системи RODOS Version 4.0, інсталюваної в Інституті проблем безпеки АЕС Національної академії наук України (далі — ІПБ АЕС).

За допомогою моделі атмосферного перенесення та осадження радіонуклідів на підстильну поверхню

RIMPUFF [14] було розраховано поля концентрації активності кожного радіонукліда зі складу викиду у приземному повітрі, а також щільність сухих та вологих випадань на підстильну поверхню. Результати розрахунків представлялись у вузлах чисельної сітки розміром 100×100 км з джерелом викиду, розташованим у її центрі. При цьому задавалась ієрархія п'яти вкладених сіток з різним просторовим кроком — 250 м на відстані до 2,5 км від джерела, 500 м — від 2,5 до 10 км, 1 км — від 10 до 26 км, 2 км — від 26 до 52 км, 4 км — від 52 до 100 км.

Отримані результати моделі атмосферного перенесення використовувались для оцінок радіоактивного забруднення продуктів сільськогосподарського виробництва та харчових продуктів, які в RODOS проводяться за допомогою моделі FDMT [15]. Параметри моделі задавались із використанням геоінформаційної бази радіоекологічних параметрів системи RODOS, які в інсталюваній версії системи відповідають типовим характеристикам, отриманим для центральної Європи (у термінах БД RODOS — радіоекологічний регіон «Центральна Європа»).

На рис. 1 наведена карта типів природокористування для 100-км зони ХАЕС, закладена в геоінформаційну базу RODOS, а на рис. 2 — відповідна карта типів ґрунтів. Як видно з рис. 2, у стандартній версії RODOS виділено лише два типи — глинистий ґрунт на півночі та суглинки в південній її частині.

Моделювання наслідків радіоактивних викидів унаслідок запроєктної аварії проводилось для метеорологічних умов розповсюдження викиду в зоні впливу ХАЕС протягом 5–6 квітня 2020 р. Поля вітру, температури повітря в нижньому шарі атмосфери та атмосферних опадів задавались згідно з результатами чисельної моделі прогнозу погоди WRF [16].

Результати розрахунків для сценарію викидів № 1

На рис. 3 наведено результати розрахунків щільності випадань ^{137}Cs та ^{131}I для викиду протягом 06–16 год 5 квітня 2020 р. станом на 06 год 6 квітня. Максимальне значення щільності отримано для найближчої до джерела комірки сітки (розміром 250 м) для ^{137}Cs 5,99 кБк/м², для ^{131}I — 198 кБк/м². Формування поля випадань відбулося в основному за рахунок механізму сухого осадження нуклідів. У південно-західній частині розрахункової області протягом доби мали місце невеликі атмосферні опади загальною кількістю



Рис. 1. Карта типів природокористування в базі даних RODOS у вузлах розрахункової сітки для 100-км зони ХАЕС (див. кольорові рисунки на сайті журналу)

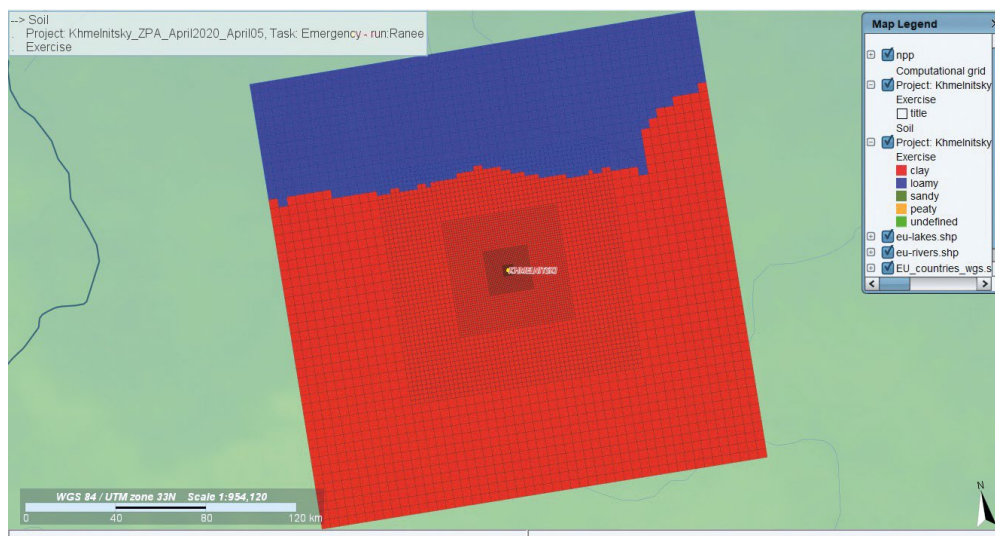


Рис. 2. Карта типів ґрунтів у базі даних RODOS для 100-км зони ХАЕС

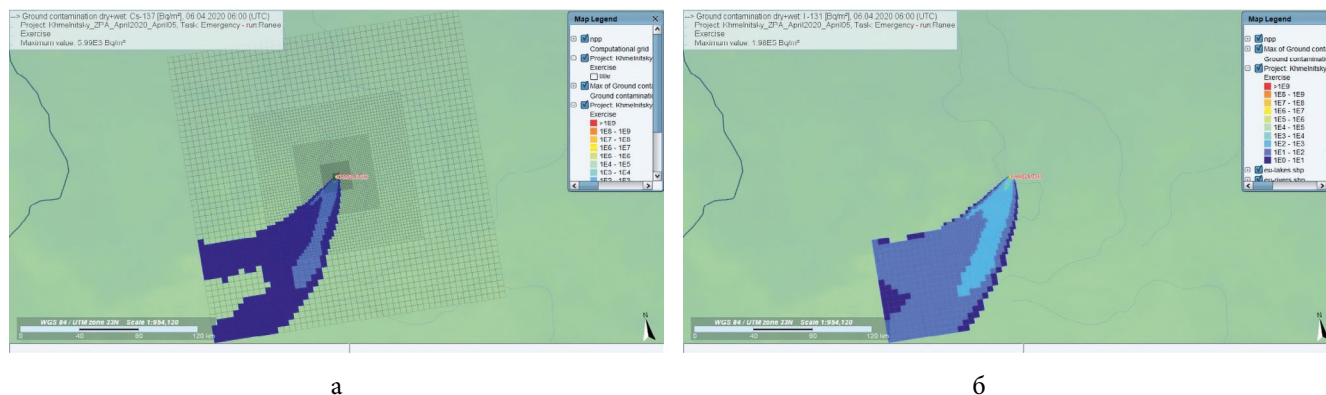


Рис. 3. Модельне поле щільності випадань ^{137}Cs (а) та ^{131}I (б) для сценарію № 1

не більше 1 мм за добу. Унаслідок вологого вимивання радіонуклідів у цій області на відстані 65–70 км від АЕС сформувалася пляма підвищених випадань і, відповідно, підвищених рівнів радіонуклідного забруднення продукції сільського господарства. Внесок механізму вологих випадань у загальне забруднення ґрунту в центрі плями до 55 %.

Результати розрахунків потужності експозиційної дози (ПЕД) наведено на рис. 4. У період проходження радіоактивної хмари над заданою точкою ПЕД підвищувалася до максимальних значень у діапазоні 0,25–1,0 мкЗв/год на відстані 3 км від джерела викиду на осі факела. Коливання значень ПЕД у цей період пов'язані із змінами метеорологічних умов розповсюдження викиду. На границі 30-км зони АЕС відповідні модельні значення ПЕД не перевищили 0,1 мкЗв/год і спадали до значень менше 0,03 мкЗв/год на відстані 100 км від АЕС.

Після закінчення періоду викидів значення ПЕД визначається випромінюванням від випадань на земну поверхню і спадає від $2 \cdot 10^{-2}$ мкЗв/год на відстані 3 км до $5 \cdot 10^{-4}$ мкЗв/год на відстані 100 км від АЕС. При цьому навіть у точці максимального значення ПЕД від ґрунту (на відстані 250 м від джерела) воно не перевищує критерій 1 мкЗв/год, установлений Міжнародним агентством з атомної енергії (МАГАТЕ) як діючий рівень втручання ДРВ3 під час реагування на аварійну ситуацію [17].

Для оцінки можливості детектування аварійного викиду датчиками мережі радіаційного моніторингу приймемо, що перевищення поточного вимірюваного значення ПЕД над середньорічним доаварійним значенням на величину $4 \cdot 10^{-2}$ мкЗв/год може бути

проінтерпретоване як реєстрація радіоактивного викиду, а не як результат стохастичних коливань природного радіаційного фону. Тоді модельні значення ПЕД будуть перевищувати цей поріг лише до відстаней 1,8 км від джерела на осі факела в період активних викидів і спадати до менших значень при зміщенні до периферії факела на відстані 400–500 м. Таким чином, для використаного сценарію аварійного викиду сектор, в якому можливе детектування самої події за даними вимірювань ПЕД, є надзвичайно обмеженим (його площа займає не більше 3 % від площі 3-км зони АЕС).

Документ [17] встановлює значення критерію діючого рівня втручання ДРВ6 для концентрації радіонуклідів у харчових продуктах, що виправдовують розгляд обмежень на їхнє споживання з метою збереження ефективної дози опромінення будь-якої особи на рівні нижче 10 мЗв за рік. Для ^{137}Cs значення ДРВ6 визначено рівним 2 000 Бк/кг, для ^{131}I — 3 000 Бк/кг. Згідно з розрахунками за моделлю FDMT (рис. 5), перевищення критерію ДРВ6 по ^{137}Cs для природних трав може бути лише на відстанях до 2 км від джерела, а для листових овочів — до 1 км (тобто фактично відсутнє). За ^{131}I можливе перевищення критерію ДРВ6 для листових овочів у межах сліду випадань на відстанях до 15 км від АЕС, а для трави — на відстанях до 30 км. На рис. 6 наведена динаміка концентрації ^{131}I у листових овочах для точки на осі сліду випадань на відстані 3 км від джерела викиду. Активність ^{131}I спадає від максимального значення 10,5 кБк/кг 6 квітня до 3 кБк/кг (ДРВ3 для йоду) 18 квітня, тобто перевищення допустимого рівня забруднення по ^{131}I прогнозується протягом перших 12 діб після аварії.

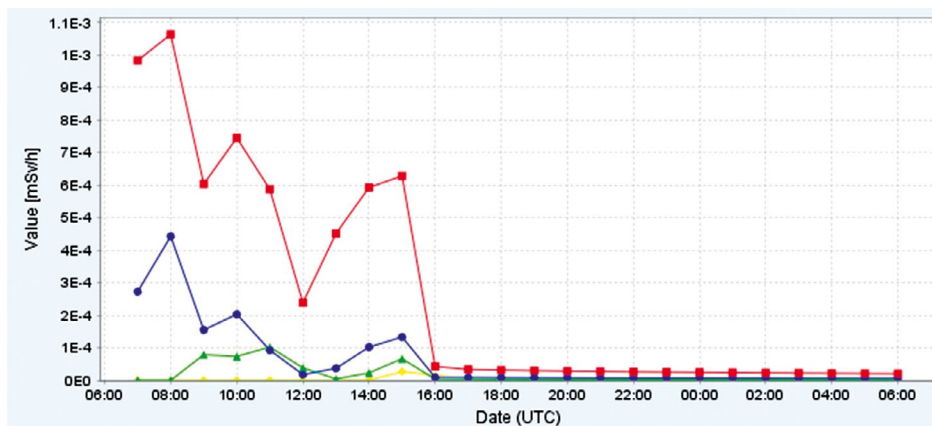


Рис. 4. Розрахункова динаміка ПЕД (сума від повітряної компоненти та випадань) протягом 24 год після початку викиду для чотирьох точок на осі сліду на відстанях 3 км (червоним), 10 км (синім), 30 км (зеленим) та 100 км (жовтим) від джерела

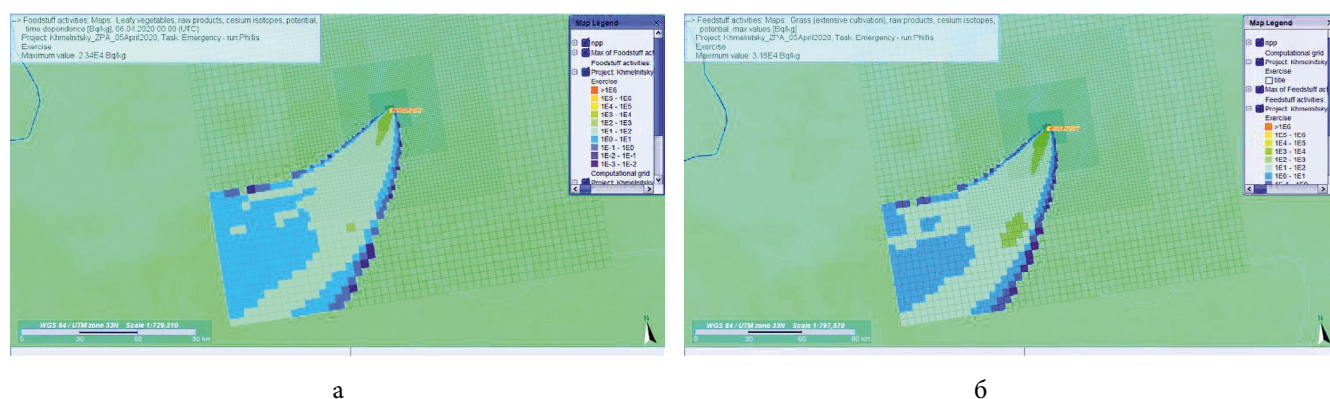


Рис. 5. Поле забруднення ^{137}Cs листових овочів (а) і трави (б) згідно з результатами моделі FDMT

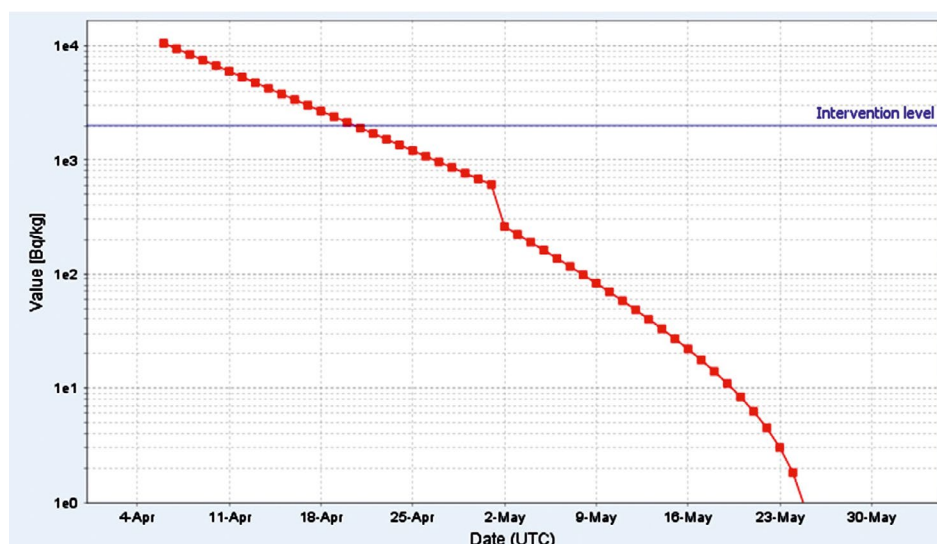


Рис. 6. Динаміка концентрації ^{131}I в листових овочах на відстані 3 км від АЕС

Згідно з моделюванням максимальне забруднення картоплі ^{137}Cs (станом на вересень 2020 р.) по всій території радіоактивного сліду не перевищує 1 Бк/кг.

Сумарна розрахункова доза опромінення за всіма шляхами, яка може бути отримана дорослою людиною, не перевищує 1 мЗв за перший рік після аварії практично в усій області (за винятком вузла розрахункової сітки, в якому знаходиться АЕС).

Таким чином, результати прогнозу наслідків за проектною аварією на ХАЕС, отримані за допомогою системи RODOS, показали:

1. Розглянутий сценарій викиду (із сумарною по всіх ізотопах йоду активністю порядку 10^{14} Бк і по ізотопах цезію 10^{12} – 10^{13} Бк) використовується під час оцінювання впливу блока ХАЕС на навколишнє середовище [12] як найтяжчий за своїми радіаційними наслідками. Проте за використаних метеорологічних умов розповсюдження радіонуклідів в атмосфері (які є типовими для цієї кліматичної зони) навіть він

практично не призводить до виникнення необхідності застосування великомасштабних контрзаходів з метою захисту населення. Єдиним винятком є перевищення ДРВЗ забруднення радіоїодом листових овочів і трави протягом перших двох тижнів після аварії в межах 30-км зони АЕС.

2. Вказане перевищення формується виключно внаслідок аерального шляху забруднення рослинності, за якого вплив радіоекологічної «критичності» території (пов'язаної насамперед із варіабельністю властивостей ґрунтів у зоні аварійних радіоактивних випадань) практично не проявляється. У [18] показано, що в стандартному варіанті модель харчових ланцюгів FDMT, яка використовується в RODOS, дає задовільні результати для забруднення трави ^{137}Cs та ^{90}Sr на строк до кількох місяців після аварії, коли аеральний механізм забруднення трави є домінуючим. Однак прогнози забруднення на пізній стадії аварії (протягом наступних років після випадань),

особливо для ґрунтів з великим вмістом органіки, з використанням стандартних параметрів моделі FDMT можуть занижувати модельний вміст ^{137}Cs у траві до 100 разів.

3. Необхідність застосування в повному обсязі методології радіоекологічного районування території зони впливу АЕС та організації мережі радіоекологічного моніторингу на території сільськогосподарського виробництва з урахуванням наявності критичних її ділянок з'являється насамперед у випадках, коли кореневий шлях стає провідним механізмом формування радіоактивного забруднення сільськогосподарської продукції [19]. Практична необхідність застосування вказаної методології виникає, очевидно, тоді, коли щільність радіоактивних випадань довгоживучих нуклідів (передусім цезію та стронцію) має значення порядку десятків $\text{кБк}/\text{м}^2$ і вище.

4. Практичне застосування системи RODOS (у її стандартному варіанті під час інсталяції) для прогнозування та аналізу радіоекологічної ситуації на території радіоактивного забруднення має свої особливості. Зокрема, незважаючи на наявність карт типів підстильної поверхні та ґрунтів для регіону, що розглядається (див. рис. 1 і 2), для розрахунків радіоактивного забруднення кожного виду сільськогосподарської продукції використовуються однакові коефіцієнти переходу, які не залежать, зокрема, від типу ґрунту, на якому вони виробляються. Таким чином, просторовий розподіл забруднення кожного виду продукції виявляється пропорційним полю радіонуклідних випадань і не залежить від екологічних особливостей території. У цьому разі у випадку модельних оцінок втрачається головна ідея поняття радіоекологічної критичності — вплив екологічних особливостей території на формування величини забруднення продукції. Використання в системі більш детальних карт типів рослинності та ґрунтів для заданої території (що в принципі система дозволяє робити) ситуацію в цьому сенсі не змінює.

5. Крім того, навіть за наявності деталізованої карти просторового розподілу типів природокористування, система для кожної комірки чисельної сітки проводить розрахунки повного набору радіоекологічних характеристик, включаючи величини радіонуклідного забруднення кожного сільськогосподарського продукту та дози опромінення, пов'язані з його споживанням, незважаючи на те, чи вирощується або виробляється він реально в межах території, що прив'язана до цієї комірки. Для прикладу, розрахунки забруднення всіх продуктів харчування,

що входять до стандартного раціону, проводяться в тому числі для комірок, що на карті типів природокористування позначені як «водна поверхня». Такий підхід представлення результатів розрахунків дещо затруднює їхнє сприйняття та використання для подальшого аналізу радіоекологічної ситуації, оскільки на прогнозних картах важко одразу виділити території, де реально виробляється продукція із зазначеними рівнями забруднення. Потрібно відзначити, що способи візуалізації радіоекологічних даних у СППР протягом різних фаз радіаційної аварії мають суттєвий вплив на якість прийняття експертами контрзаходів щодо захисту населення та радіоактивно забруднених територій [20].

Методи і вихідна інформація для сценарію викидів № 2

Враховуючи вищенаведене, було проведено моделювання радіоекологічної ситуації в 100-км зоні ХАЕС для гіпотетичного сценарію аварійного викиду ^{131}I та ^{137}Cs , що за сумарною активністю відповідає реальній емісії з АЕС «Фукусіма-1» у початковий період аварії (див. табл. 1). При цьому активність викидів указаних радіонуклідів в атмосферу перевищує оцінки для першого сценарію на 3 порядки величини, що призводить до формування поля випадань з відносно високими значеннями забруднення ґрунту та рослинності на радіоактивному сліді в межах усієї 100-км зони АЕС.

Крім того, були використані такі положення та припущення:

1. Моделювання наслідків аварійного викиду проводилось для метеорологічних умов його розповсюдження в атмосфері в межах 100-км зони ХАЕС протягом 9–10 липня 2021 р. Як і в попередньому випадку, використовувались поля метеорологічних елементів згідно з результатами чисельної моделі прогнозу погоди WRF. Атмосферні опади в цей період у межах розрахункової області були відсутні.

2. Період викиду тривалістю 10 год задавався з 07 по 17 год 9 липня 2021 р.

3. Як і для першого сценарію, моделювання атмосферного перенесення радіонуклідів проводилось за допомогою системи RODOS з використанням моделі RIMPUFF.

4. Розрахункові поля концентрації активності в повітрі та випадань на підстильну поверхню використовувались для оцінок забруднення окремих видів сільськогосподарської продукції за допомогою

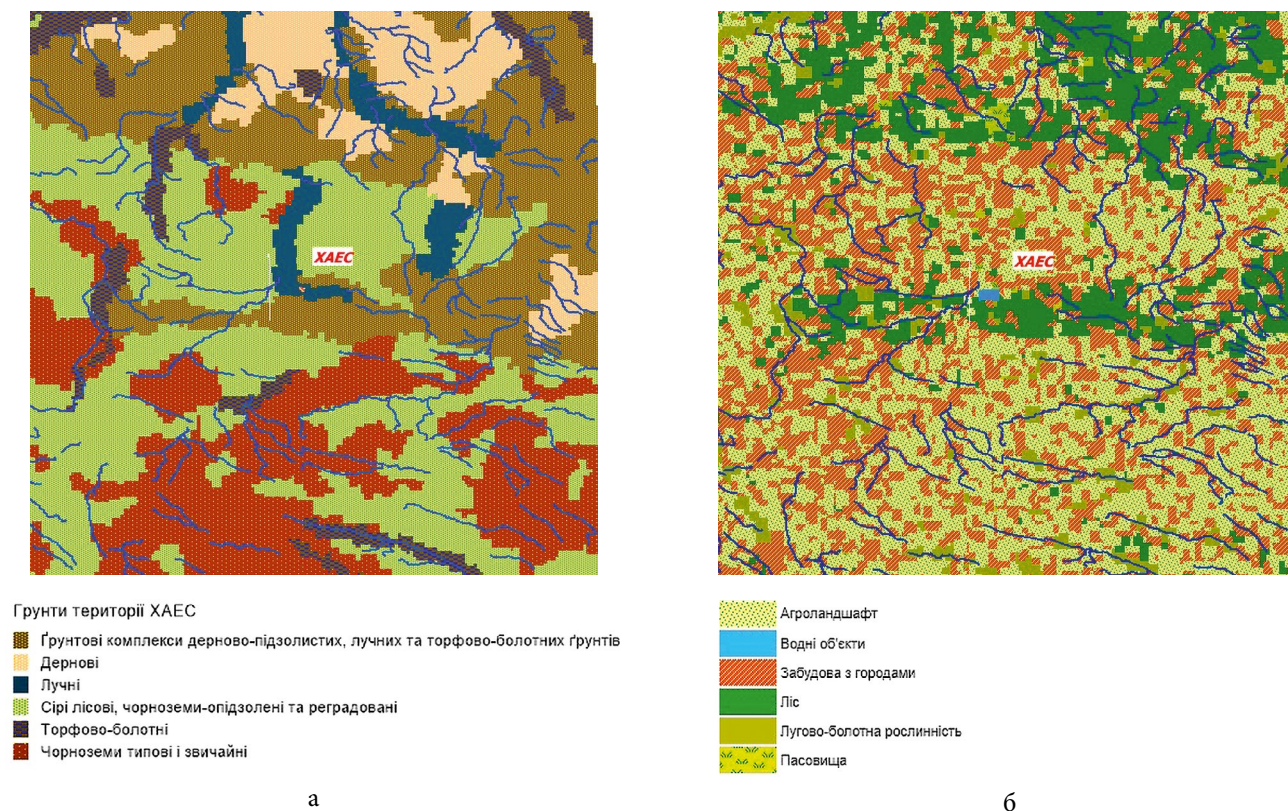


Рис. 7. Карти типів ґрунтів (а) та регіонального землекористування (б) у межах 100-км зони ХАЕС, що використовувалась для модельних оцінок за сценарієм викиду № 2

комплексу моделей аерального та кореневого забруднення, розробленого в ІПБ АЕС [21–23]. Розрахунки проводились для окремих комірок чисельної сітки, що покривала 100-км зону навколо ХАЕС.

5. Для проведення моделювання забруднення сільськогосподарської продукції використовувалися деталізовані карти типів ґрунту (рис. 7, а) та природокористування (рис. 7, б), створені в ІПБ АЕС у М 1 : 200 000 для регулярної сітки з кроком 1 000 і 500 м для ближньої зони. Для території 100-км зони ХАЕС виділено 6 основних типів ґрунтів та 6 типів землекористування.

6. На відміну від системи RODOS, у кожній комірці чисельної сітки розраховувалось радіонуклідне забруднення лише тих видів рослинної продукції, які реально виробляються за відповідних типів природокористування та ґрунту, присвоєних для цієї комірки (рис. 8). Такий підхід дає змогу одразу виділити на радіоактивному сліді ті області, де відповідна продукція виробляється в принципі, і потім проводити просторовий аналіз рівнів її радіоактивного забруднення.

7. Параметри для оцінки аерального та кореневого забруднення рослинності задавалися відповідно до даних натурних спостережень та спеціальних



Рис. 8. Карта структури розміщення рослинної продукції в межах 100-км зони ХАЕС

Таблиця 2. Оцінювальна таблиця класів радіоекологічної критичності та комплексного коду для вибраного сценарію структури землекористування

Комплексний код	Підстильна поверхня	Сценарій рослинності	Клас критичності рослин	Клас критичності ґрунтів	Назва ґрунтів	Коефіцієнт переходу ^{137}Cs з ґрунту в рослини
11	Ліс	Природні трави	1	1	Торфово-болотні	225
12	Ліс	Природні трави	1	2	Ґрунтові комплекси дерново-підзолистих, лучних та торфово-болотних ґрунтів	225
13	Ліс	Природні трави	1	3	Дернові	29
14	Пасовища	Природні трави	1	4	Лучні	10
15	Лугово-болотна рослинність	Природні трави	1	5	Сірі лісові, чорноземи — опідзолені та реградовані	10
16	Лугово-болотна рослинність	Природні трави	1	6	Чорноземи типові і звичайні	10
21	Агроландшафт	Зернові	2	1	Торфово-болотні	7,4
22	Агроландшафт	Зернові	2	2	Ґрунтові комплекси дерново-підзолистих, лучних та торфово-болотних ґрунтів	7,4
23	Агроландшафт	Природні трави	2	3	Дернові	29
24	Агроландшафт	Природні трави	2	4	Лучні	10
25	Агроландшафт	Зернові	2	5	Сірі лісові, чорноземи — опідзолені та реградовані	0,8
26	Агроландшафт	Зернові	2	6	Чорноземи типові і звичайні	0,8
31	Забудова з городами	Картопля і коренеплоди	3	1	Торфово-болотні	12
32	Забудова з городами	Картопля і коренеплоди	3	2	Ґрунтові комплекси дерново-підзолистих, лучних та торфово-болотних ґрунтів	12
33	Забудова з городами	Природні трави	3	3	Дернові	29
34	Забудова з городами	Природні трави	3	4	Лучні	10
35	Забудова з городами	Картопля і коренеплоди	3	5	Сірі лісові, чорноземи — опідзолені та реградовані	0,74
36	Забудова з городами	Картопля і коренеплоди	3	6	Чорноземи типові і звичайні	0,74

експериментів [1, 23] і, зокрема, з урахуванням залежності коефіцієнтів переходу «ґрунт — рослина» від типу ґрунту.

На основі запропонованої методології комплексного радіоекологічного районування [8] була проведена оцінка критичності території, яка визначалася комплексним кодом, що складається з класів критичності ґрунтів, типів підстильної поверхні з рослинним покривом. Клас критичності ґрунтів та рослинності визначався радіоекологічними властивостями об'єктів — коефіцієнтами переходу радіонуклідів із ґрунту в рослини.

Використовувався сценарій структури землекористування, який охоплював такі поєднання підстильної поверхні і рослинного покриву:

агроландшафт — зернові та природні трави;
лучно-болотна рослинність, ліс, пасовища — природні трави;
забудова з городами — картопля, коренеплоди, природні трави.

Для запропонованого сценарію структури землекористування була підготовлена табл. 2 для оцінки класів радіоекологічної критичності підстильної по-

верхні з типом рослинності, а також групою ґрунтів з коефіцієнтами переходу ^{137}Cs з ґрунту в рослини. Складено комплексний код, де на першому місці розташовується клас критичності рослин, а на другому — клас критичності ґрунтів, за якими проведено класифікацію (радіоекологічне зонування) території 100-км зони ХАЕС з виділенням найбільш небезпечних районів радіоекологічної критичності. На рис. 9 наведена карта класів критичності, для створення якої були використані дані табл. 2, карти типів ґрунтів, землекористування та структури розміщення рослинної продукції (див. рис. 7 і 8).

Наведені на рис. 9 результати показують, що попередньо підготовлені карти потенційно радіоекологічних критичних територій дають змогу організувати найбільш раціональний та оптимальний моніторинг радіоекологічних параметрів — рівнів забруднення ґрунту, продуктів сільськогосподарського виробництва з розрахунком дози внутрішнього опромінення населення, яке проживає на цій території. Для вибраного найбільш реалістичного сценарію землекористування пункти метеорологічних спостережень розташовані в основному в потенційно безпечних ра-

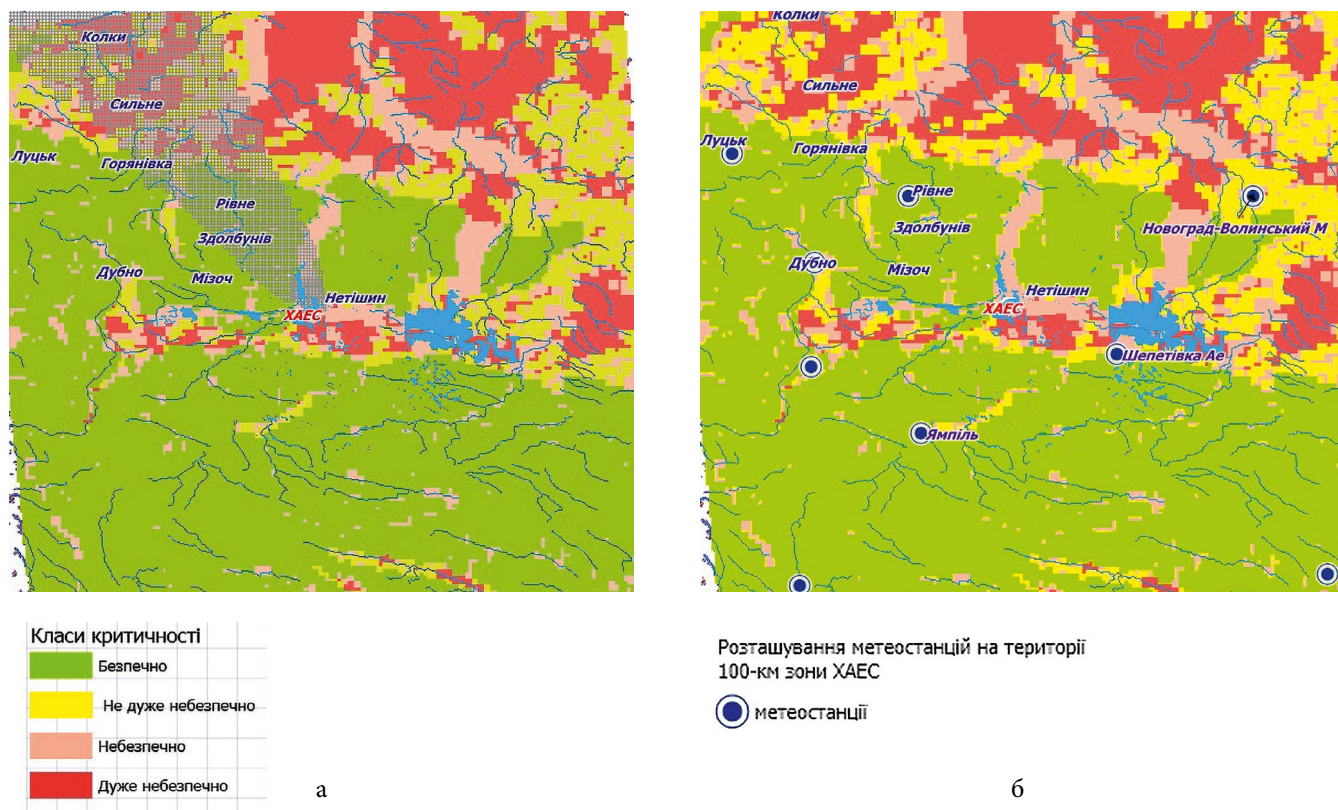


Рис. 9. Карта ступеня (класу) потенційної радіоекологічної критичності території 100-км зони ХАЕС із розрахунковим радіоактивним слідом (див. нижче) (а) та з локалізацією метеостанцій (б)

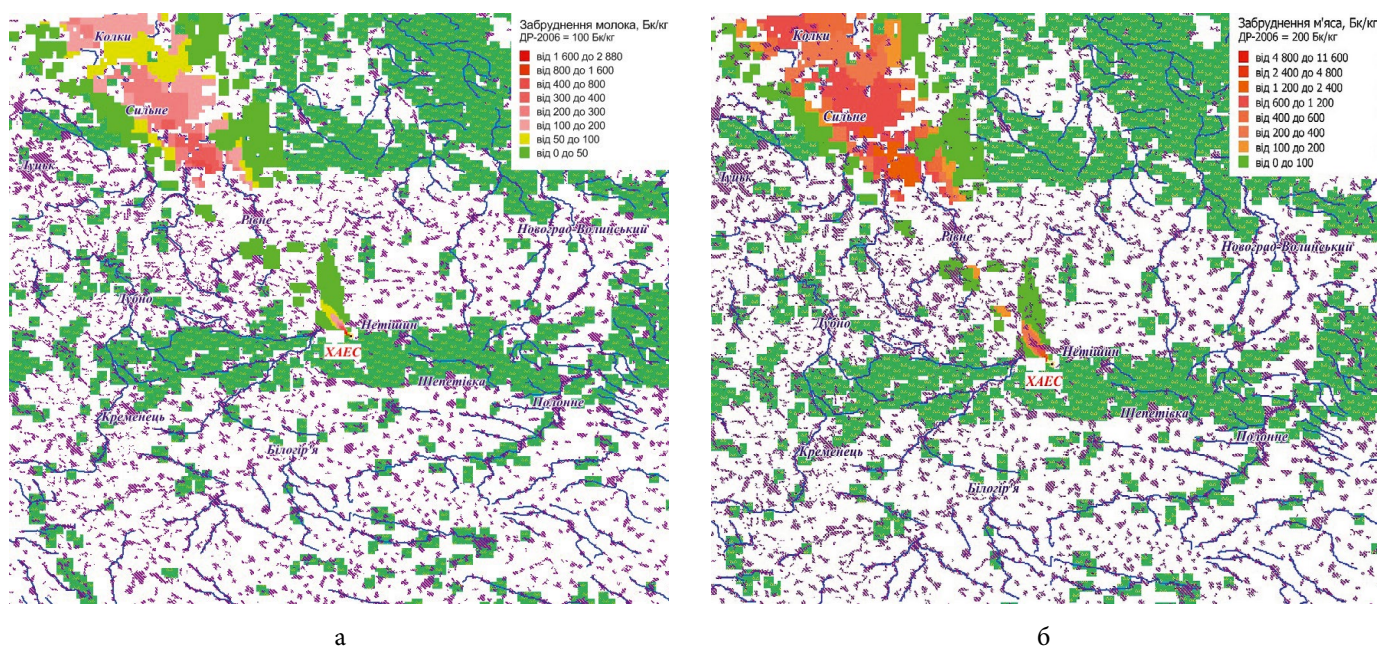


Рис. 12. Карти забруднення ^{137}Cs молока (а) і м'яса (б), розрахованого за сценарієм № 2 за допомогою комплексу моделей ІПБ АЕС

з монотонно спадаючим забрудненням за збільшення відстані від джерела, рис. 11, б), у північно-західній частині карти на рис. 11, а чітко виділяються області підвищених рівнів забруднення трави, розділених територіями з відносно невеликими концентраціями. Наявність плями з високими рівнями концентрації ^{137}Cs в траві в районі села Колки пояснюється тим, що ця територія з торфово-болотними ґрунтами характеризується найвищим ступенем потенційної критичності (див. рис. 9). Ще раз підкреслимо, що обидва поля було розраховано за однаковими даними щільності випадань ^{137}Cs на підстильну поверхню, наведеними на рис. 10.

Для прикладу, на рис. 10 і 11 виділено дві ділянки території з різним класом критичності (позначена трикутником, знаходиться на ділянці з найбільш критичним класом 1, зірочкою — з класом критичності 3). Згідно з результатами моделювання атмосферного транспорту радіоактивного викиду, щільність випадань ^{137}Cs в першій точці, розташованій на відстані 115 км від джерела, дорівнює 27,6 кБк/м². Щільність випадань у другій, розташованій ближче — на відстані 105 км, становить 33,7 кБк/м². Однак при цьому за рахунок впливу різних радіоекологічних властивостей ділянок, насамперед різних типів ґрунтів, забруднення трави для них, оцінене за допомогою комплексу моделей, розробленого в ІПБ АЕС, становить 2 160 і 343 Бк/кг відповідно.

Крім того, потрібно відзначити, що розрахунки концентрації ^{137}Cs в траві проводяться лише в тих комірках розрахункової сітки, де згідно з картою структури розміщення рослинної продукції (див. рис. 8) можливе її виробництво та використання в товарних кількостях, і які мають бути враховані під час оцінювання доз внутрішнього опромінення населення.

За цими ж даними розраховано концентрації ^{137}Cs у молоці та м'ясі, що виробляється в умовах споживання забрудненої трави (рис. 12). Просторовий розподіл продуктів тваринництва в цілому повторює особливості поля забруднення трави, отримані з урахуванням екологічних особливостей території.

Відзначимо, що така форма представлення результатів розрахунків дає можливість одразу виділити на карті території з перевищенням допустимих норм забруднення продуктів сільського господарства й оптимізувати планування поставарійного радіоекологічного моніторингу на радіоактивно забруднених територіях.

Висновки

1. Системи прогнозування та оцінки наслідків радіаційних аварій є важливою складовою схеми організації радіоекологічного моніторингу на території сільськогосподарського виробництва, яка зазнала

радіоактивного забруднення в результаті радіаційної аварії на АЕС. Перші модельні оцінки концентрацій радіонуклідів та доз опромінення населення в зоні радіоактивного забруднення можуть слугувати орієнтиром для визначення територій, на яких у першу чергу мають бути організовані вимірювання параметрів радіоактивного забруднення. Так само дані перших вимірювань можуть бути використані для переоцінки параметрів джерела аварійного викиду, які, як правило, у початковий період аварії мають значний ступінь невизначеності. Повторне моделювання з уточненим джерелом викиду дає можливість також покращити модельний прогноз. Таким чином, ітеративний процес отримання розрахункових даних та результатів інструментального моніторингу дозволяє поступово уточнити та деталізувати характеристики полів радіоактивного забруднення різних компонент навколишнього середовища і на цій основі оптимізувати в просторі і часі схеми радіаційного та радіоекологічного моніторингу [24, 25].

2. Інтервал невизначеності результатів модельного прогнозу наслідків радіаційної аварії визначається, у першу чергу, імовірною відсутністю достовірних даних про параметри радіоактивного викиду, а також можливою неповнотою даних про екологічні та радіоекологічні характеристики території радіоактивного забруднення. Вплив першої проблеми є практично неминучим у початковий період аварії [26]. Однак внесок частини похибок прогнозних оцінок, пов'язаних із параметризацією властивостей території можливого впливу радіаційно небезпечного об'єкта, може бути мінімізований за рахунок превентивної (до можливої аварії) підготовки відповідної радіоекологічної інформації.

3. Етап превентивної підготовки радіоекологічної інформації про територію можливого радіоактивного забруднення повинен включати, зокрема, формування геоінформаційних баз даних щодо характеру рельєфу, типів ґрунтів, підстильної поверхні, структури розміщення рослинної продукції тощо з необхідною для моделювання просторовою роздільністю. На основі створених таким чином геоінформаційних баз даних має бути проведено радіоекологічне районування території потенційного радіонуклідного забруднення з оцінкою потенційної критичності виділених радіоекологічних районів.

4. Кожен виділений радіоекологічний район має бути забезпечений надійними даними щодо характеристик міграції радіонуклідів у ґрунті, рослинності та харчових ланцюгах, які необхідні для параметри-

зації відповідних моделей міграції з урахуванням екологічних особливостей цього регіону. Як показують наведені вище результати, використання осереднених параметрів моделей міграції нуклідів може призвести до значних похибок в оцінці радіонуклідного забруднення сільськогосподарської продукції. Необхідні дані мають бути отримані за результатами проведення фонових (доаварійного) моніторингу, який є важливим компонентом у створенні загальної схеми радіоекологічного моніторингу території потенційного впливу радіаційно небезпечних об'єктів. Вибір місць організації фонових моніторингу має бути узгоджений з результатами радіоекологічного районування території й охоплювати основні радіоекологічні райони за їхнім внеском у формування індивідуальних та колективних доз опромінення населення внаслідок споживання продуктів харчування. Особливу увагу слід приділити вивченню характеристик найбільш критичних радіоекологічних районів.

5. Моделі розрахунку міграції радіонуклідів у харчових ланцюгах, які використовуються в системах прогнозування наслідків радіаційних аварій, таких як RODOS, повинні бути забезпечені вищезгаданою інформацією [19]. Це дасть можливість прогнозувати радіонуклідне забруднення продуктів сільськогосподарського виробництва та пов'язаних із ними доз внутрішнього опромінення населення з необхідною деталізацією у просторі. Також отримання таких даних дасть змогу створити оптимізовану схему радіоекологічного моніторингу територій сільськогосподарського виробництва на різних етапах радіаційної аварії.

6. Радіоекологічне районування дозволяє поєднати мережі прогнозу, відбору проб моніторингу та оцінки радіоекологічних характеристик середовища у просторі та використовувати як єдиний об'єкт системи прогнозу та моніторингу всіх середовищ, контролю якості продукції та проведення контрзаходів для конкретних елементів ландшафту в разі аварії на радіаційно небезпечних об'єктах. Такий підхід зумовлює універсальність методу та можливість використання його практично на будь-яких територіях.

Список використаної літератури

1. Проблемы безопасности атомной энергетики. Уроки Чернобыля : монография / Б. С. Пристер, А. А. Ключников, В. Г. Баряхтар [и др.]. — 2-е изд., доп. — Чернобыль : ИПБ АЭС, 2016. — 356 с.

2. Nakanishi T. M. Agricultural aspects of radiocontamination induced by the Fukushima nuclear accident — A survey of studies by the Univ. of Tokyo Agricultural Dept. (2011–2016) / T. M. Nakanishi // *Proc. Jpn. Acad. Ser B. Phys. Biol. Sci.* — 2018. — Vol. 94 (1). — P. 20–34.
3. Arrangements for the Termination of a Nuclear or Radiological Emergency. General Safety Guide No. GSG-11. — Vienna : IAEA. — 2018. — 189 p.
4. RODOS reengineering: aims and implementation details / I. Ievdin, D. Trybushnyi, M. Zheleznyak, W. Raskob // *Radioprotection.* — 2010. — Vol. 45. — P. S181–S189.
5. ARGOS Decision Support System for Emergency Management / S. Hoe, P. McGinnity, T. Charnock [et al.] // *Proceedings (online) of the Argentine Radiation Protection Society.* — 2009. — Available at: https://backend.orbit.dtu.dk/ws/portalfiles/portal/3924948/Hoe_paper.pdf.
6. Chino M. SPEEDI and WSPEEDI: Japanese Emergency Response Systems to Predict Radiological Impacts in Local and Workplace Areas due to a Nuclear Accident / M. Chino, H. Ishikawa, H. Yamazawa // *Radiation Protection Dosimetry.* — 1993. — Vol. 50 (2–3). — P. 145–152.
7. Role of modelling in monitoring soil and food during different stages of a nuclear emergency / L. Sweeck, J. Camps, R. Mikailova, T. Almahayni // *Journal of Environmental Radioactivity.* — 2020. — Vol. 225. — Art. 106444.
8. Comprehensive radioecological monitoring for objects of radioactively contaminated areas / B. S. Prister, T. D. Lev, A. V. Nosovskyi, M. M. Talerko. — Kyiv : Akademperiodyka, 2022. — 286 p.
9. Estimation of radioecological sensitivity / B. Howard, P. Strand, P. Assimakopoulos [et al.] // *Radioprotection.* — 2002. — Vol. 37. — P. 1167–1173.
10. Preventive radioecological assessment of territory for optimization of monitoring and countermeasures after radiation accidents / B. S. Prister, V. D. Vinogradskaya, T. D. Lev [et al.] // *Journal of Environmental Radioactivity.* — 2018. — Vol. 184–185. — P. 140–151.
11. Uncertainties confronting stakeholders and decision-makers in planning intervention in urban and agricultural scenarios in the transition phase of a radiological emergency / T. Charnock, K. Andersson, C. Trueba, M. Montero // *Radioprotection.* — 2020. — Vol. 55. — P. S119–S125.
12. 43-915.201.012.OB03.02. Хмельницькая АЭС. Енергоблок № 2. Оценка воздействия на окружающую среду. Т. 3. Кн. 2. Разд. 3. Общая характеристика энергоблока и хозяйственной деятельности в зоне его влияния. — 2000. — 134 с.
13. Atmospheric discharge and dispersion of radionuclides during the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident. Part II: Verification of the source term and analysis of regional-scale atmospheric dispersion / H. Terada, G. Katata, M. Chino, H. Nagai // *Journal of Environmental Radioactivity.* — 2012. — Vol. 112. — P. 141–154.
14. Thykier-Nielsen S. Description of the Atmospheric Dispersion Module RIMPUFF. RODOS(WG2)-TN(98)-02 / S. Thykier-Nielsen, S. Deme, T. Mikkelsen. — Risø National Laboratory, Denmark. — 1999. — 58 p.
15. Müller H. Model Description of the Terrestrial Food Chain and Dose Module FDMT in RODOS PV4.0. RODOS(WG3)-TN(99)17 / Müller H., Gering F., Pröhl G. — GSF — Institut für Strahlenschutz, Germany. — 1999. — 57 p.
16. The Weather Research and Forecast Model: Software Architecture and Performance / J. Michalakes, J. Dudhia, D. Gill [et al.] // *Use of High Performance Computing in Meteorology.* — 2004. — P. 156–168.
17. Критерии для использования при обеспечении готовности и реагирования в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации. Руководство по безопасности. IAEA № GSG-2. — 2012.
18. Applying process-based models to the Borssele scenario / J. E. Brown, N. A. Beresford, A. Hosseini, C. L. Barnett // *Radioprotection.* — 2020. — Vol. 55. — P. S109–S117.
19. CONFIDENCE overview of improvements in radioecological human food chain models and future needs / N. A. Beresford, C. L. Barnett, J. Chaplow [et al.] // *Radioprotection.* — 2020. — Vol. 55. — P. S101–S108.
20. Uncertainty visualization using maps for nuclear and radiological emergencies / A. Nagy, T. Perko, T. Müller [et al.] // *Radioprotection.* — 2020. — Vol. 55. — P. S197–S203.
21. Experimental Substantiation and Parameterization of the Model Describing ¹³⁷Cs and ⁹⁰Sr Behavior in a Soil-Plant System / B. S. Prister, V. G. Barjakhtar, L. V. Perepelyatnikova [et al.] // *Environ. Sci. & Pollut. Res.* — 2003. — Special Issue 1. — P. 126–136.
22. Основы сельскохозяйственной радиологии: монография / Б. С. Пристер, Н. А. Лощилов, О. Ф. Немец, В. А. Поярков. — 2-е изд., переработ. и доп. — Киев : Урожай, 1991. — 472 с.
23. Пристер Б. С. Проблемы сельскохозяйственной радиологии и радиобиологии при загрязнении окружающей среды молодой смесью продуктов ядерного деления: монография / Б. С. Пристер. — Чернобыль : ИПБ АЭС, 2008. — 320 с.
24. Reduction of uncertainties in exposure assessment based on environmental monitoring data / M. Bleher, F. Gering, U. Stöhlker [et al.] // *Radioprotection.* — 2020. — Vol. 55. — P. S81–S88.
25. Zähringer M. The interaction between off-site decision making, decision support systems, modelling and mon-

itoring in a nuclear emergency situation / M. Zähringer, E. Wirth // Int. J. Emergency Management. — 2007. — Vol. 4, No. 3. — P. 564–572.

26. Ranking uncertainties in atmospheric dispersion modeling following the accidental release of radioactive material / S. J. Leadbetter, S. Andronopoulos, P. Bedwell [et al.] // Radioprotection. — 2020. — Vol. 55. — P. S51–S55.

**M. M. Talerko¹, T. D. Lev¹, B. S. Prister¹,
O. V. Voitsekhovych²**

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

² Ukrainian Hydrometeorological Institute, State Emergency
Service of Ukraine, NAS of Ukraine, 37, Nauky Ave, Kyiv,
03028, Ukraine

Radioecological Zoning as a Methodical Basis for the Organization of Interaction of Systems for Forecasting the Radiation Situation and the Monitoring Network of the Agrosphere in Case of Radiation Emergencies

The methodology of radioecological zoning of the territory of possible radioactive contamination was applied to analyze the consequences of a hypothetical radiation accident at the Khmelnytskyi NPP (KhNPP). With the help of the European decision support system in the event of a radiation accident RODOS, as well as a set of models of aerial and root contamination of vegetation, developed at the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the National Academy of Sciences of Ukraine (ISP NPP NASU), modeling of the transport of radioactive emissions, their deposition on the underlying surface and radioactive contamination of agricultural products within the 100-kilometer zone of the KhNPP influence. Using the obtained calculation results as an example, it is shown that preventive radioecological zoning of the territory of influence of a nuclear power plant, with following highlighting the most radioecologically critical areas, ensures the most optimal interaction between a computer system for forecasting the radiation situation and a radioecological monitoring network. This makes it possible, in the initial period of the accident, to reduce the uncertainty interval of the resulting estimates, to create an optimized scheme for radioecological monitoring of the territory of the agricultural production, and to allocate areas for the production of products with exceeded standards of radionuclides concentration.

Keywords: radioecological monitoring, radioecological zoning, radiological criticality of the territory, mathematical modeling, decision support systems, radiation accidents.

References

1. Prister B. S., Klyuchnikov A. A., Baryakhtar V. G. [et al.] (2016). *Problemy bezopasnosti atomnoy energetiki. Uroki Chernobylya* [The safety problems of the nuclear power. The lessons of Chernobyl]. 2nd edition. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 356 p. (in Rus.)
2. Nakanishi T. M. (2018). Agricultural aspects of radiocontamination induced by the Fukushima nuclear accident — A survey of studies by the Univ. of Tokyo Agricultural Dept. (2011–2016). *Proceedings of the Japan Academy. Series B, Physical and Biological Sciences*, vol. 94 (1), pp. 20–34.
3. International Atomic Energy Agency (2018). *Arrangements for the Termination of a Nuclear or Radiological Emergency*. IAEA Safety Standards Series No. GSG-11. Vienna: IAEA, 189 p.
4. Ievdin I., Trybushnyi D., Zheleznyak M., Raskob W. (2010). RODOS reengineering: aims and implementation details. *Radioprotection*, vol. 45, pp. S181–S189.
5. Hoe S., McGinnity P., Charnock T., Gering F., Schou J., Lars H., Havskov S., Jens A., Kasper G., Astrup P. (2009). ARGOS Decision Support System for Emergency Management. *Proceedings (online) of the Argentine Radiation Protection Society*. Available at: https://backend.orbit.dtu.dk/ws/portalfiles/portal/3924948/Hoe_paper.pdf.
6. Chino M., Ishikawa H., Yamazawa H. (1993). SPEEDI and WSPEEDI: Japanese Emergency Response Systems to Predict Radiological Impacts in Local and Workplace Areas due to a Nuclear Accident. *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 50 (2–3), pp. 145–152.
7. Sweeck L., Camps J., Mikailova R., Almahayni T. (2020). Role of modelling in monitoring soil and food during different stages of a nuclear emergency. *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 225, art. 106444.
8. Prister B. S., Lev T. D., Nosovskyi A. V., Talerko M. M. (2022). *Comprehensive radioecological monitoring for objects of radioactively contaminated areas*. Kyiv: Akademperiodyka, 286 p.
9. Howard B., Strand P., Assimakopoulos P., [et al.] (2002). Estimation of radioecological sensitivity. *Radioprotection*, vol. 37, pp. 1167–1173.
10. 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.

11. Charnock T., Andersson K., Trueba C., Montero M. (2020). Uncertainties confronting stakeholders and decision-makers in planning intervention in urban and agricultural scenarios in the transition phase of a radiological emergency. *Radioprotection*, vol. 55, pp. S119–S125.
12. 43-915.201.012.OB03.02. *General characteristics of the power unit and economic activities in the zone of its influence*. Khmelnytskyi Nuclear Power Plant. Nuclear unit No. 2. Environmental impact assessment. Volume 3. Book 2. Chapter 3. 2000, 134 p. (in Rus.)
13. Terada H., Katata G., Chino M., Nagai H. (2012). Atmospheric discharge and dispersion of radionuclides during the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident. Part II: verification of the source term and analysis of regional-scale atmospheric dispersion. *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 112, pp. 141–154.
14. Thykier-Nielsen S., Deme S., Mikkelsen T. (1999). *Description of the Atmospheric Dispersion Module RIMPUFF*. RODOS(WG2)-TN(98)-02. Risø National Laboratory, Denmark, 58 p.
15. Müller H., Gering F., Pröhl G. (1999). *Model Description of the Terrestrial Food Chain and Dose Module FDMT in RODOS PV4.0*. RODOS(WG3)-TN(99)17. GSF — Institut für Strahlenschutz, Germany, 57 p.
16. Michalakes J., Dudhia J., Gill D., Henderson T., Klemp J., Skamarock W., Wang W. (2004). The Weather Research and Forecast Model: Software Architecture and Performance. *Use of High Performance Computing in Meteorology*, pp. 156–168.
17. International Atomic Energy Agency (2011). *Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency*, IAEA Safety Standards Series No. GSG-2. Vienna: IAEA, 91 p.
18. Brown J. E., Beresford N. A., Hosseini A., Barnett C. L. (2020). Applying process-based models to the Borssele scenario. *Radioprotection*, vol. 55, pp. S109–S117.
19. Beresford N. A., Barnett C. L., Chaplow J., Loftis S., Wells C., Brown J. E., Hosseini A., Thørring H., Almahayni T., Sweeck L., Guillén J., Lind O.-C., Oughton D. H., Salbu B., Teien H.-C., Perez- Sánchez D., Real A. (2020). CONFIDENCE overview of improvements in radioecological human food chain models and future needs. *Radioprotection*, vol. 55, pp. S101–S108.
20. Nagy A., Perko T., Müller T., Raskob W., Benighaus L. (2020). Uncertainty visualization using maps for nuclear and radiological emergencies. *Radioprotection*, vol. 55, pp. S197–S203.
21. Prister B. S., Baryakhtar V. G., Perepelyatnikova L. V., [et al.] (2003). Experimental substantiation and parameterization of the model describing ^{137}Cs and ^{90}Sr behavior in a soil-plant system. *Environ. Sci. & Pollut. Res.*, special issue 1, pp. 126–136.
22. Prister B. S., Loshchilov N. A., Nemets O. F., Poyarkov V. A. (1991). *Osnovy sel'skohozyastvennoy radiologii* [Fundamentals of agricultural radiology]. 2nd edition. Kyiv: Urozhay, 472 p. (in Rus.)
23. Prister B. S. (2008). *Problemy sel'skohozyastvennoy radioekologii i radiobiologii pri zagryaznenii okruzhayushchey sredy molodoi smesyu produktov yadernogo deleniya* [Problems of agricultural radioecology and radiobiology under the environmental pollution with a young mixture of nuclear fission products]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 320 p. (in Rus.)
24. Bleher M., Gering F., Stöhlker U., Karhunen T., Nalbandyan-Schwarz A., Woda C., Mafodda A. (2020). Reduction of uncertainties in exposure assessment based on environmental monitoring data. *Radioprotection*, vol. 55, pp. S81–S88.
25. Zähringer M., Wirth E. (2007). The interaction between off-site decision making, decision support systems, modelling and monitoring in a nuclear emergency situation. *Int. J. Emergency Management*, vol. 4, no. 3, pp. 564–572.
26. Leadbetter S. J., Andronopoulos S., Bedwell P., [et al.] (2020). Ranking uncertainties in atmospheric dispersion modelling following the accidental release of radioactive material. *Radioprotection*, vol. 55, pp. S51–S55.

Надійшла 17.11.2023

Received 17.11.2023

О. К. Трунова, О. С. Бережницька, О. О. Роговцов, В. І. Пехньо

Інститут загальної та неорганічної хімії ім. В. І. Вернадського НАН України, просп. Академіка Палладіна, 32/34, Київ, 03142, Україна

Хелатні комплекси мікроелементів кобальту, міді, марганцю, цинку як блокатори надходження радіонуклідів ^{90}Sr , ^{137}Cs в організм людини харчовим ланцюгом «ґрунт — рослина — тварина — людина»

Ключові слова:

радіонукліди,
радіоактивне забруднення,
мікроелементи,
рослини,
сільськогосподарські тварини

Вивчено вплив хелатних комплексів мікроелементів (марганець, цинк, мідь, кобальт) з етилендіаміндіантарною кислотою на зменшення накопичення в рослинах та тваринах радіонуклідів ^{137}Cs і ^{90}Sr . Доведено, що під дією комплексонатів у вегетативній масі та зерні рослин знижується накопичення ^{137}Cs у 1,6–2,8 рази і ^{90}Sr — у 1,4–1,6 рази. При цьому збільшується врожайність рослин на 17–38 %. Обробка рослин комплексонатами мікроелементів позитивно впливає на їхню якість, збільшуючи накопичення мікроелементів, протеїну, жиру, клітковини та цукрів. Додавання комплексонатів цинк-марганець і кобальт-мідь до раціону корів у кількостях, компенсуючих природну нестачу мікроелементів, зумовлювало зменшення накопичення ^{90}Sr і ^{137}Cs в молоці та м'ясі майже у 2 рази. Комплексонати мікроелементів, що використовувалися в годівлі молочних корів, сприяли збільшенню їхніх надоїв, покращенню якості молока за рахунок вмісту жиру, білка і самих мікроелементів.

Вступ

Сьогодні вважається, що атомна енергетика є найбільш дешевою і безпечною галуззю, яка вимагає високу культуру виробництва, тому поширена у високотехнологічних країнах. Однак є людські і природні фактори, що призводять до «чорнобилів» та «фукусім» з негативними наслідками, які тривають десятиліттями, а головне, поширюються тією чи іншою мірою на всіх мешканців Землі, у тому числі й через харчовий ланцюг «рослина — тварина — людина». У період масових випробувань атомної зброї і зростання на всій планеті радіаційного фону найбільше страждатиме від радіоактивних речовин аграрна сфера за рахунок споживання населенням забруднених радіонуклідами продуктів харчування (рис. 1).

У цьому аспекті Україна не є виключенням. Адже після аварії на Чорнобильській АЕС майже вся її територія (особливо зона Українського Полісся) забруднена радіонуклідами — ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{239}Pu , ^{241}Am та ін. І хоча радіаційна обстановка за три десятиліття після аварії значно покращилася як за рахунок процесів автореабілітації, так і цілеспрямованих контрзаходів, вона ще далека до доаварійної. Крім того, в Україні працюють чотири АЕС, на яких задіяні 15 ядерних реакторів, а також низка підприємств з їхнього обслуговування. За запасами урану Україна посідає перше місце в Європі [1, 2]. Україну оточує понад 160 діючих ядерних енергоблоків АЕС країн Західної та Східної Європи, можливість аварій на яких зведена до мінімуму, але не виключена повністю. Після початку війни з Російською Федерацією з боку держави-терориста є

© О. К. Трунова, О. С. Бережницька, О. О. Роговцов, В. І. Пехньо, 2023

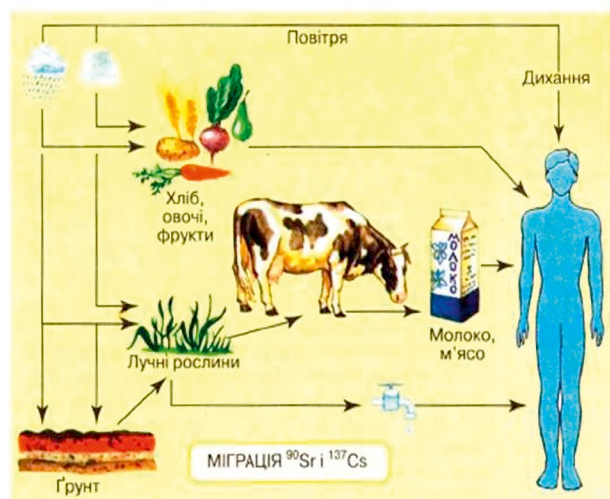


Рис. 1. Схема надходження радіоактивних ^{90}Sr , ^{137}Cs в організм людини через харчовий ланцюг «рослина — тварина — людина»

загрози ядерного тероризму, прояви ядерного шантажу до ядерних енергоблоків України та країн НАТО, що може призвести до великомасштабної катастрофи. Тому питання створення комплексних заходів, спрямованих на мінімізацію надходження радіонуклідів із забрудненого ґрунту в першу ланку харчового ланцюга — рослину — сьогодні і мабуть у найближчі десятиліття є актуальним завданням.

На забруднених радіонуклідами територіях у ґрунтах, рослинах і, відповідно, кормах і продукції рослинництва та тваринництва не вистачає багатьох біогенно важливих мікроелементів — йоду, цинку, марганцю, кобальту, міді, фтору, літію, бору та деяких інших. Це є причиною широкого розповсюдження специфічних захворювань рослин, тварин та людей, що відомі під загальною назвою гіпомікроелементозів (різні форми хлорозів, розетковість листків, дрібнолистковість у рослин; гіпокобальтоз, гіпокупероз, кератоз, аліментарна анемія у тварини і людини) [3, 4]. Відомо, що деякі мікроелементи, у тому числі Zn^{II} , Mn^{II} , Co^{II} , Cu^{II} , мають радіопротекторні властивості, а деякі з них можуть впливати на надходження радіонуклідів у рослини й організм тварин [3, 5]. Враховуючи ситуацію, що склалася з мікроелементами в забруднених радіонуклідами регіонах України, а також можливу їхню роль у протирадіаційному захисті живих організмів, можна передбачати їхню особливу роль у зоні впливу аварії [6].

Радіочутливість більшості видів рослин досить висока, тому шкода від накопичення рослинами радіонуклідів та їхній подальший транспорт харчовими ланцюгами до тварини і людини є значно більш важ-

ливою проблемою, ніж радіаційне ураження власне рослин. Тому захисна роль чинників, що зменшують надходження радіонуклідів у рослини, стає більш важливим елементом протирадіаційного захисту, ніж роль радіопротекторів. В основі зменшення надходження радіонуклідів у рослини та організм тварин лежать складні конкурентні взаємодії, що виникають між мікроелементами та радіонуклідами. Для зменшення ступеня надходження радіонуклідів у рослини необхідним є посилення надходження в рослини біогенних металів — антагоністів радіонуклідів, які можуть протистояти в засвоєнні радіоактивних ізотопів. Антагоністами до ^{90}Sr виступають такі мікроелементи, як залізо, кадмій, літій, а до ^{137}Cs — мідь, кобальт, марганець [7]. Саме ці мікроелементи впливають на зменшення надходження радіонуклідів до рослин.

Для зменшення надходження радіонуклідів у сільськогосподарські рослини та тварини, як правило, використовуються неорганічні солі мікроелементів (насамперед сульфати) [8, 9]. Але значно більш ефективними у зниженні накопичення радіонуклідів у продукції рослинництва та тваринництва порівняно з їхніми неорганічними солями є хелатні комплекси мікроелементів на основі амінополікарбонових кислот (комплексонів) [8–16]. Аналіз наукової літератури показує, що обробка різноманітних рослин розчинами комплексонатів або додавання останніх у корм тварин сприяє зниженню питомої радіоактивності як ^{137}Cs , так і ^{90}Sr у декілька разів. Таким чином, деякі мікроелементи можуть перешкоджати переходу радіонуклідів як з ґрунту в рослини, так і з рослин (кормів) в організм тварин, зменшуючи таким чином їхнє накопичення в продукції рослинництва та тваринництва. Мікроелементи можуть впливати на окремі сторони метаболізму як у рослин, так і тварин, підвищуючи активність металовмісних ферментів і проникність мембран.

В Інституті загальної та неорганічної хімії ім. В. І. Вернадського НАН України розроблено технологію одержання хелатних мікродобрих і кормових добавок на основі моно- та гетерометалічних комплексів мікроелементів (Fe^{III} , Co^{II} , Cu^{II} , Mn^{II} , Zn^{II}) з біологічно активним комплексом (етилендіаміндіантарною кислотою — EDDS) (рис. 2, а). Попередніми дослідженнями встановлено, що комплекси добре розчинні у воді, що дозволяє їм існувати у формі, яка легко засвоюється рослинами та тваринами. Це дає змогу підтримувати в організмах необхідний елементний баланс за рахунок уведення дозованої

кількості препаратів у ґрунт, на листову поверхню рослин або за допомогою замочування насіння. Для тварин препарат додається в корм або в питну воду, що виключає застосування ін'єкцій і таким чином запобігає стресу тварин. На відміну від мікродобрих та кормових добавок, що традиційно застосовуються в сільському господарстві, діючим компонентом яких є тільки іон біологічно активного мікроелемента, а органічна частина сполук відіграє тільки транспортну роль, розроблені нами комплекси містять у своєму складі як мікроелементи, так і біологічно активний комплексон, який під час фотолізу в зеленому листі чи метаболізму в живому організмі розкладається на сім незамінних амінокислот (рис. 2, б). Усе це обумовлює екологічну чистоту та нешкідливість препаратів.

Дослідження впливу EDDS та її комплексів з 3-d металами на гостру токсичність показали, що відповідно до гігієнічної класифікації Л. І. Медведя всі сполуки належать до малотоксичних речовин ($LD_{50} = 5200\text{--}7000$ мг/кг) із слабо вираженими кумулятивними та шкірно-резорбтивними властивостями і подразнюючою дією.

Проведено випробування комплексів у різних ґрунтово-кліматичних зонах України на різних сільськогосподарських культурах як мікродобрих та у птахівництві й тваринництві як кормових добавок. Встановлено, що під дією комплексонатів збільшується врожайність рослин (25–70 %), поліпшується якість кормової маси та зерна, підвищується нектароутворення до 40 %. У тваринництві (птаківництво, велика рогата худоба, свинарство, вівчарство, хутрове звірівництво та ін.) застосування препаратів

шляхом додавання в їжу у вигляді водних розчинів виліковує анемію, попереджує різні функціональні порушення, значно підвищує імунітет і поліпшує якість хутра та вовни [17–23].

Мета роботи полягає в дослідженні впливу фізіологічно активних хелатних комплексів мікроелементів Zn^{II} , Mn^{II} , Co^{II} , Cu^{II} на основі EDDS на перехід радіонуклідів ^{90}Sr та ^{137}Cs із ґрунту в рослини та з кормами в організм тварин, а також на їхню ефективність в умовах забруднених радіонуклідами територій.

Матеріали, методи та методика дослідження

Ефективність комплексонатів мікроелементів визначалася в умовах польових експериментів на забруднених радіонуклідами ґрунтах Житомирської області (Червоноармійський та Народичанський райони) на різноманітних сільськогосподарських рослинах (пшениця, жито, овес, кукурудза, люпин, ріпак, конюшина та ін.). Досліди закладали на дерново-підзолистих ґрунтах у чотириразовій повторності. Рівень радіонуклідного забруднення ґрунту за ^{137}Cs становив 402 кБк/м² і за ^{90}Sr $30,3$ кБк/м². Дослідні об'єкти були поділені на три групи. Рослини першої контрольної групи зрошувалися водою, другої дослідної групи — солями мікроелементів, третьої дослідної групи — комплексонатами мікроелементів. Обробку рослин проводили в період бутонізації або фази кушіння позакореневим внесенням препаратів з концентраціями по металу $0,05\text{--}0,07$ мас. %. Проводився облік урожайності й визначалася кількість радіонуклідів у соломі та зерні рослин. Вміст мікроелементів у рослинах визначали методом атомно-

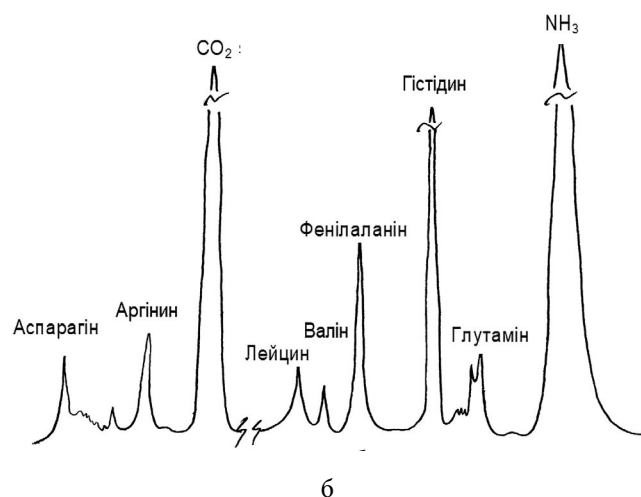
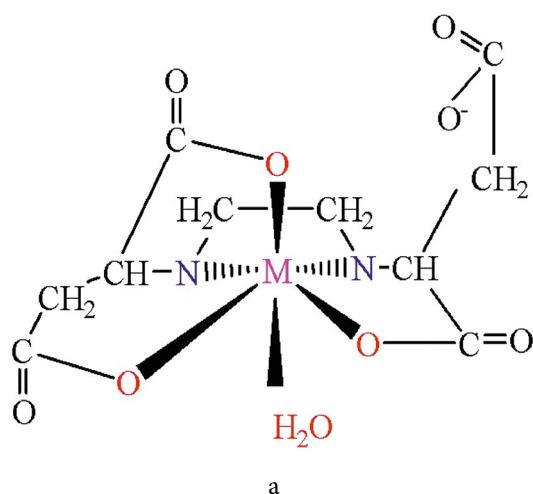


Рис. 2. Будова комплексів 3-d металів з EDDS (а) та хроматограма продуктів фотолізу металокомплексів (б)

адсорбційної спектрофотометрії на приладі ААС-30. Радіоактивність зразків на вміст ^{137}Cs визначали на приладі РУБ-01-П6, радіоактивність ^{90}Sr — радіохімічним методом.

Дослідження з вивчення ефективності використання комплексонатів мікроелементів на молочну продуктивність корів, якість їхнього молока та перехід радіонуклідів із раціону в молоко тварин проводили спільно з Національним університетом біоресурсів і природокористування України. Було сформовано три групи корів у віці 5–7 років по 5 корів у кожній. Перша група — контроль — знаходилася на господарському раціоні, що складався з 50 кг зеленої маси та 2 кг комбікорму. Двом іншим групам з комбікормом давали гетерометалічні комплексонати CoCuEDDS та ZnMnEDDS . Вихідна концентрація іонів Co^{2+} і Cu^{2+} у розчині становила 1,96 і 21,14, Zn^{2+} та Mn^{2+} 21,7 і 18,3 г/л відповідно. Щоденна додаткова доза Co^{2+} та Cu^{2+} становила 0,6 і 6 мг, Zn^{2+} та Mn^{2+} по 30 мг. Через кожні 5 днів відбиралися зразки молока для визначення концентрації ^{137}Cs та ^{90}Sr у молоці. Вміст ^{137}Cs у молоці визначали методом гамма-спектрометрії на приладі СЕГ-0,5, ^{90}Sr — після підготовки зразків (озолення) на приладі РІ-БГ. Коефіцієнти переходу ^{137}Cs і ^{90}Sr із раціону в молоко корів визначали з відношення питомої активності молока певного радіонукліда до радіоактивності раціону.

Вплив комплексонатів мікроелементів на продуктивність рослин та накопичення ^{137}Cs і ^{90}Sr

Дані щодо впливу комплексонатів марганцю та цинку на врожайність люпину та ріпаку наведено в табл. 1. З даних таблиці випливає, що під час обробки рослин розчинами комплексонатів відбува-

ється значне збільшення продуктивності обох культур. Так, урожай соломи обох рослин під впливом комплексонатів зріс на 17–36 %, а зерна на 16–38 %. При цьому більшу ефективність виявив гетерометалічний комплексонат MnZnEDDS . Під час обробки розчинами комплексонатів пшениці та жита також було зафіксоване збільшення продуктивності обох культур: урожай пшениці виріс на 17,6 %, а жита на 18,1 %. Сульфати марганцю і цинку виявилися в цьому плані менш ефективними.

Результати дослідів свідчать, що позакореневе підживлення люпину та ріпаку комплексами мікроелементів цинку та марганцю сприяє зниженню вмісту ^{137}Cs та ^{90}Sr в їхній вегетативній масі (табл. 2).

Як видно з даних табл. 2, активність ^{137}Cs зеленої маси люпину та ріпаку в контролі становила 671 та 296 Бк/кг відповідно. За умов використання розчинів сульфатів марганцю і цинку накопичення ^{137}Cs в рослинах зменшувалось більш як в 1,5 раза (з люпином в 1,6 і з ріпаком в 1,9 раза). За умов обробки рослин розчинами моно- та гетерометалічних комплексонатів вміст ^{137}Cs становив лише ~330 і 260 Бк/кг для люпину та ~135 і 107 Бк/кг для ріпаку. Тобто монометалічні комплекси мікроелементів сприяли зниженню питомої активності радіоцезію більш як удвічі (з люпином у 2,1 і з ріпаком у 2,2 раза), а під дією гетерометалічного комплексу MnZnEDDS коефіцієнт накопичення ^{137}Cs зменшився в люпині у 2,6, у ріпаку у 2,8 раза.

Результати дії мікроелементів на накопичення в рослинах ^{90}Sr відрізнялися насамперед високими коефіцієнтами накопичення (K_n) радіонукліда: у дослідях з люпином K_n досяг 4,33, з ріпаком 3,67. При застосуванні комплексонатів питома активність радіостронцію у вегетативній масі зменшувалась майже

Таблиця 1. Урожай вегетативної маси та зерна люпину та ріпаку при позакореновому підживленні комплексонатами MnEDDS , ZnEDDS та MnZnEDDS

Варіант	Люпин				Ріпак			
	солома		зерно		солома		зерно	
	ц/га	%	ц/га	%	ц/га	%	ц/га	%
Контроль	11,2 ± 0,7	100	13,5 ± 0,8	100	5,7 ± 0,3	100	6,8 ± 0,3	100
MnSO_4	12,3 ± 0,6	110	14,3 ± 0,7	106	5,6 ± 0,3	98	7,2 ± 0,4	106
ZnSO_4	12,5 ± 0,5	111	14,6 ± 0,6	108	6,0 ± 0,4	105	7,4 ± 0,4	109
MnEDDS	13,7 ± 0,6	122	15,8 ± 0,6	117	6,7 ± 0,3	117	7,9 ± 0,3	116
ZnEDDS	13,5 ± 0,7	121	15,6 ± 0,7	115	6,7 ± 0,4	117	8,3 ± 0,7	122
MnZnEDDS	14,5 ± 0,8	129	16,7 ± 0,6	124	7,8 ± 0,2	136	9,4 ± 0,4	138

Таблиця 2. Вплив комплексонатів мікроелементів на накопичення ^{137}Cs у вегетативній масі (соломі) люпину та ріпаку

Варіант	Люпин				Ріпак			
	^{137}Cs		^{90}Sr		^{137}Cs		^{90}Sr	
	Бк/кг	K_n	Бк/кг	K_n	Бк/кг	K_n	Бк/кг	K_n
Контроль	671 ± 56	1,16	26 ± 4	4,33	296 ± 29	0,51	22 ± 4	3,67
ZnSO ₄	417 ± 35	0,72	22 ± 4	3,67	155 ± 17	0,27	20 ± 4	3,33
MnSO ₄	463 ± 39	0,80	24 ± 4	4,00	144 ± 19	0,25	20 ± 4	3,33
ZnEDDS	327 ± 56	0,56	—	—	134 ± 18	0,23	17 ± 4	3,13
MnEDDS	339 ± 57	0,71	22 ± 4	3,37	138 ± 21	0,32	16 ± 2	3,17
MnZnEDDS	260 ± 35	0,45	19 ± 3	3,17	107 ± 17	0,18	14 ± 2	2,33

у 2 рази (див. табл. 2). Найбільш ефективною сполукою, яка більш за все сприяла зменшенню акумуляції ^{90}Sr в рослинах виявився гетерометалічний комплекс MnZnEDDS. Під його дією накопичення радіонукліда у вегетативній масі люпину та ріпаку зменшувалося на 37 та 58 % відповідно.

Досить високу радіоблокуючу дію показали комплексонати на основі мікроелементів міді та кобальту. Досліди проводились на посівах вівса. Проведення радіометричного аналізу проб на вміст ^{137}Cs показало, що обприскування рослин комплексонатами мікроелементів сприяє суттєвому зниженню питомої радіоактивності зразків. Так, у разі обприскування посівів вівса монометалічними комплексонатами CoEDDS та CuEDDS спостерігалось зниження вмісту ^{137}Cs у вегетативній масі вівса на 40,8 %, а за використання гетерокомплексонату CuCoEDDS вміст радіоактивного ^{137}Cs в рослинах становив лише 8 % порівняно з контролем (рис. 3).

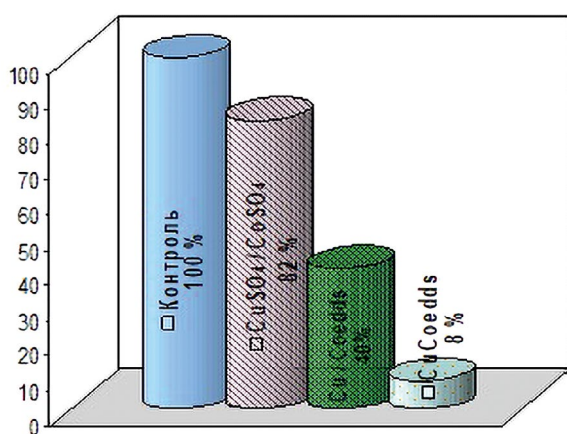


Рис. 3. Діаграма надходження радіоактивного ^{137}Cs до рослин вівса під дією комплексонату CuCoEDDS

Слід зазначити, що за умов обробки рослин розчином CuCoEDDS урожайність вівса збільшилася на 27 %. При цьому в рослинах збільшився вміст мікроелементів: Cu^{2+} і Co^{2+} від 2,82 і 4,78 мг/кг у контролі до 7,30 і 12,72 мг/кг відповідно.

Позакореневе підживлення рослин розчинами комплексонатів мікроелементів сприяє активізації обмінних процесів у рослинах через фітогормони, ферменти, вітаміни, покращенню обмінних процесів у хлорофілах, що призводить до накопичення деяких метаболітів (сирого протеїну, сирого жиру, сирогої клітковини, цукрів) у вегетативній масі та зерні рослин (табл. 3).

Отримані результати підтверджують думку про те, що один із механізмів зниження накопичення рослинами ^{137}Cs і ^{90}Sr під дією комплексонатів мікроелементів може бути зумовлений антагоністичною взаємодією мікроелемента і радіонукліда, з одного боку, а з іншого — непрямий ефект за рахунок стимуляції надходження в рослини макроелементів — його антагоністів, зокрема калію, кальцію і, можливо, деяких інших елементів, помітне збільшення кількості яких у рослинах виявлено після позакорневих обробок цинком, кобальтом і марганцем. Імовірно, ефект від застосування комплексонатів пов'язаний з кращим проникненням мікроелемента через клітинні мембрани, здатністю безпосередньо включатися в молекулярні структури ферментативних систем, минаючи багато транспортних ланцюгів.

Вплив комплексонатів мікроелементів на перехід радіонуклідів у молоко корів

Протягом трьох років нами проводились дослідження з вивчення впливу хелатних комплексів мі-

Таблиця 3. Вплив позакореневого внесення комплексів MnEDDS, ZnEDDS, MnZnEDDS на накопичення деяких метаболітів у соломі та зерні ріпаку, г/кг

Варіант	Сирий протеїн		Сирий жир		Сира клітковина		Цукри	
	солома	зерно	солома	зерно	солома	зерно	солома	зерно
Контроль	18,4 ± 7	169 ± 17	6,3 ± 0,5	353 ± 5	25,4 ± 1,8	109 ± 9	16,3 ± 0,7	35,4 ± 1,2
MnSO ₄	17,7 ± 8	179 ± 18	6,2 ± 0,4	374 ± 5	24,7 ± 1,7	95 ± 8	15,5 ± 0,7	37,6 ± 1,5
ZnSO ₄	20,4 ± 7	182 ± 14	6,6 ± 0,4	330 ± 4	23,8 ± 2,0	121 ± 10	17,2 ± 0,6	33,7 ± 1,0
MnEDDS	20,0 ± 7	178 ± 16	6,6 ± 0,5	376 ± 5	25,7 ± 2,2	122 ± 9	16,9 ± 1,1	37,7 ± 1,4
ZnEDDS	21,7 ± 7	175 ± 15	6,8 ± 0,4	342 ± 4	27,9 ± 2,1	128 ± 8	17,2 ± 1,0	38,8 ± 2,0
MnZnEDDS	22,6 ± 8	190 ± 15	6,8 ± 0,5	390 ± 4	28,6 ± 1,7	129 ± 10	18,0 ± 1,0	40,2 ± 1,7

кроелементів на продуктивність корів, якість їхньої продукції, перехід ¹³⁷Cs і ⁹⁰Sr із раціону в молоко. На початку дослідів було визначено, що вміст ¹³⁷Cs в раціоні корів був вищим допустимих рівнів (10 000 Бк) і становив 60 400 Бк. Питома радіоактивність молока трьох груп корів на початку дослідів була високою і становила ~524 Бк/л. У молоці корів контрольної групи протягом дослідів вона практично не змінилася і в кінці експерименту становила 526 Бк/л. Суттєве зниження питомої радіоактивності молока відзначалося в корів другої та третьої дослідних груп у результаті введення в їхні раціони комплексонатів CuCoEDDS та MnZnEDDS. В обох дослідних групах тварин, уже починаючи з п'ятої доби, відзначалося зменшення вмісту ¹³⁷Cs, яке на сьому добу прогресивно знижувалося до кінця дослідів. На кінець дослідів питома активність молока цих корів була 264 і 253 Бк/л, що у два рази менше, ніж у молоці корів контрольної групи (рис. 4).

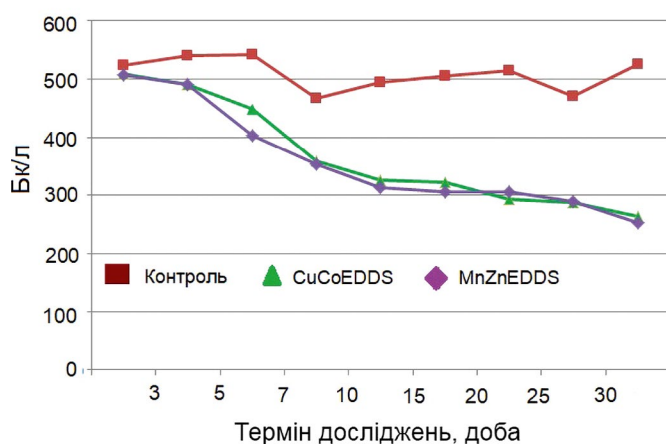


Рис. 4. Вплив комплексонатів мікроелементів на динаміку питомої активності ¹³⁷Cs у молоці корів

Отже, можна однозначно стверджувати, що застосування комплексонатів, незалежно від їхнього складу, привело до зниження коефіцієнтів переходу (Кп) радіоцезію з раціону в молоко з 45 до 22 % порівняно з контрольною групою. З виходом корів на пасовище вже на 60-ту добу експерименту підгодування корів комплексонатами мікроелементів сприяла зменшенню радіоактивності молока корів за ¹³⁷Cs з 76,5 Бк/л (контрольна група) до 65,9 (друга група) та 62,6 Бк/л (третья група) відповідно, тобто на 14 і 18 %. Відповідно Кп ¹³⁷Cs із раціону в молоко дорівнювали 0,72 і 0,67 %. На 90-ту добу досліджень питома активність молока корів другої та третьої груп за ¹³⁷Cs у порівнянні з контролем знизилась у 1,7 та 2,0 рази відповідно. Так, якщо вміст ¹³⁷Cs у молоці тварин контрольної групи становив 175,3 Бк/л, то в молоці корів другої та третьої груп був 104,9 та 87,0 Бк/л, що менше в порівнянні з контрольною групою на 70,4 та 88,3 Бк/л відповідно. Кп ¹³⁷Cs в молоко корів у дослідних групах становили 0,86 % (контрольна група), 0,51 % (друга група), 0,42 % (третья група) на 1 л надходження з раціоном.

Уведення в раціон корів комплексонатів мікроелементів сприяло зниженню радіоактивності молока за ізотопом ⁹⁰Sr на 34–35 %. У корів першої групи вміст ⁹⁰Sr у молоці становив 13,2 Бк/л, у корів другої групи — 8,6 Бк/л, у корів третьої групи — 8,8 Бк/л з відповідними Кп (Кп₁ = 0,12 %, Кп₂ = Кп₃ = 0,08 %).

Додавання до раціону корів комплексонатів мікроелементів призвело до підвищення кількості мікроелементів у молоці майже у 2–3 рази (табл. 4).

Мікроелементи активізують обмінні процеси в організмі тварин, що відображається в підвищенні продуктивності тварин корів та покращенні якості молока. Встановлено, що молочна продуктивність

Таблиця 4. Концентрація мікроелементів у молоці корів, мг/л

Група корів	Co ²⁺	Zn ²⁺	Cu ²⁺	Mn ²⁺
1 (контроль)	0,09 ± 0,09	1,6 ± 0,1	0,1 ± 0,01	0,18 ± 0,005
2 (раціон + CoCuEDDS)	0,14 ± 0,02	2,93 ± 0,09	0,3 ± 0,016	0,22 ± 0,014
3 (раціон + ZnMnEDDS)	0,11 ± 0,02	4,6 ± 0,2	0,2 ± 0,012	0,48 ± 0,014

корів за умов використання комплексонатів мікроелементів зростала на 15–25 % (надої молока корів другої та третьої груп становили 9,7 кг, а в корів першої групи — 8 кг). Механізм позитивного впливу комплексонатів мікроелементів на лактаційну діяльність полягає в складному впливі на весь організм за допомогою нейрогуморальної та гормональної систем та підвищення активності ферментів. Під час вивчення зміни такого важливого показника як жирність молока було показано, що в разі застосування комплексонатів жирність молока після п'яти місяців експерименту збільшується в дослідній групі корів у порівнянні з контрольною в середньому на 3–5 %. Крім того, уведення в організм корів комплексонатів металів сприяло також збільшенню деяких імунних показників піддослідних корів: лейкоцитів — на 11, базофілів — на 44, паличкоядерних та сегментоядерних лейкоцитів — на 30 і 37, моноцитів — на 43 і 8 % відповідно. Ці дані показують, що під дією комплексонатів в організмах тварин активізуються обмінні процеси та покращується стан імунної системи [19, 23]. Спостереженнями також відзначено, що після 10-ї доби застосування комплексонатів піддослідні тварини виглядали більш активними, ніж контрольні. Помітними були зміни у стані шкіряного і волосного покриву — шкіра виглядала більш еластичною, волосся блискучим.

Висновки

Застосування хелатних комплексів мікроелементів (Zn^{II}, Mn^{II}, Co^{II}, Cu^{II}) на основі EDDS значно підвищує врожайність кормових культур (люпин, овес, ріпак та ін.), при цьому в рослинах збільшується вміст сирих жирів, цукрів, протеїну і клітковини. Показано, що позакореневе підживлення рослин комплексонатами металів в умовах забруднення ґрунтів радіонуклідами зменшує накопичення у вегетативній масі та зерні ¹³⁷Cs в 1,5–2,0 рази і ⁹⁰Sr на 25–40 %. При цьому найбільшу ефективність виявляють гетерометалічні комплекси, у разі застосуванні яких накопичення радіонуклідів зменшувалось у 2,8 рази. Встановлено,

що внесення мікроелементів у формі комплексних сполук значно ефективніше за їхнє використання у вигляді водних розчинів неорганічних солей.

Використання комплексонатів металів з EDDS як кормових добавок для сільськогосподарських тварин зменшує кількість радіоактивних ¹³⁷Cs і ⁹⁰Sr в молоці тварин майже у 2 рази. Комплекси позитивно впливають на продуктивність молочних корів: підвищуються надої, збільшується кількість мікроелементів, жиру та білка в молоці, покращуються деякі імунні показники крові тварин.

Список використаної літератури

1. Гудков І. М. Радіобіологія : підруч. для вищ. навч. закл. / І. М. Гудков. — Київ : НУБіП України, 2016. — 485 с.
2. Хмара Д. Експлуатація ядерних енергоблоків у понадпроектний термін. Світова практика і особливості процесу в Україні: дослідження Національного екологічного центру України / Д. Хмара. — 2010. — Режим доступу: <http://necu.org.ua/lifetime-extension201012>.
3. Гудков І. М. Сільськогосподарська радіобіологія / І. М. Гудков, М. М. Вінічук. — Житомир : Вид-во ДАУ, 2003. — 472 с.
4. Vinichuk M. M. Cesium (¹³⁷Cs and ¹³³Cs) and Selected Metals in the Environment / M. M. Vinichuk, K. Rosén. — Science Publishing Group, 2015. — 102 p.
5. Гудков І. М. Вплив радіоактивного забруднення середовища природними і штучними радіонуклідами на наземні угруповання рослин та тварин / І. М. Гудков, А. Г. Кудяшева // Наук. вісн. НУБіП України. Серія «Біологія, біотехнологія, екологія». — 2017. — № 270. — С. 31–44.
6. Gunko N. V. Integrated assessment of the demographic state of radiologically contaminated areas of Ukraine / N. V. Gunko, N. V. Korotkova // Problemy Radiatsiinoi Medytyny ta Radiobiologii. — 2020. — Vol. 25. — P. 204–219. — doi.org/10.33145/2304-8336-2020-25-204-219.
7. The role of trace elements in radiation protection of plants and animals on radionuclide contaminated territories of Poles'e / I. N. Gudkov, N. M. Lazarev, V. V. Grusha, V. N. Bidenko // Radiation biology. Radioecology. — 2011. — Vol. 51, № 1. — P. 33–40.

8. Груша В. В. Вплив позакореневого підживлення рослин мікроелементами на накопичення ^{137}Cs / В. В. Груша, І. М. Гудков // *Наук. вісн. НАУ*. — 2003. — Т. 63. — С. 263–267.
9. Груша В. В. Вплив сполук Zn і Mn на зниження надходження радіонуклідів ^{137}Cs і ^{90}Sr та продуктивність рослин / В. В. Груша, І. М. Гудков // *Наук. вісн. Ужгород. ун-ту. Серія «Біологія»*. — 2008. — Вип. 24. — С. 149–151.
10. Vinichuk M. M. Translocation of some of the microelements within grain and straw of spring wheat of the Struna Mironov's'ka variety after foliar fertilization on soils contaminated by radionuclides / M. M. Vinichuk, Yu. N. Mandro // *Environmental sciences*. — 2021. — Vol. 7, № 34. — P. 167–174. — doi.org/10.32846/2306-9716/2021.eco.7-34.28.
11. Long-term behavior of ^{90}Sr and ^{137}Cs in the environment: case studies in Switzerland / J. A. Corcho-Alvarado, B. Balsiger, H. Sahli, [et al.] // *Journal of Environmental Radioactivity*. — 2016. — Vol. 160. — P. 54–63. — doi.org/10.1016/j.jenvrad.2016.04.027.
12. Radioactivity and Yield of Leguminous Fodder Crops in its Feeding by Complexonates of Microelements / V. Bidenko, V. Slavov, V. Trohumenko, L. Kalchuk // *Agrobiodiversity for improving nutrition, health and life quality: scientific proceedings*. — Nitra : Slovak university of agriculture in Nitra. — 2016. — P. 30–34.
13. Bidenko V. M. Effectiveness of usage of salts and compounds of microelements in the growth of lupin on radioactive contaminated soils / V. M. Bidenko, L. A. Kalchuk, V. Z. Trochymenko // *Podilian Bulletin Agriculture Engineering Economics*. — 2019. — Vol. 1, no. 30. — P. 9–14. doi.org/10.37406/2706-9052-2019-1-1.
14. Changes in radioactivity of milk and productivity of cows when used in feeding complexonates of copper elements of copper, manganese, zinc / V. Bidenko, V. Trokhymenko, V. Antoniuk, P. Halytskyi // *Bulletin of Sumy National Agrarian University. The Series: Livestock*. — 2020. — Vol. 2, № 41. — P. 24–28. — doi.org/10.32845/bsnau.lvst.2020.2.4.
15. Вплив мікроелементів кобальту, міді, марганцю, цинку на мінеральний склад молока корів зони радіоактивного забруднення / В. М. Біденко, В. Ю. Мамченко, О. О. Лавринюк [та ін.] // *Таврійський наук. вісн. Серія «Сільськогосподарські науки»*. — 2022. — Вип. 123. — С. 159–166.
16. Продуктивність, якісний склад та радіоактивність молока корів при підгодівлі їх комплексонатами мікроелементів / В. М. Біденко, В. З. Трохименко, В. О. Маліцький [та ін.] // *Вісн. Сумського нац. аграрного ун-ту. Серія «Тваринництво»*. — 2021. — Т. 4, № 47. — С. 55–59.
17. Фотохимическая активность комплексов Mn(II) с этилендиаминдиантарной кислотой / Е. К. Трунова, А. А. Роговцов, Е. А. Мазуренко [та ін.] // *Укр. хим. журн.* — 2001. — Т. 67, № 1. — С. 7–11.
18. Мазуренко Е. А. Биологически активные комплексы на основе янтарной кислоты / Е. А. Мазуренко, Е. К. Трунова // *Укр. хим. журн.* — 2001. — Т. 67, № 7. — С. 24–32.
19. Ефективність позакореневого підживлення люпину та ріпаку комплексонатами мікроелементів у зниженні накопичення радіонуклідів та збільшення продуктивності рослин / І. М. Гудков, В. В. Груша, С. М. Грисюк [та ін.] // *Наук. вісн. НАУ*. — 2004. — № 79. — С. 233–238.
20. Шадчина Т. М. Антихлорозні властивості комплексонатів мікроелементів (заліза та міді) / Т. М. Шадчина, Г. О. Прядкина, О. К. Трунова // *Физиология и биохимия культурных растений*. — 2008. — Т. 40, № 5. — С. 435–440.
21. Встановлення ефективності використання комплексонатів мікроелементів з метою зниження накопичення ^{137}Cs та ^{90}Sr у зеленій масі вики / В. М. Біденко, О. К. Трунова, Н. М. Кураченко, О. І. Шубенко // *Зб. наук. праць Вінницького держ. аграрного ун-ту*. — 2008. — Т. 2, № 34. — С. 100–104.
22. Трунова Е. К. Гетерометалльные комплексы Zn(II) и Mn(II) с биологически активным комплексом и их применение в сельском хозяйстве / Е. К. Трунова, А. С. Бережницкая, В. В. Груша // *Укр. хим. журн.* — 2004. — Т. 70, № 9. — С. 7–9.
23. Радіоекологічна та продуктивна оцінка застосування комплексонатів мікроелементів при вирощуванні кормових культур СТОВ «Полісся» Народницького району / В. М. Біденко, Н. М. Кураченко, О. К. Трунова, О. О. Лавренюк // *Вісн. Держ. агрокол. ун-ту (ДАУ)*. — 2008. — № 1. — С. 49–54.

O. K. Trunova, O. S. Berezhnyska, O. O. Rohovtsov, V. I. Pekhnyo

V. I. Vernadsky Institute of General and Inorganic Chemistry of the NAS of Ukraine, 32/34, Academic Palladin Ave, Kyiv, Ukraine

Chelate complexes of microelements Co, Cu, Mn, Zn as blockers of the entry of radionuclides ^{90}Sr , ^{137}Cs into the human body through the “soil — plant — animal — human” food chain

The influence of chelated complexes of trace elements (Mn, Zn, Cu, Co) with ethylenediaminedisuccinic acid on reducing the accumulation of radionuclides ^{137}Cs and ^{90}Sr in plants and animals was studied. Foliar feeding of fodder plants (lupins, rapeseed, oats, clover, etc.) in the conditions of the Ukrainian Polissia on turf-podzolic soils contaminated with radionuclides, with aqueous solutions of complexonates of trace elements reduces the accumulation of ^{137}Cs in the vegetative mass and grain by 1.6–2.8 times and ^{90}Sr in 1.4–1.6 times. Compared with sulfates of microelements, complexonates have a much higher radio-blocking efficiency. Treatment of plants with microelement complexes increased the yield of vegetative mass and grain by 17–36 % and 16–38 %, respectively. At the same time, there is an improvement in their nutritional quality in plants, the content of some metabolites (crude protein, crude fat, crude fiber, sugars) increases by 30–35 %. Addition of zinc-manganese and cobalt-copper complexonates to the diet of cows in amounts compensating for the natural lack of trace elements led to a decrease in the accumulation of ^{90}Sr and ^{137}Cs in milk and meat by almost 2 times. At the same time, when using complexonates, an increase in the milk productivity of cows by 15–25 % and the content of fat, proteins, weighty components in the milk of cows, which characterize the quality of milk, by 2–3 % were noted. At the same time, some immune indicators of the animals increased: leukocytes — by 11 %, basophils — by 44 %, rod and segmented leukocytes — by 30 and 37 %, respectively, monocytes — by 43 %, which indicates an improvement in the state of their immune system. Probably, the effect of the use of complexonates is due to greater permeability of microelements through cell membranes and the ability to directly integrate into the molecular structures of enzymatic systems, bypassing many transport chains.

Keywords: radionuclides, radioactive pollution, trace elements, plants, farm animals.

References

- Gudkov I. M. (2016). *Radibiologiya* [Radiobiology]. Kyiv: National University of Life and Environmental Sciences of Ukraine, 485 p. (in Ukr.)
- Khmara D. (2015). [Operation of nuclear power units beyond the design period. Global practice and peculiarities of the process in Ukraine. The research of NECU2010]. Available at: <http://necu.org.ua/lifetime-extension201012>. (in Ukr.)
- Gudkov I. M., Vinnichuk M. M. (2003). *Silskogospodarska radibiologiya* [Agricultural radiobiology]. Zhytomyr: State Agroecological Academy of Ukraine, 472 p. (in Ukr.)
- Vinichuk M. M., Rosén K. (2015). *Cesium (^{137}Cs and ^{133}Cs) and selected metals in the environment*. New York: Science Publishing Group, 102 p.
- Gudkov I. M., Kudyasheva A. G. (2017). [Effect of radioactive contamination of environment by natural and manmade radionuclides on plants and animals terrestrial communities]. *Naukovyi visnyk NUBiP of Ukraine. Seriya: Biologiya, biotechnologiya, ekologiya* [Scientific Bulletin of National University of Life and Environmental Sciences of Ukraine. Series: Biology, biotechnology, ecology], vol. 270, pp. 31–44. (in Ukr.)
- Gunko N. V., Korotkova N. V. (2020). Integrated assessment of the demographic state of radiologically contaminated areas of Ukraine. *Problemy Radiatsiinoi Medytsyny ta Radiobiologii* [Problems of Radiation Medicine and Radiobiology], vol. 25, pp. 204–219. doi.org/10.33145/2304-8336-2020-25-204-219.
- Gudkov I. N., Lazarev N. M., Grusha V. V., Bidenko V. N. (2011). The role of trace elements in radiation protection of plants and animals on radionuclide contaminated territories of Poles'e. *Radiation biology. Radioecology*, vol. 51, no.1, pp. 33–40.
- Grusha V. V., Gudkov I. N. (2003). [Influence of foliar fertilization of plants with trace elements on accumulation of ^{137}Cs]. *Naukovyi visnyk NAU* [Scientific Bulletin of NAU], vol. 63, pp. 263–267. (in Ukr.)
- Grusha V. V., Gudkov I. N. (2008). [Zn and Mn microelements action on the accumulation radionuclides ^{137}Cs and ^{90}Sr decreasing and on productivity of plants]. *Scientific Bulletin of the Uzhhorod University. Series Biology*, vol. 24, pp. 149–151. (in Ukr.)
- Vinichuk M. M., Mandro Yu. N. (2021). Translocation of some of the microelements within grain and straw of spring wheat of the Struna Mironovs'ka variety after foliar fertilization on soils contaminated by radionuclides. *Environmental sciences*, vol. 34, no. 7, pp. 167–174. doi.org/10.32846/2306-9716/2021.eco.7-34.28.
- Corcho-Alvarado J. A., Balsiger B., Sahli H., Astner M., Byrde F., Röllin S., Holzer R., Mosimann N., Wüthrich S., Jakob A., Burger M. (2016). Long-term behavior of ^{90}Sr and ^{137}Cs in the environment: case studies in Switzerland. *Journal of environmental radioactivity*, vol. 160, pp. 54–63. doi.org/10.1016/j.jenvrad.2016.04.027.
- Bidenko V., Slavov V., Trohumenko V., Kalchuk L. (2016). *Radioactivity and yield of leguminous fodder crops in its feeding by complexonates of microelements. Agrobiodiversity for improving nutrition, health and life quality: scientific proceedings*. Nitra: Slovak university of agriculture in Nitra, pp. 30–34.
- Bidenko V. M., Kalchuk L. A., Trochymenko V. Z. (2019). Effectiveness of usage of salts and compounds of micro-

- elements in the growth of lupin on radioactive contaminated soils. *Podilian Bulletin: Agriculture Engineering Economics*, vol. 30, no. 1, pp. 9–14. doi.org/10.37406/2706-9052-2019-1-1.
14. Bidenko V., Trokhymenko V., Antoniuk V., Halytskyi P. (2020). Changes in radioactivity of milk and productivity of cows when used in feeding complexonates of copper elements of copper, manganese, zinc. *Bulletin of Sumy National Agrarian University. The Series: Livestock*, vol. 41, no. 2, pp. 24–28. doi.org/10.32845/bsnau.lvst.2020.2.4.
 15. Bidenko V. M., Mamchenko V. Yu., Lavrynyuk O. O., Abramova A. K., Gurskyi E. H. (2022). [The influence of trace elements cobalt, copper, manganese, zinc on the mineral composition of milk of cows in the zone of radioactive contamination]. *Tavriiskyyi naukovyi visnyk. Ser. Silskogospodarski nauky* [Taurian Scientific Bulletin. Series: Agricultural sciences], vol. 123, pp. 159–166. (in Ukr.)
 16. Bidenko V. M., Trokhymenko V. Z., Malitskyi V. O., Malitska A. S., Deineka M. V., Peshkova N. O. (2021). [Productivity, qualitative composition and radioactivity of milk of cows when feeding them with microelement complexes]. *Visnyk Sumskogo natsionalnogo universytetu. Seriya Tvarynnnytsvo* [Bulletin of Sumy National Agrarian University. The series: Livestock], vol. 47, no. 4, pp. 55–59. (in Ukr.)
 17. Trunova E., Rogovtsov A., Mazurenko E., Shtemenko N., Makotrik T. (2001). [Photochemical activity of complexes of Mn(II) with ethylenediaminedisuccinic acid]. *Ukrainskiy Khimicheskyy Zhurnal* [Ukrainian Chemical Journal], vol. 67, no. 1, pp. 7–11. (in Rus.)
 18. Mazurenko E. A., Trunova E. K. (2001). [Biologically active complexes based on succinic acid]. *Ukrainskiy Khimicheskyy Zhurnal* [Ukrainian Chemical Journal], vol. 67, no. 7, pp. 24–32. (in Rus.)
 19. Gudkov I. M., Grusha V. V., Grysyuk S. M., Trunova O. K., Rogovtsov O. O. (2004). [Effectiveness of foliar fertilization of lupine and rapeseed with trace elements complexonates in reducing the accumulation of radionuclides and increasing plant productivity]. *Naukovyi visnyk NAU* [Scientific Bulletin of NAU], vol. 790, pp. 233–238. (in Ukr.)
 20. Shadchyna T. M., Priadkina G. O., Trunova O. K. (2008). [Antichlorosis properties of microelement complexes (iron and copper)]. *Physiologiya i Biokhimiya kulturnykh rastenyi* [Physiology and Biochemistry of Cultivated Plants], vol. 40, no. 5, pp. 435–440. (in Ukr.)
 21. Bidenko V. M., Trunova O. K., Kurachenko N. M., Shubenko O. I. (2008). [The effectiveness of the use of trace elements complexonates in order to reduce the accumulation of ^{137}Cs and ^{90}Sr in the green mass of vetch]. *Zbirnyk naukovykh prats Vinnytskoho Derzhavnoho Agrarnoho Universytetu* [Collection of scientific works of Vinnytsia State Agrarian University], vol. 34, no. 2, pp. 100–104. (in Ukr.)
 22. Berehnytska O. S., Trunova E. K., Makotrik T. A., Grusha V. V. (2004). [Heterometal complexes of Zn(II) and Mn(II) with biological active complexones]. *Ukrainskiy Khimicheskyy Zhurnal* [Ukrainian Chemical Journal], vol. 70, no. 9, pp. 7–9. (in Ukr.)
 23. Bidenko V. M., Kurachenko N. M., Trunova O. K., Lavreniuk O. O., Osadcha O. V. (2008) [Radio-ecological and productive assessment of the use of microelement complexes in the cultivation of fodder crops of the “Polissia” STOV of the Narodnytsky District]. *Visnyk Derzhavnoho Agroekologichnoho Universytetu* [Bulletin of the State Agroecological University], vol. 1, pp. 49–54. (in Ukr.)

Надійшла 16.10.2023

Received 16.10.2023

70-річчя

академіка НАН України

А. В. Носовського

2 січня виповнюється 70 років відомому вченому в галузі діагностики, надійності та безпеки експлуатації ядерних енергетичних установок, докторові технічних наук, професору, лауреату Державної премії України в галузі науки і техніки, директорові Інституту проблем безпеки атомних електростанцій НАН України та головному редактору науково-технічного журналу «Ядерна енергетика та довкілля» академіку НАН України Анатолію Володимировичу Носовському. А. В. Носовський народився 2 січня 1954 р. у м. Маріїнську Кемеровської області. Після закінчення навчання в Ленінградському політехнічному інституті в 1978 р. розпочав наукову та трудову діяльність в Інституті атомної енергії ім. І. В. Курчатова Міністерства середнього машинобудування СРСР.

У 1986 р. під час аварії на Чорнобильській АЕС А. В. Носовський був направлений на ліквідацію її наслідків для виконання робіт із забезпечення радіаційного захисту під час будівництва об'єкта «Укриття» та підготовки до післяаварійного пуску енергоблоків Чорнобильської АЕС. З 1988 по 1998 рр. працював на Чорнобильській АЕС, де пройшов шлях від старшого інженера цеху радіаційної безпеки до заступника генерального директора. Працював у Державному науково-технічному центрі з ядерної та радіаційної безпеки Державної інспекції ядерного регулювання України та НАН України на посаді заступника директора з наукових питань. З 2004 р. працює в Інституті проблем безпеки атомних електростанцій НАН України, де пройшов шлях від завідувача відділу до директора інституту.



Наукові здобутки А. В. Носовського присвячені розробленню методів радіаційного контролю та впровадженню їх шляхом створення автоматизованих систем дозиметричного й технологічного контролю ядерних установок; розробці теоретичних та практичних методів, спрямованих на забезпечення безпеки під час експлуатації ядерних установок; дослідженням радіаційного впливу на навколишнє середовище, розробці методів реабілітації територій, які зазнали радіоактивного забруднення; науково-технічних та методичних основ щодо зняття з експлуатації енергоблоків АЕС, а також перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему. Засновник і керівник наукової школи з проблем безпеки експлуатації ядерних установок.

Він є автором понад 300 наукових публікацій, серед яких 19 монографій і навчальних посібників для вищих навчальних закладів.

Колеги сердечно вітають Анатолія Володимировича з ювілеєм, бажають міцного здоров'я, творчого довголіття і нових здобутків у царині науки.

Правила для авторів

Загальні вимоги

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

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

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

4. Редакція приймає статті українською або англійською мовою.

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

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

7. На титулі статті має бути представлено її УДК.

Українською та англійською мовами слід навести:

прізвище, ім'я та по батькові автора;

його учений ступінь, звання, посаду, ідентифікатор ORCID;

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

назву статті;

анотацію;

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 випливають 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 1 000 знаків. Оскільки єдиним джерелом інформації щодо змісту статті для іноземних спеціалістів є анотація англійською мовою, вона має бути більшою за обсягом (не менше 1 800 знаків), більш структурованою та не має бути перекладним варіантом анотації українською. Оптимальним для такої анотації є структурування відповідно до основних елементів самої статті (актуальність, матеріали та методи, висновки тощо). Вона має бути інформативною (позбавленою загальних слів), змістовною (відображати основний зміст статті та результатів досліджень) і містити термінологію, характерну для іноземних спеціальних текстів. Неприйнятним є нередатований автоматичний переклад за допомогою онлайн-сервісів.

Ключові слова використовуються для індексування роботи в електронних системах та мережі Інтернет. Чим краще будуть підбрані ключові слова до роботи, тим більше людей зможуть її знайти, здійснюючи пошук за такими самими ключовими словами. Це збільшить читаність статті, а отже, підвищить

ймовірність її цитування. Ключові слова повинні відображати зміст статті та бути конкретними у своїй предметній галузі.

Структура статті передбачає такі основні розділи:

вступ;

стан проблеми та аналіз літературних даних;

постановка завдань дослідження;

матеріали дослідження, експериментальна частина;

інтерпретація результатів та їх апробація;

висновки.

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

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

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

Правильно підібраний літературний огляд передбачає:

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

посилання на дослідження різних дослідницьких груп;

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

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

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

Джерела в тексті статті повинні бути відсортовані за порядком згадування.

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

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

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

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

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

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

Список використаної літератури

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

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

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

Після статті українською мовою має бути розміщено два списки:

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

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

Для статті англійською мовою достатньо лише списку References.

Оформлення бібліографічного списку «Список використаної літератури»

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

2. Бібліографічний опис складають за такою загальною формою:

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

Елементи, виділені жирним шрифтом, є факультативними.

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

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

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

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

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

Оформлення списку літератури «References»

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

2. За основу побудови посилання в списку літератури латиницею в журналі «Ядерна енергетика та довкілля» взято принципи формування бібліографічних посилань American Psychological Association (APA).

Відповідно до специфіки адаптації бібліографічного опису матеріалів українською та російською мовами враховано рекомендації експерта бази даних Scopus О. В. Кирилової.

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

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

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

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

6. Для транслітерування прізвищ авторів, назв статей, книжок, видавництв тощо варто користуватися онлайн-конвертерами окремо для українською та російською мов, 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».

