

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT



Науково-технічний журнал

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

№ 1 (32) 2025

Співзасновники:

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

Акціонерне товариство «Національна атомна енергогосподаруюча компанія "Енергоатом"» (НАЕК «Енергоатом»)

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@isprnp.kiev.ua

Затверджено до друку вченою радою ІПБ АЕС НАН України
(протокол № 7 від 19 травня 2025 р.)

Підписано до друку 19.06.2025. Формат 60 × 90 1/8
Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 10,5
Тираж 120 пр. Зам. № 229

Віддруковано ФОП Андрієвська Антоніна Петрівна,
04210, м. Київ, вул. Севастопольська, 12/22, кв. 25

Головний редактор

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

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., чл.-кор. НАН України, 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),

Зелений О. В., директор філії ВП «Науково-технічний
центр» АТ «НАЕК «Енергоатом»,

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

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

Лавренов Д. А., канд. політ. н., перший віцепрезидент, ви-
конавчий секретар ГО «УкрЯТ»,

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

Пишинко 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 Лютото А. О. (ІПБ АЕС НАН України)

© ІПБ АЕС НАН України, 2025

© ГО «УкрЯТ», 2025

© НАЕК «Енергоатом», 2025

ЗМІСТ

CONTENTS

V. V. Goranchuk, V. I. Borysenko, V. V. Stadnik,
M. M. Palamarchuk, E. M. Chalyi
Energy deposition analysis for VVER-1000
core internals.....3

Є. О. Шахов, В. В. Лахай, Є. О. Александров,
Ю. А. Сапожников
Розробка імовірнісного аналізу безпеки
для багатоблокових АЕС на прикладі
Хмельницької АЕС. Етапи 1 та 2..... 11

Г. І. Шараєвський
Проблеми оперативної діагностики
корозійних пошкоджень оболонок твेलів
у реакторах типу ВВЕР.....22

О. В. Михайлов, І. С. Скитер, О. В. Мясников,
Т. В. Тимошенко
Дослідження розподілу питомої активності
реперних нуклідів у металовідходах,
що спрямовуються ДСП «Чорнобильська АЕС»
на звільнення від регулюючого контролю,
та оцінка їхньої відповідності діючому
радіонуклідному вектору33

Л. І. Павловський, Д. В. Городецький,
В. В. Деренговський, Є. А. Меньшенін, С. Г. Брилка
Параметри радіаційного стану окремих зон
виконання робіт з демонтажу нестабільних
конструкцій об'єкта «Укриття» на період
подовження терміну його експлуатації45

М. М. Талерко, Т. Д. Лев, О. Г. Тищенко,
Ю. І. Кузьменко
Моделювання радіоактивного забруднення
атмосфери внаслідок природних пожеж у зоні
відчуження у вересні 2024 р.53

І. В. Куцина, В. С. Гавриленко, К. В. Сімейко
Результати діяльності Інституту проблем
безпеки атомних електростанцій
НАН України у 2024 р.68

Правила для авторів80

V. V. Goranchuk, V. I. Borysenko, V. V. Stadnik,
M. M. Palamarchuk, E. M. Chalyi
Energy deposition analysis for VVER-1000
core internals3

Ie. O. Shakhov, V. V. Lakhai, Ye. O. Aleksandrov,
Yu. A. Sapozhnykov
Development of multi-unit probabilistic safety
assessment using the Khmelnytskyi NPP site
as an example 11

G. I. Sharaievskiy
Problems of operational diagnostics of corrosive
damage of fuel element claddings
in VVER reactors.....22

O. V. Mykhailov, I. S. Skiter, O. V. Miasnykov,
T. V. Tymoshenko
Study of specific activity distribution
of key nuclides in metal waste forwarded
for exemption from regulatory control
in the SSE “Chornobyl NPP”, and assessment
of their compliance with the current
radionuclide vector33

L. I. Pavlovskiy, D. V. Gorodetskiy,
V. V. Derenhovskiy, Ye. A. Menshenin, S. G. Brylka
Radiation conditions parameters in specific areas
of work on unstable structures dismantling
of the Shelter object for the period of extension
of its operational life.....45

M. M. Talerko, T. D. Lev, O. G. Tyshchenko,
Yu. I. Kuzmenko
Modeling of radioactive contamination
of the atmosphere due to natural fires
in the Exclusion Zone in September 202453

I. V. Kutsyna, V. S. Havrylenko, K. V. Simeiko
The work results of the Institute for Safety
Problems of Nuclear Power Plants
of the NAS of Ukraine in 2024.....68

Author Guidelines80

V. V. Goranchuk¹, V. I. Borysenko¹, V. V. Stadnik², M. M. Palamarchuk², E. M. Chalyi²

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

² Branch of SS "Scientific and Technical Center" of JSC NNEGC "Energoatom", 22-24, Hoholivska st., Kyiv, 01054, Ukraine

Energy Deposition Analysis for VVER-1000 Core Internals

Keywords:

energy deposition,
core internals,
core baffle,
VVER-1000,
MCNP

Calculation of energy deposition in metal structures under the influence of reactor irradiation is an important task in analyzing the state of reactor pressure vessel (RPV). Correct determination of energy deposition is important for obtaining initial data for assessing: temperature fields in the RPV, radiation swelling of the RPV material, and changes in the geometry of the RPV. The article presents the results of numerical modeling in the MCNP code of the process of energy deposition formation in the VVER-1000 reactor pressure vessel. The main components of energy deposition in the core baffle were considered. The energy deposition is caused by the interaction of neutrons and gammas with the core baffle material. Since there are prompt and delayed neutrons and gammas, it is necessary to take them all into account. In the model of reactor core, the prompt neutron sources are fission neutrons. Prompt gammas are produced directly during fuel fission, as well as during the interaction of neutrons with fuel (without fission), fission products, structural materials, and coolant (moderator). Delayed neutrons and gammas are emitted during the radioactive decay of fuel fission products. The amount of delayed neutrons is insignificant (0.68% for ^{235}U), the amount of delayed gammas is already significant and commensurate with the amount of prompt fission gammas. For the production of delayed particles (neutrons, gammas, beta particles, alpha particles and positrons) in the MCNP6 code, the ACT card can be used. The ACT card of the MCNP6 code is promising for modeling the delayed gammas from the decay of radioactive fission products, but it is not suitable for this calculation because it does not work together with the NONU card. Therefore, the determination of the delayed gammas was performed using the SCALE program package. The calculation results showed that the energy deposition is almost entirely due to the interaction of gammas with the core baffle material, with the contribution of delayed fission gammas to the total energy deposition amounting to 1.4–21.1%, depending on the core baffle region. Since the contribution from delayed gammas is maximum in the area where the most energy deposition is observed — on the inner surface of the core baffle — its accounting is mandatory.

In Ukraine, most of the operating VVER-1000 power units are either in long-term operation or approaching it. In this regard, there is a need to assess the technical condition and predict the remaining service life of equipment, including core internals (CIs), taking into account radiation exposure — particularly energy deposition in

the reactor core baffle — throughout the entire operational period.

Energy deposition in the CIs is not a cumulative process but is determined by the current state of the reactor core (RC) — namely, reactor power, fuel assembly (FA) burnup depth, volumetric distribution of coolant densi-

© V. V. Goranchuk, V. I. Borysenko, V. V. Stadnik, M. M. Palamarchuk,
E. M. Chalyi. License CC BY 4.0

ty, and the critical concentration of boric acid. Therefore, for a conservative assessment, calculations should be performed for the moments of the fuel campaign that result in the maximum energy deposition in the CIs.

The assessment of energy deposition in the core baffle was performed using the Monte Carlo method with the MCNP 6.1 computer code [1]. To date, a substantial body of verification data has been accumulated regarding the use of the MCNP code in various fields of nuclear engineering, the design of new nuclear installations, and scientific research. Analysis of this data shows that the code, in all calculation modes and with the cross-section libraries supplied with the code distribution, accurately reproduces the results of benchmark experiments, which provides confidence in the reliability of the obtained results.

An analysis of the problem of determining radiation loads on the CIs of VVER-1000 reactor, based on accumulated experience, has shown that for this type of calculation, it is not necessary to use a full-scale reactor model. It is sufficient to model in detail the RC, the core baffle, the core barrel (CB), and the water layer between the reactor pressure vessel and the CB within a 60-degree symmetry sector (see Fig. 1). Vertically, the model is bounded by the upper plate of the protective tube unit (PTU) and 15 cm from the bottom of the faceted belt.

According to [2], the simulation model must use data on the materials and geometric parameters of the modeled reactor unit. These data include the composition of materials, temperatures and densities of materials by regions, as well as the geometry of the reactor unit,

which comprises a detailed description of the RC, down to sub-assembly level modeling of the FAs and in-vessel components (baffle, core barrel).

The model was developed based on the following components:

- reactor core;
- core baffle;
- PTU;
- core barrel;
- reactor pressure vessel.

The model includes a 60-degree sector of the RC, in which FAs with detailed geometry, including top and bottom nozzles, are modeled. In the MCNP code, the core baffle is represented as a series of rings with grooves and flanges on the outer surface, as well as a faceted inner surface that precisely replicates the external contours of the core. A corresponding gap filled with coolant is defined between the inner surface of the baffle and the outer boundary of the core. The baffle model also accounts for all vertical cooling channels, as well as horizontal and vertical grooves on its outer surface, which further enhance the cooling of the baffle material. Beyond the baffle, separated by a coolant-filled gap, CB lies. Structurally, the CB is a cylindrical shell with a flange and an elliptical bottom head.

It is evident that the sections of the core baffle and the CB located opposite the fuel region of the RC are subjected to the highest neutron irradiation. This area also corresponds to the maximum neutron fluence and energy deposition within the baffle.

The RC serves as the source of neutrons and defines the conditions for neutron transport from the point of generation to the point of detection within the model. Therefore, to accurately simulate neutron fluxes in the core baffle and CB, it is essential to model the geometry and material composition of the RC in detail, taking into account the axial variation in coolant density and fuel burnup in each FA.

When defining the neutron source for energy deposition calculations, all FAs within one-sixth of the RC were used. A sub-assembly level distribution of neutron source intensity was specified within each FA.

The isotopic composition was calculated using the ORIGEN-ARP computational sequence from the SCALE 6.1 code package [3]. The isotope composition of the spent fuel included the following 29 isotopes: ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{147}Pm , ^{149}Pm , ^{103}Rh , ^{105}Rh , ^{147}Sm , ^{148}Sm , ^{149}Sm , ^{150}Sm , ^{151}Sm , ^{152}Sm , ^{131}Xe , ^{135}Xe , ^{135}I , ^{115}In , ^{83}Kr , ^{143}Nd , ^{145}Nd , ^{237}Np , ^{99}Tc , and ^{16}O . These isotopes saturate the full cross section of neutron interaction with matter by 98%.

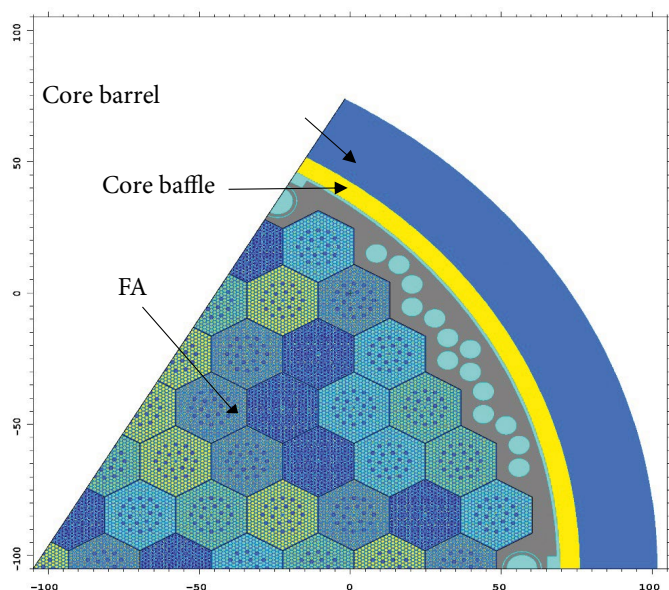


Fig. 1. Diagram of the simulation model

In MCNP, there are two types of calculations:
criticality calculations (KCODE);
with a fixed source (SDEF).

Since the k_{eff} calculation (KCODE) involves performing successive cycles of fission (in the MCNP code, the computational equivalent of neutron generation is the k_{eff} cycle), the criticality calculation in MCNP follows a different programming logic compared to problems with a fixed source. The calculation requires a special criticality source, which is incompatible with user-defined sources. Unlike fixed source problems, where the source does not change throughout the calculation, the criticality source changes from cycle to cycle. The spatial distribution of the source for the KCODE calculation is as follows:

for the first cycle, the locations of the fission sources are taken from one of the cards — KSRC, SDEF, or SRCTP;

after the first cycle, the locations of the fission sources are taken from the previous cycle.

Energy deposition calculations in the CB were performed using a fixed neutron fission source defined in the SDEF card. Since the fission neutrons were already accounted for in the fixed source, the NONU card was used without parameters (without any entries). If the NONU card is present but without parameters, it means that all entries are set to "0", indicating that fission in all cells is treated as absorption, while gammas are still produced. Without the ability to turn off fission, performing a fixed-source calculation would not be possible due to system criticality and because the fission neutrons had already been accounted for. The use of the NONU card in non-KCODE mode allows for the correct execution of this task by treating fission as simple absorption.

To generate delayed particles (neutrons, gammas, beta particles, alpha particles, and positrons) in the MCNP6 code, the ACT card can be used. The ACT card has the following keywords: fission, nonfiss.

The fission keyword enables the generation of delayed particles from the decay of fission products that were formed as a result of fission induced by neutrons or photons. The nonfiss keyword enables the generation of delayed particles from the decay of activation products that were formed due to neutron and photon interactions (without fission). The ACT card can only be used in calculations with a fixed source.

The ACT card in MCNP6 code is a promising tool for modeling delayed gammas from fission products, but it is not suitable for this calculation because:

a critical system requires the use of the NONU card to suppress fission (which is already included in the source);

the ACT card cannot generate delayed gammas from fission products when the NONU card is used.

Therefore, the SCALE code package was used to determine the source of delayed gammas from fission products.

The energy deposition in the core baffle is primarily caused by the interaction of gammas with the atoms of the baffle material. The source of these gammas is the RC of the operating reactor. Gammas are produced as a result of nuclear interactions between neutrons and fissile isotopes (prompt gammas), as well as emitted by radioactive fission products (delayed gammas). There are three main mechanisms of energy deposition during the interaction of gammas with matter: the photoelectric effect, Compton scattering (Compton effect), and electron-positron pair production. As a result of these three fundamental mechanisms, the energy of the primary gamma is partially or completely transferred to atomic electrons, which then lose energy through ionization and radioactive deceleration. This process transfers kinetic energy to the crystalline lattice of the material, leading to heating of the material.

MCNP provides several options for calculation (registration) of flux-related quantities relevant to energy deposition calculations, including the F4 (with FM card), F6, and F7 cards [1]. The F4 card registers the neutron flux density, and when used in combination with the FM card, it can calculate the fission reaction rate as well as the energy deposition in a cell based on the number of fission events. The F6 card estimates energy deposition based on particle track length:

$$H_t = \frac{\rho_a}{m} \int dE \int dt \int dV \int d\Omega \sigma_t(E) H(E) \psi(\vec{r}, \hat{\Omega}, E, t), \quad (1)$$

where $H_t \left[\frac{\text{MeV}}{\text{g}} \right]$ is total energy deposition in the cell, $\rho_a \left[\frac{\text{atom}}{\text{barn} \cdot \text{cm}} \right]$ is atomic density, $m \text{ [g]}$ is mass of the cell, $\sigma_t \text{ [barn]}$ is microscopic total cross section, $\psi(\vec{r}, \hat{\Omega}, E, t) \left[\frac{\text{particles}}{\text{cm}^2 \cdot \text{shake} \cdot \text{MeV} \cdot \text{steradian}} \right]$ is angular flux, $H(E) \left[\frac{\text{MeV}}{\text{collision}} \right]$ is heating number, which represents the amount of energy deposited in interactions, and is defined separately for neutrons and gammas in formulas (2) and (3):

$$H_n(E) = E - \sum_i p_{i,n}(E) [\bar{E}_{i,n,out}(E) + \bar{E}_{i,\gamma,out}(E) - Q_i], \quad (2)$$

$H_n(E) \left[\frac{\text{MeV}}{\text{collision}} \right]$ is heating number for neutrons,
 $p_{i,n}(E)$ is probability of reaction occurring upon collision with a neutron of energy E ,

$\bar{E}_{i,n,out}(E)$ [MeV] is average kinetic energy of outgoing neutrons for reaction when the incident neutron has kinetic energy E ,

$\bar{E}_{i,\gamma,out}(E)$ [MeV] is average kinetic energy of emitted gammas for reaction with an incident neutron of energy E ,

Q_i [MeV] is energy release (or: heat, thermal effect) of reaction (the Q -value represents the change in rest energy of the nuclei and all particles involved in the interaction, and is defined as the difference in rest mass before and after the reaction, $Q = \Delta m \cdot c^2$, Δm where is the mass difference, and is the speed of light).

$$H_\gamma(E) = E - \sum_{i=1}^3 p_{i,\gamma}(E) [\bar{E}_{i,\gamma,out}(E)], \quad (3)$$

$H_\gamma(E) \left[\frac{\text{MeV}}{\text{collision}} \right]$ is heating number for gammas,

$p_{i,\gamma}(E)$ is probability of reaction upon collision with a gamma of energy E ,

$\bar{E}_{i,n,out}(E)$ [MeV] is average energy of the outgoing γ -radiation for reaction upon incident gamma with energy E ,

$i = 1$ is incoherent (Compton) scattering,

$i = 2$ is pair production; $\bar{E}_{i,out}(E) = 2m_0c^2 = 1.022016$ MeV (where m_0c^2 is the electron rest energy),

$i = 3$ is photoelectric absorption $\bar{E}_{i,out}(E) = 0$.

The F7 card estimates the energy deposition during fission based on the particle track length as follows:

$$H_f = \frac{\rho_a}{m} Q \int dE \int dt \int dV \int d\Omega \sigma_f(E) \psi(\vec{r}, \hat{\Omega}, E, t), \quad (4)$$

where $H_f \left[\frac{\text{MeV}}{\text{g}} \right]$ is total energy deposition in the cell during fission, σ_f [barn] is fission cross-section, Q [MeV] is energy released per fission event, the remaining parameters are the same as in equation (1).

To collect energy deposition data, the energy tally + F6 was used, which accumulates information on all energy losses by all particles within the specified geometric regions of the model. To separately evaluate the contributions from neutrons and gammas, the tally cards F6: n and F6: p were used, respectively. The baffle was divided into elementary cells, within which data on total energy losses were collected.

The components of energy deposition that were taken into account include:

energy deposition from gammas (prompt) produced as a result of fuel fission;

energy deposition from gammas (prompt) produced during the interaction of neutrons with fuel material without fission, as well as with fission products;

energy deposition from gammas (delayed) emitted by radioactive fission products;

energy deposition from gammas (prompt) produced during the interaction of neutrons with baffle material in (n, γ) reactions;

energy deposition from gammas (prompt) produced during the interaction of neutrons with baffle material without (n, γ) reactions;

energy deposition from gammas (prompt) produced as a result of the interaction of neutrons with materials in the fuel rod cladding, guide channels, central tube, and coolant.

As a result of the assessment, the energy deposition profile in the baffle was obtained (see Fig. 2), which included contributions from both neutrons and gammas. The highest energy deposition for the considered loading occurs at the central tooth of the baffle (located at a 30° angle in Fig. 1), while the lowest energy deposition is observed on the outer surface of the baffle. The ratio of maximum to minimum energy deposition is approximately 20 times in the horizontal section.

The energy deposition from fission neutrons is negligible, accounting for a maximum of approximately 3.3% on the inner surface of the baffle (see Fig. 3).

The energy deposition is almost entirely due to the interaction of gammas with the baffle material, accounting for 96.7% to 99.3% of the total energy deposition, depending on the area of the baffle (see Fig. 4). Together, the energy deposition data from Figs. 3 and 4 form 100% of the total energy deposition.

The energy deposition from delayed gammas (produced from fission) can account for a maximum of approximately 21.7% of all gammas, with the highest contribution observed in the area of maximum energy deposition in the baffle — on the inner surface (see Fig. 5). This necessitates their mandatory inclusion in the calculations of energy deposition in the baffle.

The contribution to energy deposition from prompt gammas relative to all gammas is maximal on the outer surface of the baffle, reaching up to 98.6% (see Fig. 6). Together, the energy deposition data from Figs. 5 and 6 form 100% of the total energy deposition.

Up to 71.6% of the energy deposition from all gammas is due to gammas that were produced within the fuel (see Fig. 7):

prompt, during fission;

delayed, due to radioactive decay of fission products;

prompt, during neutron interaction with fuel but without fission.

The components of energy deposition from prompt gammas are shown in Figs. 8–12. Energy deposition in Figs. 8–10 together accounts for 100% of the total energy

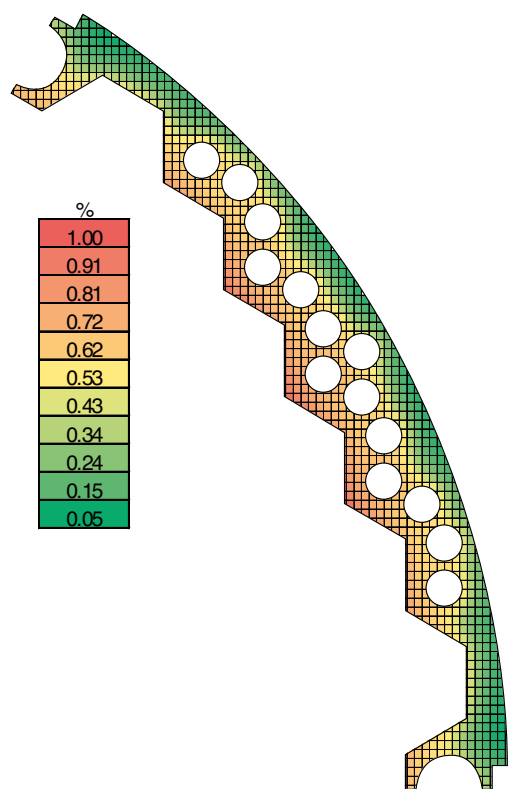


Fig. 2. Profile of energy deposition in the core baffle

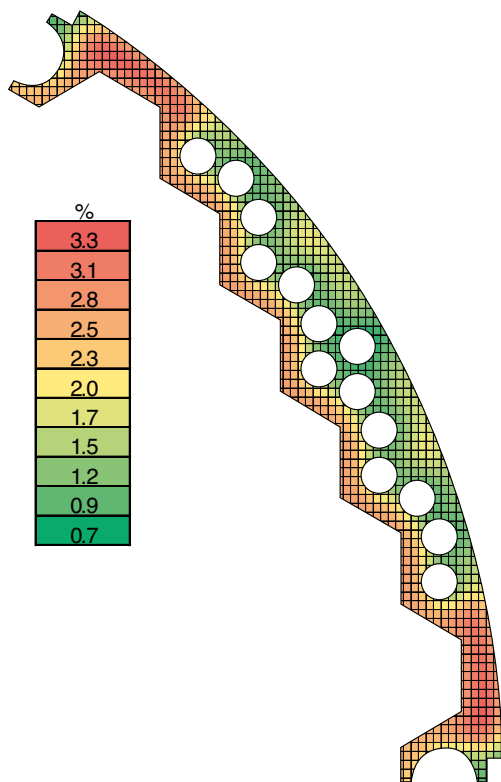


Fig. 3. The ratio of energy deposition from fission neutrons to total energy deposition, %

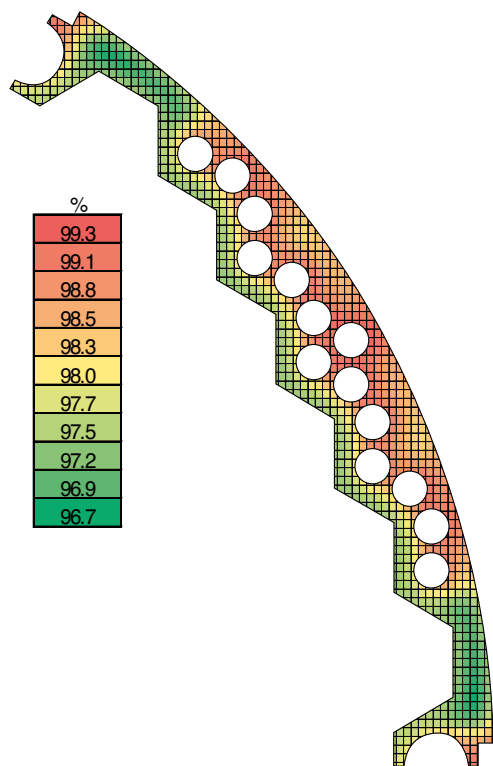


Fig. 4. Ratio of energy deposition from gammas to total energy deposition, %

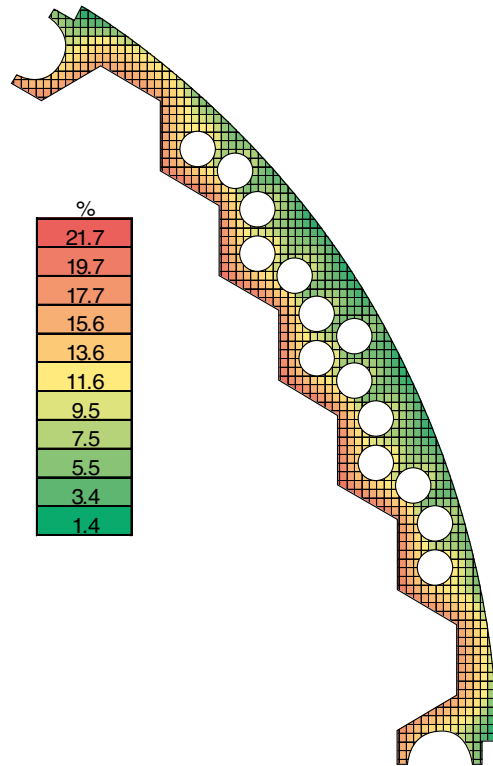


Fig. 5. Ratio of energy deposition from delayed fission gammas to total gammas, %

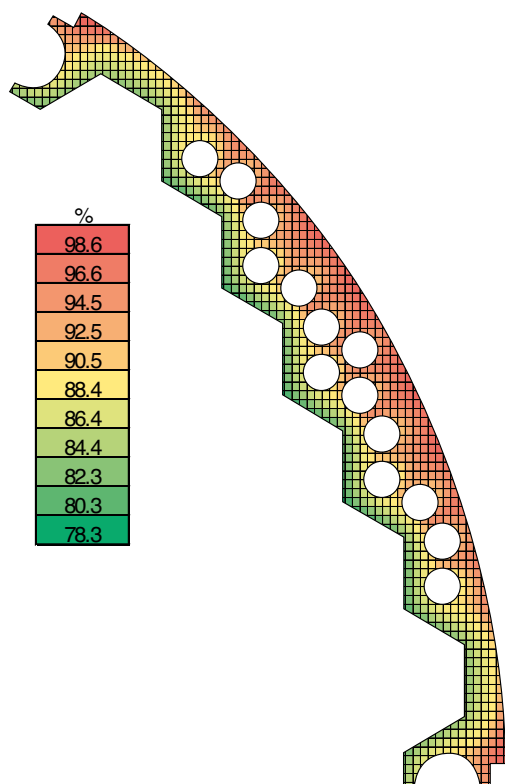


Fig. 6. Ratio of energy deposition from prompt gammas to total gammas, %

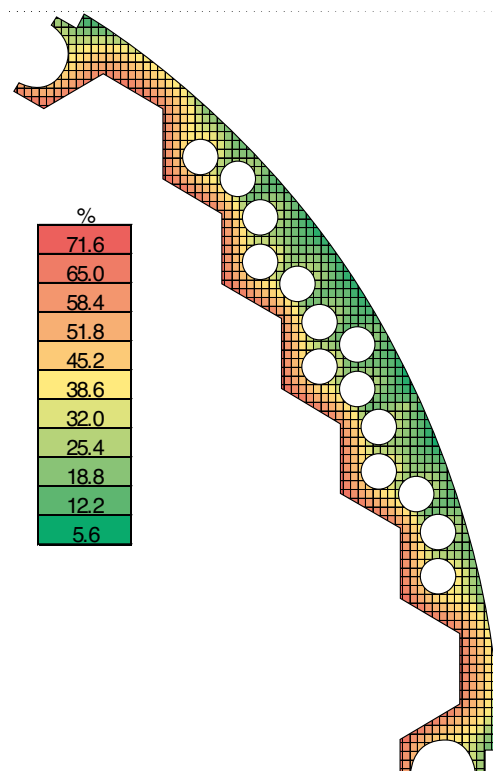


Fig. 7. Ratio of energy deposition from all gammas (prompt and delayed) generated in the fuel by neutrons to total gammas, %

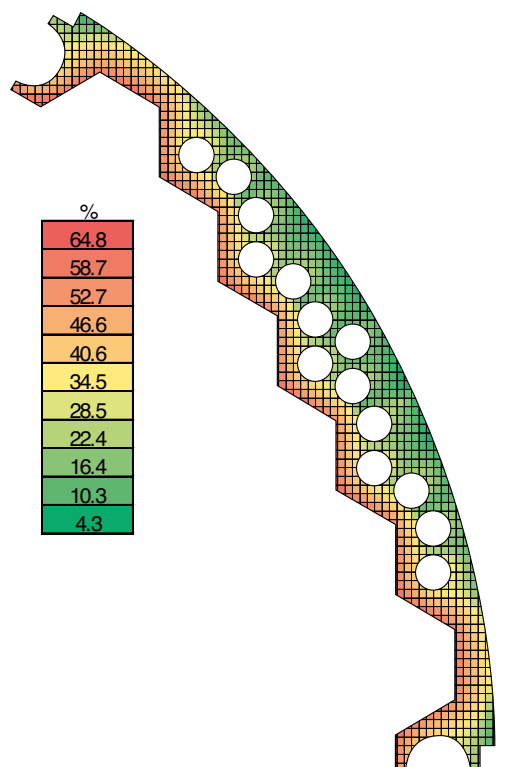


Fig. 8. Ratio of energy deposition from prompt gammas generated in the fuel by neutrons to total prompt gammas, %

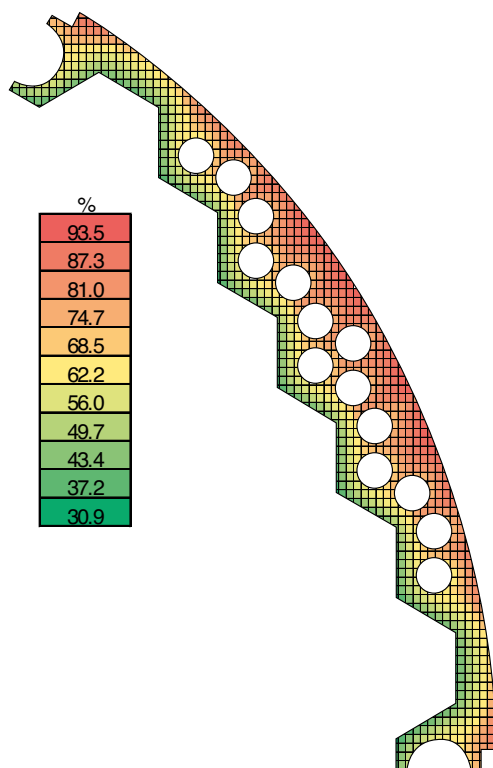


Fig. 9. Ratio of energy deposition from prompt gammas generated in the core baffle by neutrons to total prompt gammas, %

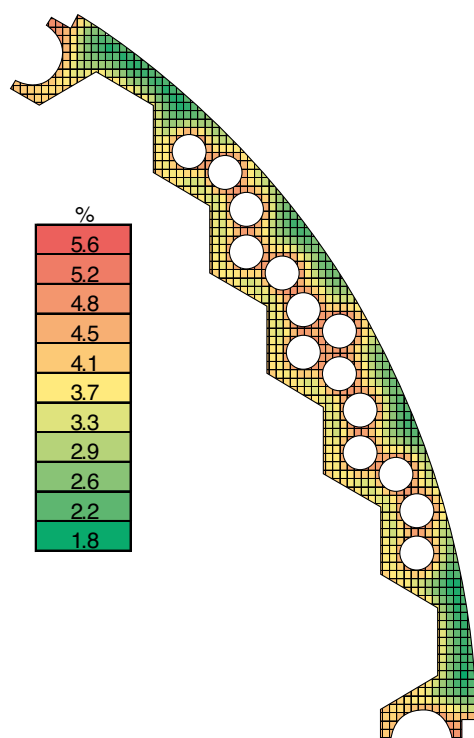


Fig. 10. Ratio of energy deposition from prompt gammas generated by neutron interactions with the materials of fuel rod cladding, guide tubes, central tube, and coolant to total prompt gammas, %

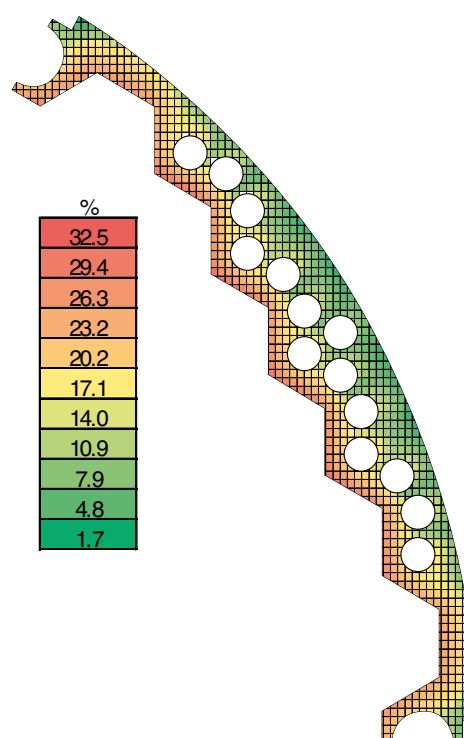


Fig. 11. Ratio of energy deposition from prompt fission gammas to total prompt gammas, %

deposition from all prompt gammas. The energy deposition shown in Figs. 11 and 12 together forms the energy deposition represented in Fig. 8.

The correct definition of energy deposition is important for obtaining input data for the evaluation of:
 temperature fields in CI.
 radiation-induced swelling of the CI material.
 changes in the geometry of the CI.

Conclusions

1. When calculating energy deposition in the core baffle, it is essential to account for the contribution of delayed fission gammas (1.4–21.1%, depending on the core baffle region), especially considering that this contribution is maximum in the area where the highest energy deposition is observed — on the inner surface of the core baffle.
2. The contribution of neutrons to energy deposition is negligible (0.7–3.3%, depending on the core baffle region), and for estimation (non-precise) calculations, it may be disregarded.
3. Although the direct energy deposition from neutrons is insignificant, their interaction with the core baffle metal generates secondary gammas, whose contribution to energy deposition is considerable (24.2–89.7%, depend-

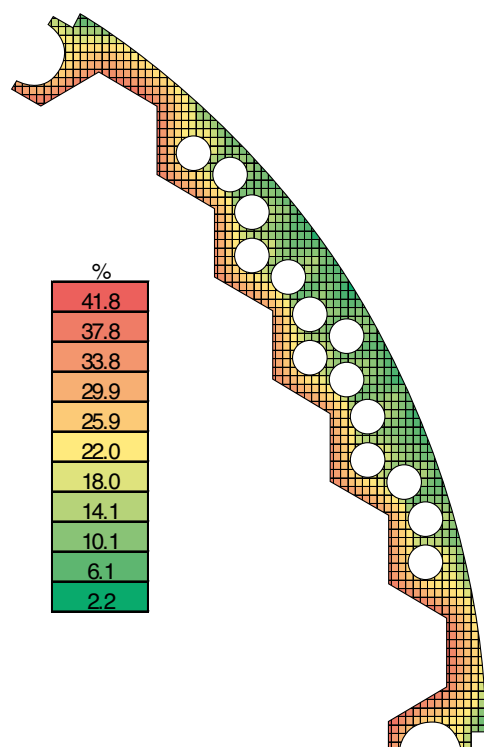


Fig. 12. Ratio of energy deposition from prompt gammas generated in the fuel by neutrons as a result of other reactions (excluding fission) to total prompt gammas, %

ing on the core baffle region), with a maximum on the outer surface of the core baffle.

4. The energy deposition in the maximum region — on the inner surface of the core baffle — is mainly determined by gammas generated in the fuel (up to 69.7%).

References

1. MCNP6 User's Manual. Code Version 6.1., LA-CP-13-00634, May 2013.
2. Regulatory Guide 1.190 "Calculational and dosimetry methods for determining pressure vessel neutron fluence", NRC USA, March 2001.
3. Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design. ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, June 2011.

**В. В. Горанчук¹, В. І. Борисенко¹, В. В. Стаднік²,
М. М. Паламарчук², Е. М. Чалий²**

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

² Філія ВП «Науково-технічний центр» АТ «НАЕК
«Енергоатом», вул. Гоголівська 22-24, м. Київ, 01054

Особливості визначення енерговиділення у ВКП ВВЕР-1000

Розрахунок енерговиділення в металоконструкціях під дією реакторного опромінення є важливим завданням при аналізі стану внутрішньокорпусних пристроїв (ВКП) реактора. Коректне визначення енерговиділення важливе для отримання вихідних даних для оцінки: температурних полів у ВКП, радіаційного розпухання матеріалу та формозміни ВКП. У статті наведено результати числового моделювання

в коді MCNP процесу формування енерговиділення у вигородці реактора ВВЕР-1000. Було розглянуто основні складові енерговиділення у вигородці.

Енерговиділення зумовлене взаємодією нейтронного- та γ - випромінювання з матеріалом вигородки. Оскільки складовими випромінювання є миттєві і запізнілі частинки (нейтрони і γ -кванти), то необхідно враховувати їх всіх. Джерелом миттєвих нейтронів є реакція поділу в паливі. Миттєві γ -кванти утворюються безпосередньо при діленні палива, а також при взаємодії нейтронів з паливом (без ділення), продуктами поділу, конструкційними матеріалами, теплоносієм. Запізнілі нейтрони і γ -кванти утворюються при радіоактивному розпаді продуктів поділу палива. Кількість запізнілих нейтронів є незначною (0,68 % для ^{235}U), кількість запізнілих γ -квантів вже є значною і співрозмірна з кількістю миттєвих γ -квантів поділу.

Для утворення запізнілих частинок (нейтронів, γ -квантів, бета-частинок, альфа-частинок та позитронів) в коді MCNP6 може бути використана картка АСТ. Картка АСТ коду MCNP6 є перспективною для моделювання запізнілих γ -квантів продуктів поділу, але не підходить для цього розрахунку оскільки разом з картою NONU (поділ розглядається як поглинання) вона не працює. Тому визначення запізнілих γ -квантів виконувалося за допомогою пакету програм SCALE. Результати розрахунку показали, що енерговиділення майже повністю зумовлено взаємодією γ -квантів з матеріалом вигородки, при цьому внесок запізнілих γ -квантів поділу у загальне енерговиділення склав 1,4–21,1 % в залежності від розрахункової зони вигородки. Оскільки внесок від запізнілих γ -квантів максимальний в зоні, де спостерігається найбільше енерговиділення — на внутрішній поверхні вигородки — то його врахування є обов'язковим.

Ключові слова: енерговиділення, ВКП, вигородка, ВВЕР-1000, MCNP.

Надійшла / Received 09.04.2025

Рекомендована до друку / Accepted 17.04.2025

Є. О. Шахов, В. В. Лахай, Є. О. Александров, Ю. А. Сапожников

Акціонерне товариство «Київський науково-дослідний та проектно-конструкторський інститут “Енергопроект”»,
просп. Берестейський, 4, Київ, 01135, Україна

Розробка імовірнісного аналізу безпеки для багатоблокових АЕС на прикладі Хмельницької АЕС. Етапи 1 та 2

Ключові слова:

ядерна безпека,
імовірнісний аналіз безпеки,
багатоблоковість,
Хмельницька АЕС

Розглядаються результати перших двох етапів дослідження з розробки імовірнісних аналізів безпеки (ІАБ) для багатоблокових (ББ) атомних електростанцій на прикладі Хмельницької АЕС (ХАЕС). На етапі 1 виконано аналіз відповідності чинної нормативно-правової бази України завданням ББ ІАБ. Виявлено, що чинні нормативні документи лише частково охоплюють аспекти оцінки ризиків¹ для АЕС із кількома енергоблоками, що вказує на необхідність їхнього подальшого удосконалення. На етапі 2 виконано оновлення інтегральних імовірнісних моделей (ІМ) енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС відповідно до обраної «дати замороження». Актуалізовані дані щодо параметрів надійності обладнання, частоти вихідних подій тощо. Оновлені ІМ використані для створення єдиної інтегральної імовірнісної моделі майданчика ХАЕС, що дало змогу на наступних етапах дослідження оцінити ризики від аварій для ББ АЕС.

Вступ

На сьогодні для всіх АЕС України в рамках виконання імовірнісних аналізів безпеки (ІАБ) розглядається перелік постульованих вихідних подій, внутрішніх та зовнішніх екстремальних впливів з урахуванням чинних вимог норм, правил та стандартів з ядерної та радіаційної безпеки (ЯРБ) України щодо одиничного енергоблоку та не враховується кількість енергоблоків на майданчику АЕС.

Натомість кожен майданчик АЕС характеризується набором внутрішніх і зовнішніх небезпек, що можуть ініціювати послідовність подій, які в подальшому кидають виклик життєво важливим функціям безпеки і спричиняють аварії за участі декількох енергоблоків. Наприклад, енергоблоки зазвичай використовують

загальну електричну мережу і кінцевий тепловідвід, а в деяких випадках мають загальні конструкції і системи, що забезпечують життєво важливі функції безпеки. Спільне використання систем зазвичай забезпечує додаткове резервування для кожного енергоблоку. Однак таке спільне використання систем також збільшує імовірність аварії на енергоблоках.

Враховуючи, що на майданчиках АЕС України розташовано від двох до шести діючих енергоблоків, а особливо на тлі національних планів щодо будівництва нових енергоблоків, питання встановлення критеріїв безпеки для майданчика та виконання відповідних аналізів експлуатуючою організацією потребує серйозного вивчення та опрацювання.

Наразі у світі активно проводяться дослідження, в яких для реакторів, на додаток до оцінки ризику

© Є. О. Шахов, В. В. Лахай, Є. О. Александров, Ю. А. Сапожников, 2025

¹ Математично виражене очікування негативних наслідків від діяльності, що проваджується [9].

від одиничного енергоблоку, потрібна оцінка інтегрального ризику від майданчика АЕС, тобто інтегральних значень частоти пошкодження активної зони (ЧПАЗ), частоти пошкодження палива в басейні витримки (ЧПП) та частоти граничного аварійного викиду (ЧГАВ) для багатоблокових (ББ) АЕС. Так, у світлі уроків безпеки, набутих з досвіду аварії на АЕС «Fukushima Daiichi», були розроблені рекомендації IAEA Safety Reports Series No. 96 [1]. Так, у розділі 1 зазначено, що оцінку ризику для майданчика АЕС з кількома енергоблоками необхідно проводити інтегральним способом, а не оцінювати кожен енергоблок окремо. Також було проведено велику кількість досліджень ризику від аварій для ББ АЕС, наприклад [2–9].

Метою цього дослідження є опанування технології розробки ББ ІАБ та отримання конкретних значень показників імовірнісного ризику.

Як базовий у рамках цього дослідження обрано майданчик Хмельницької АЕС (ХАЕС) з двома енергоблоками ВВЕР-1000. Для виконання кількісної оцінки імовірнісних показників безпеки (інтегральні ЧПАЗ та ЧГАВ) для майданчика ХАЕС будуть використані модифіковані актуальні інтегральні імовірнісні моделі (ІМ) енергоблоків № 1 та № 2.

Ця робота базується на інформації з відкритих джерел щодо оцінки ризику для ББ АЕС і є попереднім аналізом.

Дослідження складається з шести етапів.

Етап 1. Аналіз існуючих законів та іншої нормативної документації України у сфері ЯРБ.

Етап 2. Оновлення існуючих ІМ оцінки безпеки енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС відповідно до обраної «дати замороження»².

Етап 3. Аналіз наявних ІМ окремих енергоблоків ХАЕС з точки зору врахування ризику від багатоблоковості:

- аналіз вихідних подій;
- аналіз надійності персоналу;
- аналіз аварійних послідовностей ІАБ 1-го рівня;
- аналіз аварійних послідовностей ІАБ 2-го рівня.

Етап 4. Модифікація ІМ енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС з метою врахування результатів досліджень етапів 2 та 3 з точки зору оцінки ризику для ББ АЕС.

Етап 5. Розрахунок модифікованих ІМ. Виконання аналізів домінантних мінімальних перетинів та аварійних послідовностей, виконання аналізів невизначеності, значущості та чутливості.

Етап 6. Порівняння отриманих результатів розрахунку імовірнісних показників безпеки для май-

данчика ХАЕС з результатами розрахунку «базових» імовірнісних моделей для окремих енергоблоків.

У статті наведено опис виконання перших двох етапів цього дослідження.

Етап 1. Аналіз законодавства та нормативно-правової документації України у сфері ЯРБ

На цьому етапі виконано аналіз відповідності чинної нормативно-правової бази України завданням ББ ІАБ. Проаналізовано такі документи:

Закон України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку» [12];

Закон України «Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії» [13];

НП 306.2.245-2024 (НП 306.2.141-2008). Загальні положення безпеки атомних електростанцій [14];

НП 306.2.162-2010. Вимоги до оцінки безпеки атомних електростанцій [10];

НП 306.2.214-2017. Вимоги до періодичної переоцінки безпеки енергоблоків атомних електростанцій [15];

СОУ НАЕК 186:2019. Вимоги до структури та змісту звіту з періодичної переоцінки безпеки енергоблоків АЕС [16].

Короткий опис розглянутих законів та нормативних документів України

Закон України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку»

«Цей Закон є основоположним у ядерному законодавстві України. Він встановлює пріоритет безпеки людини та довкілля, визначає права та обов'язки громадян у сфері використання ядерної енергії, регулює діяльність, пов'язану з використанням ядерних установок та джерел іонізуючого випромінювання, а також закріплює правові основи міжнародних зобов'язань України щодо використання ядерної енергії» [12, преамбула].

«Основними завданнями ядерного законодавства є:

правове регулювання суспільних відносин під час здійснення всіх видів діяльності у сфері використання ядерної енергії;

створення правових засад системи управління у сфері використання ядерної енергії і системи регулювання безпеки під час використання ядерної енергії;

встановлення прав, обов'язків і відповідальності органів державної влади, підприємств, установ і організацій, посадових осіб і персоналу, а також грома-

² Дата, на яку зафіксовано технічний стан енергоблоку, для якого виконується ІАБ [11].

дзян стосовно їх діяльності, пов'язаної з використанням ядерної енергії;

визначення основних принципів радіаційного захисту людей та навколишнього природного середовища;

забезпечення участі громадян та їх об'єднань у формуванні державної політики у сфері використання ядерної енергії;

сприяння подальшому зміцненню міжнародного режиму безпечного використання ядерної енергії» [12, ст. 3].

Закон України «Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії»

«Цей Закон визначає правові та організаційні засади ліцензування діяльності у сфері використання ядерної енергії, а також загальні положення регулювання суспільних відносин, що виникають під час її здійснення, як виняток із загальних положень, установлених Законом України «Про ліцензування певних видів господарської діяльності».

«Дозвільна діяльність у сфері використання ядерної енергії спрямована на захист інтересів національної безпеки, забезпечення захисту людини та довкілля від впливу іонізуючого випромінювання, дотримання принципів радіаційного захисту, а також дотримання вимог режиму нерозповсюдження ядерної зброї» [13, преамбула].

НП 306.2.245-2024 (НП 306.2.141-2008). Загальні положення безпеки атомних електростанцій

«Загальні положення встановлюють цілі, принципи та критерії безпеки атомних електростанцій, а також вимоги до здійснення основних технічних і організаційних заходів, спрямованих на їх реалізацію та захист людей і навколишнього середовища від можливого радіаційного опромінення» [14, пункт 1.1].

«Дотримання цих положень є обов'язковим під час проведення робіт із розміщення, проектування, будівництва, введення в експлуатацію, експлуатації, зняття з експлуатації атомних електростанцій (атомних енергоблоків), а також проектування, виробництва та постачання вузлів і конструкцій для них» [14, пункт 1.2].

«Сфера застосування охоплює атомні електростанції (атомні енергоблоки) з водоводяними реакторними установками. Порядок і обсяг застосування цих Загальних положень для АЕС з іншими типами реакторних установок визначаються експлуатуючою організацією та погоджуються з органом державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки» [14, пункт 1.3].

НП 306.2.245-2024 є новою редакцією НП 306.2.141-2008, затвердженою наказом Держатомрегулювання України від 04.03.2024 № 195 «Про внесення змін до Загальних положень безпеки атомних станцій» та зареєстрованою в Міністерстві юстиції України 25 квітня 2024 р. за № 598/41943.

Перегляд Загальних положень безпеки атомних електростанцій, які були затверджені Держатомрегулюванням ще у 2007 р., на думку Державної інспекції ядерного регулювання України, був зумовлений необхідністю врахувати понад 16-річний досвід застосування, поточні національні та міжнародні вимоги та найкращі європейські практики регулювання ядерної та радіаційної безпеки.

Під час перегляду Загальних положень безпеки атомних електростанцій, у порівнянні з попередньою редакцією, основних змін зазнали розділи, що встановлюють критерії безпеки, вимоги до забезпечення реалізації стратегії глибокоєшелонованого захисту, вимог до аналізу безпеки, вимоги до проектування та експлуатації АЕС. При цьому, зокрема, були враховані такі сучасні міжнародні документи:

Директива Ради 2014/87/ЄВРАТОМ від 8 липня 2014 р. про внесення змін і доповнень до Директиви 2009/71/Євратом про встановлення рамок Співтовариства для ядерної безпеки ядерних установок;

IAEA. Safety Standards. Safety of Nuclear Power Plants: Design. Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (Rev. 1);

IAEA. Safety Standards. Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation Specific Safety Requirements No. SSR-2/2 (Rev. 1);

WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors 2020 та інші документи МАГАТЕ та WENRA [17].

НП 306.2.162-2010. Вимоги до оцінки безпеки атомних електростанцій

«Ці Вимоги встановлюють основні цілі та складові оцінки безпеки АЕС та визначають взаємозв'язок між звітами про оцінку безпеки на різних етапах життєвого циклу АЕС. Детальні вимоги до структури та змісту звітів з оцінки безпеки викладені в окремих нормативних документах з урахуванням положень цих Вимог» [10, пункт 1.1].

НП 306.2.214-2017. Вимоги до періодичної переоцінки безпеки енергоблоків атомних електростанцій

«Ці Вимоги встановлюють загальні вимоги до проведення періодичної переоцінки безпеки енергоблоків АЕС, порядок оформлення звітних документів про проведення періодичної переоцінки безпеки на етапі життєвого циклу «експлуатація ядерної установки», їх структуру та зміст. Вони є обов'язковими для вико-

нання всіма юридичними та фізичними особами, які здійснюють діяльність з переоцінки безпеки енергоблоків АЕС» [15, пункт 1 розділу «Загальні положення»].

СОУ НАЕК 186:2019. Вимоги до структури та змісту звіту про періодичну переоцінку безпеки енергоблоків АЕС

«Цей стандарт встановлює обсяги та підходи до формування звіту з періодичної переоцінки безпеки енергоблоків діючих АЕС (далі ЗППБ) і окремих факторів безпеки та комплексного аналізу, визначає структуру та зміст ЗППБ, який за результатами переоцінки надається до Держатомрегулювання кожні 10 років після початку експлуатації енергоблока або на вимогу Держатомрегулювання.

Вимоги цього стандарту є обов'язковими для структурних та відокремлених підрозділів ДП «НАЕК «Енергоатом», які здійснюють діяльність, пов'язану з переоцінкою безпеки енергоблоків атомних станцій, та обов'язкові для включення їх до тендерної документації та/або договорів з підрядними організаціями, які виконують розроблення звітів з періодичної переоцінки безпеки» [16].

Висновки щодо аналізу розглянутих законів та нормативно-правової бази України щодо аспектів ББ ІАБ

У результаті аналізу вищезазначених законів та нормативної документації України у сфері ЯРБ встановлено, що чинна нормативно-правова база України частково відповідає завданням ББ ІАБ.

Закон «Про дозвільну діяльність у сфері розвитку атомної енергетики» [13] визначає можливість розміщення кількох ядерних установок (ЯУ) на одному майданчику та визначає необхідну кількість ліцензій.

НП 306.2.245-2024 [14] містить наведені нижче вимоги.

«Для АС, на майданчику яких розташовано декілька ЯУ (включно зі сховищами відпрацьованого ЯП), враховується можливість впливу вихідної (початкової) події на всі ЯУ або на декілька ЯУ, що розташовані на майданчику АС, потенційний взаємний вплив таких ЯУ в разі виникнення вихідної (початкової) події на одній або декількох ЯУ майданчику АС, а також потенційний вплив наслідків аварії на іншому майданчику, якщо такий вплив не унеможливується умовами розташування АС та/або іншими факторами» (пункт 7 підрозділу 4 «Аналіз безпеки АЕС» Розділу V «Загальні організаційно-технічні принципи безпеки АС»);

«У разі застосування в проєкті енергоблоків багатоблокових АС систем, елементів і конструкцій, важливих для безпеки, які є спільними для декількох енергоблоків АС, відсутність негативного впливу такого проєктного рішення на безпеку кожного з енергоблоків АС обґрунтовується в ЗАБ» (пункт 28 підрозділу 1 «Основні вимоги до проєкту АС» розділу «Проєктування АС»).

Вимоги щодо необхідності врахування у звітах аналізу безпеки можливих зв'язків між енергоблоками АЕС, розташованих на одному майданчику, та їхнього взаємного впливу наведені в НП 306.2.214-2017 [15, пункт 7 розділу «Загальні вимоги до проведення періодичної переоцінки безпеки енергоблоків АС»].

У нормативному документі СОУ НАЕК 186:2019 [16] встановлено такі вимоги:

«5.3.6 Загальностанційні системи і елементи АЕС, що технологічно пов'язані з енергоблоком, досліджуються в рамках періодичної переоцінки безпеки цього енергоблока з урахуванням усього комплексу вимог щодо умов та меж безпечної експлуатації суміжного (суміжних) енергоблока (енергоблоків). Також визначаються і розглядаються інші можливі зв'язки між енергоблоками та взаємні впливи (багатоблоковість), зокрема в умовах аварій»;

«6.3.6.6 Повнота та рівень імовірнісних аналізів безпеки енергоблока» має містити інформацію щодо ... впливу багатоблоковості».

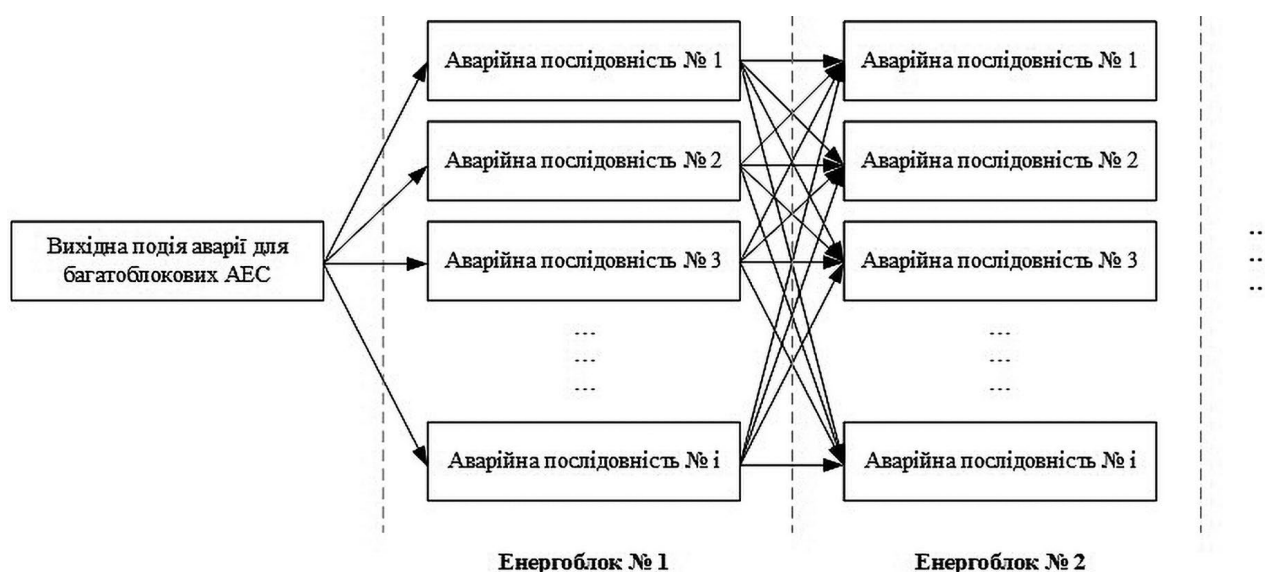
В інших розглянутих законах та нормативних документах України відсутні вимоги, що відповідають завданням ББ ІАБ, та вимоги щодо інтегральних значень ЧПАЗ, ЧПП та ЧГАВ для майданчика АЕС.

Етап 2. Оновлення існуючих ПМ оцінки безпеки енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС відповідно до «дати замороження»

Методологія виконання ББ ІАБ передбачає об'єднання індивідуальних моделей в одну для вивчення спільного впливу вихідних подій на показники ризику. На рис. 1 представлено загальний вигляд структури взаємодії аварійних послідовностей двох енергоблоків.

ПМ для енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС розроблені за однаковою методологією в частині визначення надійності базових подій, побудови дерев відмов, дерев подій тощо. Однак дата, на яку розроблені ці моделі, відрізняється. Таким чином, принаймні:

статистика для визначення надійності обладнання відрізняється;



Структура взаємодії послідовностей аварій для двох блоків

врахування експлуатаційних подій для визначення частоти вихідних подій проводилось за різні періоди; перелік модернізацій, реалізованих на енергоблоках, не актуальний.

При цьому неможливо провести будь-який аналіз без визначення кінцевої точки в часі для цього аналізу. Тому методологія проведення досліджень ІАБ вимагає визначення конкретного моменту часу, на який буде розроблена імовірнісна модель та, відповідно, виконано аналіз («дата замороження»). У цьому дослідженні «датою замороження» обрано 13 липня 2022 р.

Відповідно, завданням у рамках цього дослідження є доопрацювання ІМ для енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС до обраної «дати замороження».

На цьому етапі було оновлено ІМ для енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС з використанням імовірнісного коду RiskSpectrum PSA (ver.1.1.4.3). Детальний опис коду наведено в [17].

У рамках актуалізації ІМ для енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС [18, 19] виконано оновлення:

аналізу переліку модернізацій, реалізованих на енергоблоках № 1 та № 2 ХАЕС, та необхідності врахування їх у моделях ІАБ;

даних щодо надійності обладнання та елементів систем, що розглядаються в ІМ;

частоти внутрішніх та зовнішніх вихідних подій аварій (ВПА);

системного аналізу;

аналізу після-аварійних дій персоналу;

аварійних послідовностей для ІАБ 1-го та 2-го рівнів.

Розрахунок показників надійності обладнання

Основним джерелом даних з надійності обладнання є специфічні експлуатаційні дані щодо дефектів обладнання систем, що моделюються у рамках ІАБ 1-го та 2-го рівнів, зібрані на енергоблоках № 1 та № 2 ХАЕС.

Періоди збору даних такі:

для енергоблоку № 1 ХАЕС — з 1992 р. до 13.07.2022 р.;

для енергоблоку № 2 ХАЕС — з 2006 р. до 13.07.2022 р.

Під час збору специфічних даних зазвичай використовують такі джерела:

звіти про розслідування порушень;

українська база даних з надійності обладнання;

річні звіти з оцінки поточного стану експлуатаційної безпеки енергоблоку АЕС;

звітна документація підрозділів АЕС;

реєстраційні журнали;

бази даних за актами цехового обліку;

річні діаграми несення навантаження.

Групування обладнання виконано відповідно до вимог керівництва [20]. Бази даних з надійності й аномальних подій та інцидентів є загальними для енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС, тому з метою врахування найбільш актуальних статистичних даних в рамках цієї роботи були використані:

дані з надійності обладнання станом на 13.07.2022, наведені в [21];

дані щодо інцидентів і порушень станом на 13.07.2022, наведені в [22].

Розрахунок показників надійності [21], виконаний станом на 13.07.2022, враховує дані щодо дефектів і відмов обладнання енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС.

Розрахунок частот внутрішніх ВПА реакторних установок (РУ)

Для цілей цього аналізу було виконано уніфікацію переліку експлуатаційних станів (ЕС) та усереднення їхньої тривалості.

Під час аналізу ЕС для енергоблоків № 1 та № 2 виконано перегляд переліку ЕС РУ відповідно до діючої експлуатаційної документації ХАЕС. У звітах [21] та [23] наведено детальну інформацію щодо цього етапу, а саме:

- визначення ЕС РУ;
- опис регламентних станів РУ;
- опис ідентифікованих типів зупину енергоблоку;
- визначення попередніх ЕС для ідентифікованих типів зупину енергоблоку;
- визначення ЕС;
- визначення тривалості ЕС;
- розроблення матриці стану основних систем та обладнання енергоблоку при різних ЕС.

Розрахунок частот внутрішніх ВПА у [23], виконаний станом на 13.07.2022, враховує дані щодо дефектів і відмов обладнання енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС.

База даних щодо аномальних подій та порушень [21] є основним документом, що містить необхідну інформацію у вигляді набору вихідних даних щодо аномальних подій та інцидентів для енергоблоку № 2 ХАЕС в обсязі, достатньому для розрахунків частот ВПА в рамках ІАБ рівня 1.

Дані щодо аномальних подій та порушень, що відбулися на енергоблоці № 1 ХАЕС, були зібрані за період з 01.01.1989 по 13.07.2022, на енергоблоці № 2 ХАЕС — за період з 01.01.2006 по 13.07.2022. Далі наведено переліки подій, ідентифікованих як ВПА.

Як узагальнені були використані дані щодо таких енергоблоків:

- РАЕС-3 за період з 01.01.1989 по 13.07.2022;
- РАЕС-4 за період з 01.01.2006 по 13.07.2022;
- ЗАЕС 1-4 за період з 01.01.1995 по 13.07.2022;
- ЗАЕС-5 за період з 01.01.1991 по 13.07.2022;
- ЗАЕС-6 за період з 01.01.1998 по 13.07.2022;
- ПАЕС-3 за період з 01.01.1992 по 13.07.2022.

Відповідно до [24] всі вихідні події можна розподілити на три класи залежно від очікуваної частоти їхнього виникнення:

події з високою частотою виникнення (від $1\text{E}-01$ до $1\text{E}+01$ 1/рік);

події із середньою частотою виникнення (від $1\text{E}-03$ до $1\text{E}-01$ 1/рік);

події з низькою частотою виникнення ($<1\text{E}-03$ 1/рік).

ВПА з високою частотою виникнення розраховуються прямими методами за специфічними даними. Для подій із середньою частотою виникнення застосовується метод байєсівської оцінки, де як апріорна інформація використовуються узагальнені дані щодо подій для аналогічних енергоблоків. Для подій із низькою частотою виникнення застосовується експертна оцінка.

З огляду на специфіку розрахунків частот ВПА залежно від різних ЕС для розрахунку частот застосовується формула

$$f_{IE} = \lambda \times t_{POS}, \quad (1)$$

де f_{IE} — частота виникнення ВПА (групи ВПА) протягом ЕС на календарний рік, 1/рік; λ — інтенсивність виникнення ВПА у певному ЕС, 1/рік; t_{POS} — частка часу, що припадає на аналізований ЕС, протягом календарного року; T_{SUM} — сумарна тривалість ЕС за календарний рік, в яких можливе виникнення ВПА, год/рік; T_{POS} — тривалість ЕС, год/рік.

Для подій із середньою частотою виникнення застосовується метод байєсівської оцінки, розрахунки виконувались за наведеними нижче формулами.

Середнє значення частоти ВПА:

$$\lambda = \frac{2(N+n)+1}{2(T+t)}, \quad (2)$$

де N — кількість ВПА за специфічними даними; T — період спостереження збору даних (специфічні дані); n — кількість випадків ВПА, взята з узагальнених даних; t — період спостереження збору даних (узагальнені дані).

Для випадків нульової статистики використаний підхід [24], відповідно до якого кількість подій $N = 0,5$.

Нижня межа довірчого інтервалу

$$\lambda_L = \frac{\chi^2[0.05, 2(N+n)+1]}{2(T+t)}, \quad (3)$$

верхня межа довірчого інтервалу

$$\lambda_U = \frac{\chi^2[0.95, 2(N+n)+1]}{2(T+t)}. \quad (4)$$

Для подій з високою частотою виникнення за наявності специфічних даних щодо ВПА розрахунки виконувались за такими формулами:

середнє значення частоти ВПА

$$\lambda = \frac{N}{T}; \quad (5)$$

нижня межа довірчого інтервалу

$$\lambda_L = \frac{\chi^2[0.05, 2N+1]}{2T}; \quad (6)$$

верхня межа довірчого інтервалу

$$\lambda_U = \frac{\chi^2[0.95, 2N+1]}{2T}. \quad (7)$$

Фактор помилки в усіх випадках розраховується за формулою

$$EF = \sqrt{\frac{\lambda_U}{\lambda_L}}. \quad (8)$$

Для ВПА, за умов накладення додаткової відмови, передбачається, що ця відмова не є умовою для виникнення ВПА. У цьому випадку частота ВПА розраховувалася за формулою повної імовірності незалежних подій

$$\lambda = \lambda_{cp} \cdot P_n, \quad (9)$$

де P_n — середнє значення імовірності додаткової відмови.

Для специфічних ВПА, пов'язаних з відмовами забезпечуючих систем, застосовується метод дерев відмов.

Під час аналізу результатів розрахунку частот виникнення ВПА були виявлені вихідні події, виключені за критерієм: частота ВПА $< 1E-07$ 1/рік.

Розрахунок частот зовнішніх ВПА

Оцінка частот зовнішніх екстремальних впливів станом на 13.07.2022 виконана у [25] та враховує всі необхідні дані щодо екстремальних подій, що відбулися на майданчику ХАЕС і загалом в Україні.

Відповідно до виконаного відбіркового та граничного аналізу зовнішніх екстремальних впливів встановлено [26], що для врахування в інтегральній моделі ІАБ енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС залишилися такі впливи, як смерч на території майданчика ХАЕС та падіння літальних апаратів на території майданчика.

Оновлення системного аналізу, аналізу післяаварійних дій персоналу та аварійних послідовностей для ІАБ 1-го та 2-го рівнів ПІМ для енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС виконано відповідно до актуальних існуючих досліджень.

Висновки

Станом на сьогодні для всіх АЕС України, у рамках виконання ІАБ, розглядається перелік постульованих вихідних подій, внутрішніх та зовнішніх екстремальних впливів з урахуванням чинних вимог

норм, правил та стандартів з ЯРБ України щодо одиничного енергоблоку, проте не враховується кількість енергоблоків на майданчику АЕС.

У світлі уроків безпеки, набутих з досвіду аварії на АЕС «Fukushima Daiichi», були розроблені рекомендації IAEA Safety Standards Series No. 96, де в розділі 1 зазначено, що оцінку ризику для майданчика АЕС з кількома енергоблоками необхідно проводити інтегральним способом, а не оцінювати кожен енергоблок окремо.

Відповідно, у світі активно відбуваються дослідження, в яких для енергоблоків, на додаток до оцінки ризику від одиничного енергоблоку, виконується оцінка інтегрального ризику від майданчика АЕС (інтегральних значень ЧПАЗ, ЧПП та ЧГАВ для ББ АЕС).

Таким чином, розробка аналізів безпеки з урахуванням ризиків від багатоблоковості для АЕС України є надважливим завданням, особливо у світлі агресивної несправедливої війни, розв'язаної РФ. Очікуваним результатом по завершенню цього дослідження є:

попередня ПІМ для майданчика ХАЕС (ББ ПІМ);
пакет документів, що описує процес розробки попередньої ББ ПІМ та інтерпретує отримані результати розрахунку цієї моделі.

Надалі цей результат може бути використано як підґрунтя для впровадження загальногалузевого методичного керівництва з розробки ІАБ повного спектра вихідних подій в умовах усіх експлуатаційних станів РУ та БВ для ББ АЕС.

У статті наведено опис виконання двох етапів із запланованих шести, а саме:

Етап 1. Аналіз існуючих законів та іншої нормативної документації України у сфері ЯРБ.

Етап 2. Оновлення існуючих ПІМ оцінки безпеки енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС відповідно до обраної «дати замороження».

У рамках виконання етапу 1 з'ясовано, що розглянуті закони та нормативні документи України не повною мірою відповідають аспектам ІАБ для ББ АЕС і потребують доопрацювання. Наприклад, відсутні встановлені граничні значення інтегральних ЧПАЗ, ЧПП та ЧГАВ для майданчика АЕС.

Таким чином, результати етапу 1 дали змогу виявити прогалини у чинному законодавстві України щодо оцінки ризиків для АЕС із кількома енергоблоками. Це створює передумови для розробки нових підходів до нормативного забезпечення та встановлення критеріїв оцінки ризику для ББ АЕС.

У рамках виконання етапу 2 оновлені ПІМ енергоблоків № 1 та № 2 ХАЕС. Оновлення ПІМ дало змогу

отримати актуальну на «дату замороження» оцінку ризику для окремих енергоблоків ХАЕС. При цьому була відпрацьована методологія актуалізації ПМ на єдину дату для двох енергоблоків.

Оновлені ПМ використані для створення єдиної моделі майданчика ХАЕС, що дало змогу на наступних етапах дослідження оцінити ризики від багатоблоковості.

Опис етапів 4–6 буде наведено в окремих статтях.

Список використаної літератури

1. Technical approach to probabilistic safety assessment for multiple reactor units. Safety Reports Series No. 96. — Vienna : IAEA, 2019.
2. Samaddar S. Technical approach for safety assessment of MU NPP sites subject to external events / Sujit Samaddar, Kenta Hibino, Ovidiu Coman // Proceedings of Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 12) (Honolulu, Hawaii, June 22–27, 2014).
3. Fleming K. N. On the risk significance of seismically induced multi-unit accidents / K. N. Fleming // Proceedings of the ANS International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis. — ID, USA, 2015.
4. Ebisawa K. Concept and methodology for evaluating core damage frequency considering failure correlation at multi units and sites and its application / K. Ebisawa, T. Teragaki, S. Nomura [et al.] // Nuclear Engineering and Design. — 2015. — Vol. 288. — P. 82–97.
5. Senthil Kumar C. Integrated risk assessment for MU NPP sites — a comparison / C. Senthil Kumar, Varun Hassija, K. Velusamy, V. Balasubramaniyan // Nuclear Engineering and Design. — 2015. — Vol. 293. — P. 53–62.
6. Tu Duong Le Du. Probabilistic safety assessment of twin-unit nuclear sites: methodological elements / Tu Duong Le Duy, Dominique Vasseur, Emmanuel Serdet // Reliability Engineering and System Safety. — 2016. — Vol. 145. — P. 250–261.
7. Zhang S. An integrated modeling approach for event sequence development in MU probabilistic risk assessment / S. Zhang, J. Tong, J. Zhao // Reliability Engineering and System Safety. — 2016. — Vol. 155. — P. 147–159.
8. Modarres M. Advances in MU nuclear power plant probabilistic risk assessment / Mohammad Modarres, Taotao Zhou, Mahmoud Massoud // Reliability Engineering and System Safety. — 2017. — Vol. 157. — P. 87–100.
9. Kim D. S. Multi-unit Level 1 probabilistic safety assessment: Approaches and their application to a six-unit nuclear power plant site / Dong-San Kim, Sang Hoon Han, Jin Hee Park, Ho-Gon Lim, Jung Han Kim // Nuclear Engineering and Technology. — 2018. — Vol. 50. — P. 1217–1233.
10. НП 306.2.162-2010. Вимоги до оцінки безпеки атомних станцій.
11. Затверджено наказом Держатомрегулювання від 22.09.2010 р. № 124. — Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0964-10#Text>.
12. Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants: IAEA Safety Standards Series. Specific Safety Guide. No. SSG3 (Rev. 1). — Vienna : IAEA, 2024.
13. Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку: Закон України від 2 лютого 1995 р. N39/95-ВР // Відомості Верховної Ради України. — 1995. — № 2. Ст. 81. — Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/39/95-%D0%B2%D1%80#Text>.
14. Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії: Закон України від 11.01.2000 р. № 1370-XIV // Відомості Верховної Ради України. — 2000. — № 9. Ст. 68. — Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/1370-14#Text>.
15. НП 306.2.245-2024 (НП 306.2.141-2008). Загальні положення безпеки атомних електростанцій. — Затверджено наказом Держатомрегулювання від 19.11.2007 р. № 162 (в редакції наказу Державної інспекції ядерного регулювання України від 04.03.2024 р. № 195). — Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0598-24#Text>.
16. НП 306.2.214-2017. Вимоги до періодичної переоцінки безпеки енергоблоків атомних електростанцій. — Затвердж. наказом Держатомрегулювання від 30.08.2017 р. № 313 (в редакції Наказу Державної інспекції ядерного регулювання України від 05.10.2022 р. № 588). — Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z1158-17#Text>.
17. СОУ НАЕК 186:2019 зм.1. Стандарт АТ «НАЕК «Енергоатом». Інженерна, наукова та технічна підтримка. Вимоги до структури та змісту звіту з періодичної переоцінки безпеки енергоблоків АЕС. Погоджено листом Держатомрегулювання від 06.10.2021 р. № 15-22/14686-14941. — [Чинний від 2021-11-01]. — Київ : ДП «НАЕК «Енергоатом», 2021. — 58 с.
18. Держатомрегулюванням розроблено та затверджено нову редакцію Загальних положень безпеки атомних станцій // Державна інспекція ядерного регулювання. Офіційний вебпортал. Всі новини. — Режим доступу: <https://snriu.gov.ua/news/derzhatomrehuliuvanniam-rozrobлено-ta-zatverdzheno-novu-redaktsiiu-zahalnykh-polozhen-bezpeky-atomnykh-stantsii>.
19. RiskSpectrum. Solutions. Probabilistic Safety Assessment (PSA). — Режим доступу: <https://www.riskspectrum.com/probabilistic-safety-assessment-psa>.

20. 24.1.42.ОБ.05.04.27. Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 1. Отчет по анализу безопасности. Вероятностный анализ безопасности. Разработка интегральной вероятностной модели с учетом всех регламентных состояний РУ и БВ и ее доработка с учетом обновления существующих баз данных.
21. 24.2.42.ОБ.19.01.15.02. Хмельницька АЕС. Енергоблок № 2. Остаточний звіт з аналізу безпеки. Глава 19. Імовірнісний аналіз безпеки та аналіз запроектованих аварій. Частина 1. Імовірнісний аналіз безпеки. Розробка інтегральної моделі.
22. МТ-Т.0.41.719-21. Методика підготовки та обробки даних з надійності обладнання для цілей імовірнісного аналізу безпеки.
23. 24.2.42.ОБ.19.01.04. Хмельницкая АЭС. Енергоблок № 2. Остаточний звіт з аналізу безпеки. Глава 19. Імовірнісний аналіз безпеки та аналіз запроектованих аварій. Частина 1. Імовірнісний аналіз безпеки. База даних з надійності обладнання.
24. 24.2.42.ОБ.19.01.03. Хмельницька АЕС. Енергоблок № 2. Остаточний звіт з аналізу безпеки. Глава 19. Імовірнісний аналіз безпеки та аналіз запроектованих аварій. Частина 1. Імовірнісний аналіз безпеки. База даних з аномальних подій та порушень.
25. 24.2.42.ОБ.19.01.05. Хмельницька АЕС. Енергоблок № 2. Остаточний звіт з аналізу безпеки. Глава 19. Імовірнісний аналіз безпеки та аналіз запроектованих аварій. Частина 1. Імовірнісний аналіз безпеки. Аналіз ЕС. Ідентифікація та групування ВПА.
26. 24.1.42.ОБ.04.10.02.04. Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 1. Учет полного спектра исходных событий для всех регламентных состояний РУ и БВ в вероятностном анализе безопасности для энергоблока № 1 ОП ХАЭС. Методическое руководство по разработке ИАБ 1-го и 2-го уровней для полного спектра исходных событий при всех эксплуатационных состояниях РУ и БВ.
27. 24.2.42.ОБ.19.01.13.03. Хмельницька АЕС. Енергоблок № 2. Остаточний звіт з аналізу безпеки. Глава 19. Імовірнісний аналіз безпеки та аналіз запроектованих аварій. Частина 1. Імовірнісний аналіз безпеки. Оцінка частот зовнішніх екстремальних впливів.
28. 24.2.42.ОБ.19.01.13.02. Хмельницька АЕС. Енергоблок № 2. Остаточний звіт з аналізу безпеки. Глава 19. Імовірнісний аналіз безпеки та аналіз запроектованих аварій. Частина 1. Імовірнісний аналіз безпеки. Відбірковий та граничний аналіз імовірних зовнішніх екстремальних впливів (природних та техногенних), які можуть порушити роботу енергоблока.

Ie. O. Shakhov, V. V. Lakhai, Ye. O. Aleksandrov, Yu. A. Sapozhnykov

Joint Stock Company "Kyiv Research and Design Institute 'Energoproekt'", 4, Beresteyskyi Ave, 01135, Kyiv, Ukraine

Development of Multi-Unit Probabilistic Safety Assessment Using the Khmelnytskyi NPP Site as an Example

The safety assessment of nuclear power plants (NPPs) has traditionally focused on individual reactor units, without fully considering the interactions between multiple units at a single site. However, recent international studies, particularly following the Fukushima Daiichi accident, have emphasized the importance of integrated risk assessment for multi-unit (MU) sites. This study presents the initial stages of developing a Multi-Unit Probabilistic Safety Assessment (MU PSA) for the Khmelnytskyi NPP, addressing both regulatory and methodological aspects.

The research follows a six-stage framework, with this paper covering the first two stages. The first stage involved a comprehensive review of the Ukrainian nuclear safety regulatory framework to determine its applicability to MU risk assessment. The second stage focused on updating the integral probabilistic models of Units 1 and 2 of the Khmelnytskyi NPP to a unified "freeze date". This process involved standardizing failure rate data, refining initiating event frequencies, and ensuring consistency in system reliability parameters. The PSA models were updated using RiskSpectrum PSA software, incorporating operational reliability data, failure statistics, and maintenance records.

The regulatory review highlighted that Ukrainian nuclear safety regulations only partially account for MU risk and do not establish specific risk thresholds for site-wide indicators such as Core Damage Frequency (CDF) or Large Early Release Frequency (LERF). This underscores the need for further regulatory refinement to align with international best practices.

The model update provided a harmonized basis for MU PSA by: standardizing equipment failure data and initiating event frequencies; accounting for shared system dependencies and common-cause failures; updating human reliability assessments and accident sequences.

These refinements ensure that subsequent research phases can build on a robust foundation for evaluating integrated site-wide risk.

The findings from these initial stages lay the groundwork for a comprehensive MU PSA methodology applicable to Ukrainian NPPs. Further research will focus on integrating the individual unit models into a full-site probabilistic model and performing sensitivity and uncertainty analyses. The results will contribute to enhancing safety assessment approaches and supporting regulatory improvements for multi-unit sites.

Keywords: nuclear safety, probabilistic safety assessment, multi-unit, Khmelnytskyi NPP.

References

1. IAEA (2019). *Technical approach to probabilistic safety assessment for multiple reactor units*: Safety Reports Series No. 96. Vienna: IAEA.
2. Samaddar S., Hibino K., Coman O. (2014). Technical approach for safety assessment of MU NPP sites subject to external events. *Proceedings of Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 12) (Honolulu, Hawaii, June 22–27, 2014)*.
3. Fleming K. N. (2015). On the risk significance of seismically induced multi-unit accidents. In *Proceedings of the ANS International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis*. ID, USA.
4. Ebisawa K., Teragaki T., Nomura S., Abe H., Shigemori M., Shimomoto M. (2015). Concept and methodology for evaluating core damage frequency considering failure correlation at multi units and sites and its application. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 288, pp. 82–97.
5. Senthil Kumar C., Varun Hassija, Velusamy K., Balasubramaniyan V. (2015). Integrated risk assessment for MU NPP sites — a comparison. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 293, pp. 53–62.
6. Tu Duong Le Duy, Vasseur D., Serdet E. (2016). Probabilistic safety assessment of twin-unit nuclear sites: methodological elements. *Reliability Engineering and System Safety*, vol. 145, pp. 250–261.
7. Zhang S., Tong J., Zhao J. (2016). An integrated modeling approach for event sequence development in MU probabilistic risk assessment. *Reliability Engineering and System Safety*, vol. 155, pp. 147–159.
8. Modarres M., Zhou T., Massoud M. (2017). Advances in MU nuclear power plant probabilistic risk assessment. *Reliability Engineering and System Safety*, vol. 157, pp. 87–100.
9. Kim D.-S., Han S. H., Park J. H., Lim H.-G., Kim J. H. (2018). Multi-unit Level 1 probabilistic safety assessment: Approaches and their application to a six-unit nuclear power plant site. *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 50, pp. 1217–1233.
10. [NP 306.2.162-2010. Requirements for safety assessment of nuclear power plants]. Approved by the Order of the State Committee for Nuclear Regulation dated 09/11/2010 No. 124 (as amended by the Order of the State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine No. 195, dated 04.03.2024). Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0964-10#Text>. (in Ukr.)
11. IAEA (2024). Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants: IAEA Safety Standards Series. Specific Safety Guide. No. SSG3 (Rev. 1). Vienna: IAEA, items 2.20, 3.8.
12. [On use of nuclear power and radiation safety. The Law of Ukraine No. 39/95VR, dated 02.02.1995]. *Vidomosti Verkhovnoii Rady Ukrainy* [The Official Bulletin of the Verkhovna Rada of Ukraine], 1995, vol. 12, art. 81. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/39/95-%D0%B2%D1%80#Text>. (in Ukr.)
13. [On Permit Activity in the Field of Nuclear Energy Utilisation. The Law of Ukraine No. 1370XIV, dated 11.01.2000]. *Vidomosti Verkhovnoii Rady Ukrainy* [The Official Bulletin of the Verkhovna Rada of Ukraine], 2000, vol. 9, art. 68. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/1370-14#Text>. (in Ukr.)
14. [NP 306.2.245-2024 (HP 306.2.141-2008). General safety regulations of nuclear power plants]. Approved by the Order of the State Committee for Nuclear Regulation dated 11/19/2007 No. 162 (as amended by the Order of the State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine No. 195, dated 04.03.2024). Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0598-24#Text>. (in Ukr.)
15. [NP 306.2.214-2017. Requirements for periodic safety review of nuclear power plant power units]. Approved by the Order of the State Committee for Nuclear Regulation dated 08/30/2017 No. 313 (as amended by the Order of the State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine No. 588, dated 05.10.2022). Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z1158-17#Text>. (in Ukr.)
16. SE NNEG “Energoatom” (2021). [Requirements for the structure and content of the report on the periodic safety review of nuclear power plant units. SOI NNEG186:2019]. Kyiv: SE NNEG “Energoatom”. (in Ukr.)
17. [The State Committee for Nuclear Regulation has developed and approved a new edition of the General Safety Regulations for Nuclear Power Plants]. State Committee for Nuclear Regulation. Official web portal. All news. Available at: <https://snriu.gov.ua/news/derzhatomrehliuvanniam-rozrobleno-ta-zatverdzheno-novu-redaktsiiu-zahalnykh-polozen-bezpeky-atomnykh-stantsii> (in Ukr.)

18. RiskSpectrum. Solutions. Probabilistic Safety Assessment (PSA). — Available at: <https://www.riskspectrum.com/probabilistic-safety-assessment-psa>.
19. 24.1.42.OB.05.04.27. [Khmelnyskyi NPP. Unit 1. Safety Analysis Report. Probabilistic Safety Assessment. Development of an integrated probabilistic model considering all regulated states of the Reactor Unit and Power Unit, and its refinement based on updated existing databases]. Kyiv: JSC KIEP, 2021. (in Rus.)
20. 24.2.42.OB.19.01.15.02. [Khmelnyskyi NPP. Unit 2. Final Safety Analysis Report. Chapter 19. Probabilistic Safety Assessment and Beyond-Design-Basis Accident Analysis. Part 1. Probabilistic Safety Assessment. Development of an Integral Model]. Kyiv: JSC KIEP, 2024. (in Ukr.)
21. MT-T.0.41.719-21. [Methodology for the preparation and processing of equipment reliability data for the purposes of Probabilistic Safety Assessment]. NNEGC “Energoatom”, 2022. (in Ukr.)
22. 24.2.42.OB.19.01.04. [Khmelnyskyi NPP. Unit 2. Final Safety Analysis Report. Chapter 19. Probabilistic Safety Assessment and Beyond-Design-Basis Accident Analysis. Part 1. Probabilistic Safety Assessment. Equipment Reliability Database]. Kyiv: JSC KIEP, 2024. (in Ukr.)
23. 24.2.42.OB.19.01.03. [Khmelnyskyi NPP. Unit 2. Final Safety Analysis Report. Chapter 19. Probabilistic Safety Assessment and Beyond-Design-Basis Accident Analysis. Part 1. Probabilistic Safety Assessment. Abnormal Events and Violations Database]. Kyiv: JSC KIEP, 2024. (in Ukr.)
24. 24.2.42.OB.19.01.05. [Khmelnyskyi NPP. Unit 2. Final Safety Analysis Report. Chapter 19. Probabilistic Safety Assessment and Beyond-Design-Basis Accident Analysis. Part 1. Probabilistic Safety Assessment. Operational State Analysis. Identification and Grouping of Initiating Events]. Kyiv: JSC KIEP, 2024. (in Ukr.)
25. 24.1.42.OB.04.10.02.04. [Khmelnyskyi NPP. Unit 1. Consideration of the full spectrum of initiating events for all regulated states of the Reactor Unit and Fuel Pool in the Probabilistic Safety Assessment for Unit 1 of the KhNPP. Methodological guide for the development of Level 1 and Level 2 PSA for the full spectrum of initiating events in all operational states of the RU and FP]. Kyiv: JSC KIEP, 2021. (in Rus.)
26. 24.2.42.OB.19.01.13.03. [Khmelnyskyi NPP. Unit 2. Final Safety Analysis Report. Chapter 19. Probabilistic Safety Assessment and Beyond-Design-Basis Accident Analysis. Part 1. Probabilistic Safety Assessment. Assessment of External Extreme Event Frequencies]. Kyiv: JSC KIEP, 2024. (in Ukr.)
27. 24.2.42.OB.19.01.13.02. [Khmelnyskyi NPP. Unit 2. Final Safety Analysis Report. Chapter 19. Probabilistic Safety Assessment and Beyond-Design-Basis Accident Analysis. Part 1. Probabilistic Safety Assessment. Screening and Boundary Analysis of Probable External Extreme Events (Natural and Technogenic) That May Disrupt Unit Operation]. Kyiv: JSC KIEP, 2024. (in Ukr.)

Надійшла / Received 30.11.2024

Рекомендована до друку / Accepted 10.04.2025

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

Проблеми оперативної діагностики корозійних пошкоджень оболонок твелів у реакторах типу ВВЕР

Ключові слова:

енергетичні ядерні реактори
некиплячого типу,
аномальний теплогідравлічний
режим,
початок кипіння теплоносія,
активна зона,
корозійні пошкодження
цирконієвих сплавів,
оперативна діагностика
корозійних пошкоджень

Розглянуто характер та структуру взаємопов'язаних теплофізичних, фізико-хімічних та матеріалознавчих процесів, що безпосередньо впливають на параметри експлуатаційної надійності оболонок твелів у некиплячих реакторах типу ВВЕР. Проаналізовано можливі причини експлуатаційної пошкоджуваності оболонок твелів цих реакторів, включаючи їхні сучасні модифікації зі сплаву циркалой-4 виробництва американської корпорації Westinghouse El. Corp., які почали використовуватись на АЕС України. Систематизовано комплекс проблемних питань із забезпечення ядерної безпеки реакторів типу ВВЕР, що безпосередньо пов'язані із зареєстрованими на низці діючих АЕС випадками прихованої пошкоджуваності оболонок твелів. Як характерний прояв цих пошкоджень розглядається ефект непередбачуваної та неконтрольованої втрати герметичності оболонок твелів у процесі експлуатації тепловидільних збірок в активних зонах реакторних установок типу ВВЕР та PWR. У роботі фізично обґрунтовано, що активація корозійних процесів в оболонках твелів тісно пов'язана з процесами дифузійного проникнення продуктів радіолізу теплоносія крізь мікропори захисного бар'єрного шару окису цирконію на поверхні оболонок твелів. Показано, що фаза активної руйнації основного металу оболонки твела відповідає стану початку утворення діоксиду цирконію під пасивувальною захисною окисною плівкою. Розглянуто процес відшарування захисного бар'єрного шару окису цирконію з поверхні оболонки твела внаслідок накопичення під нею діоксиду цирконію. Розглянуто фізико-хімічні механізми розвитку в трубчастих цирконієвих оболонках твелів небезпечних корозійних процесів, що призводять до втрати їхньої герметичності. Показано, що скорочення експлуатаційного ресурсу оболонок твелів у реакторах некиплячого типу зумовлено руйнацією та відшаруванням на їхніх поверхнях захисних пасивувальних окисних плівок цирконієвого сплаву. Обґрунтовано головні завдання розробки перспективних програмно-технічних комплексів для реалізації оперативної автоматичної діагностики корозійних пошкоджень у цирконієвих сплавах в активних зонах енергетичних ядерних реакторів некиплячого типу за спектральними параметрами нейтронного шуму.

Вступ

У наукових програмах, що реалізуються в ядерних дослідницьких центрах провідних країн світу,

значна увага традиційно приділяється підвищенню експлуатаційної надійності твелів. З цією пріоритетною проблематикою також тісно пов'язані актуальні питання збільшення експлуатаційного ресурсу

© Г.І. Шараєвський, 2025. Ліцензія CC BY 4.0

цирконієвих оболонок твелів для діючих та перспективних типів ядерних реакторів (ЯР) на теплових нейтронах. Слід відзначити, що в проблематиці цих матеріалознавчих розробок, що тривають уже багато років, важливе місце посідає науковий пошук таких конструкційних матеріалів для активних зон (АкЗ) ЯР, які мають бути здатними ефективно протистояти руйнівній дії основних видів корозії [1]. Чільне місце в цих дослідженнях займають питання розробки якісно нових цирконієвих сплавів, що мають використовуватись для виробництва трубчастих оболонок твелів нового покоління. Не менш важливим пріоритетом у цих наукових пошуках є створення технологій ефективного захисту цирконієвих сплавів від основних видів корозійних пошкоджень, а також розробка методів оперативної діагностики зон корозійного ураження оболонок твелів у процесі експлуатації тепловидільних збірок (ТВЗ).

Серед широкої номенклатури розробок цирконієвих сплавів, що були створені протягом тривалого часу для потреб ядерної енергетики [2], особливе місце посідають два основні типи цирконієвих конструкційних матеріалів, що пройшли тривалу експлуатаційну перевірку на корозійну стійкість. Згідно з даними [1, 2], до них слід насамперед включити такі сплави цирконію: а) російські (E110, E635 для ЯР типу ВВЕР та РБМК); б) американські (Zry-2 для ЯР типу BWR, Zry-4 для ЯР типу PWR). У цьому контексті та з точки зору оцінки експлуатаційної надійності твела в роботах [1, 3] підкреслюється, що саме довгостроковий опір корозії цирконієвих сплавів, з яких виготовлено оболонки цих критично важливих для безпеки ЯР структурних елементів АкЗ, має розглядатися як основа надійності та безпеки експлуатації не тільки реакторної установки (РУ), але також усього ядерного енергоблоку. З цих позицій проблема корозійної стійкості оболонок твелів на теперішній час суттєво актуалізувалася, оскільки створення нового покоління близьких за своїм функціоналом реакторів типу ВВЕР та PWR вимагає забезпечувати вигорання ядерного палива до рівня 70-75 МВт · добу/кг U в умовах суттєвого (до 6-7 років) збільшення тривалості паливної кампанії.

Як підкреслюється в ряді досліджень, зокрема в [4], у таких складних експлуатаційних умовах об'єктивно зумовленою є суттєва активізація розвитку корозійних пошкоджень в оболонках твелів. Очевидним наслідком цього руйнівного процесу може стати суттєве зниження рівня радіаційної безпеки РУ і всього обладнання ядерного енергоблоку. Відповід-

но до аналітичних оцінок та перспективних планів, які сформульовано в роботах [1–4], актуальними завданнями, що стоять на порядку денному в провідних ядерних матеріалознавчих центрах світу, на сьогодні є:

1) дослідження фізико-хімічних чинників розвитку корозійних процесів на поверхні оболонок твелів з урахуванням особливостей водо-хімічного режиму (ВХР) АЕС із реакторами ВВЕР-1000 та AP1000;

2) отримання нової інформації щодо структурної морфології корозійних утворень на поверхні оболонок твелів, виготовлених зі сплавів E110, E635, а також Zry-4 та Zirlo;

3) оцінка експлуатаційної надійності оболонок твелів з урахуванням їхньої схильності до розвитку проникаючих корозійних пошкоджень на зовнішній та внутрішній поверхнях цих оболонок;

4) розробка методів оперативної діагностики факту виникнення корозійних пошкоджень на поверхні твела в ТВЗ реакторів типу ВВЕР, зокрема, із використанням штатної системи діагностичних сенсорів АкЗ зазначених ЯР.

Реалізація вищеперелічених завдань обумовила необхідність попереднього розгляду в цій роботі наступного комплексу проблемних питань, що стосуються засадничих аспектів цієї комплексної наукової програми. При цьому мова йде про аналіз особливостей фізико-хімічних процесів, що ініціюють основні типи корозійних пошкоджень, які здатні виникати на зовнішній та внутрішній поверхнях оболонок твелів.

У зазначеному контексті та з огляду на підвищення рівня сучасних вимог щодо забезпечення корозійної стійкості оболонок твелів у наведеній публікації висвітлюються такі актуальні питання ядерної матеріалознавчої проблематики:

комплексний аналіз фізико-хімічних та теплових ефектів, що ініціюють виникнення та розвиток корозійних процесів у трубчастих оболонках твелів, виготовлених з основних типів цирконієвих сплавів;

систематизацію фізико-хімічної морфології корозійних зародків та характеру подальшого розвитку процесів корозії в основних типах цирконієвих сплавів.

Фізико-хімічні чинники розвитку корозії на поверхні цирконієвих оболонок твелів

Як відомо [3], зовнішня поверхня цирконієвої оболонки твела в штатних умовах експлуатації вкрито пасивувальною оксидною плівкою ZrO₂, товщина якої зазвичай не перевищує 10 мкм. Проте ця тов-

щина загалом є достатньою для доволі ефективного захисту основного металу трубчастої оболонки від розвитку корозії, принаймні на початковому етапі експлуатації твела. Разом з тим у зазначеному пасивувальному оксидному шарі ZrO зазвичай присутня деяка кількість мікроскопічних пор, через які реалізується дифузія певного об'єму атомарного кисню, що утворюється в результаті радіолізу водного теплоносія в АкЗ ЯР. У результаті цього дифузійного процесу деяка кількість атомарного кисню через мікропори в пасивувальній захисній плівці досягає основного металу цирконієвої оболонки твела та з плином часу розчиняється в ньому. Результатом такого проникнення є викривлення кристалічної ґратки цирконію, що в кінцевому результаті ініціює розвиток корозійного процесу, кінцевим результатом якого є утворення діоксиду цирконію ZrO_2 . Останній, на відміну від ZrO , не має захисних властивостей і здатний накопичуватись під пасивувальним оксидним шаром цирконієвої оболонки твела [4].

В умовах можливого забруднення теплоносія першого контуру азотом N_2 його атоми також є здатними додатково проникати через мікропори пасивувального шару ZrO до основного металу оболонки, посилюючи деформацію кристалічної ґратки цирконію та пришвидшуючи процес корозії. Таким чином, відповідно до даних [5], присутність азоту в теплоносії суттєво зменшує корозійну стійкість цирконієвих сплавів, що пов'язано з утворенням хімічної сполуки ZrN , тобто нітриду цирконію, який є нерозчинним у новоутвореному ZrO_2 . При цьому ZrN розміщується вздовж корозійних кристалів ZrO_2 , посилюючи подальшу міграцію кисню до основного металу цирконієвої оболонки твела.

Вплив водню на корозійні процеси в цирконієвій оболонці твела є дещо іншим. Цей продукт радіолізу в приповерхневій субоксидній α - Zr фазі практично не розчиняється, але утворює гідриди цирконію ZrH_2 , що ефективно руйнують захисну оксидну плівку ZrO на поверхні оболонки твела, чим суттєво пришвидшують розвиток корозійних процесів. Присутність необію Nb як легуючого елемента в структурі цирконієвого сплаву (у відомому сплаві E110 його кількість становить 1 %) підвищує характеристики міцності відповідного сплаву та стабілізує динаміку дифузійного проникнення кисню, водню та азоту через пасивувальний оксидний шар. Зазначеним механізмам розвитку корозійних процесів у цирконієвій оболонці твела можуть сприяти, як це підкреслюється в [5–7], такі техноло-

гічні особливості ВХР, наявного на українських АЕС з реакторами типу ВВЕР:

а) з метою зменшення інтенсивності процесу радіолізу теплоносія в нього зазвичай додають аміак NH_3 (на зарубіжних АЕС для цього використовують водень H_2), який під дією радіоактивного випромінювання в АкЗ утворює водень та азот;

б) додаткове проникнення водню та азоту в основний метал цирконієвої оболонки твела інтенсифікує процес корозії та сприяє підвищенню її механічної окрихчованості;

в) наявність у теплоносії хлоридів та особливо фторидів із концентрацією більше, ніж 0,05 мг/кг, додатково знижує корозійну стійкість цирконієвих оболонок твелів.

Таким чином, підсумовуючи стислий розгляд фізико-хімічних чинників корозійних пошкоджень цирконієвих сплавів, слід відзначити:

1. Активізація корозійних процесів в оболонці твела тісно пов'язана з процесами дифузійного проникнення продуктів радіолізу теплоносія (насамперед кисню) крізь мікропори пасивувального шару ZrO .

2. Фаза активної руйнації основного металу оболонки твела відповідає стану початку утворення діоксиду цирконію ZrO_2 під пасивувальним бар'єрним шаром ZrO .

3. Накопичення діоксиду цирконію ZrO_2 під пасивувальним шаром ZrO призводить до суттєвого погіршення адгезійних властивостей цього бар'єрного шару, що полегшує його подальше відшарування від основного металу оболонки твела.

4. Процес відшаровування пасивувального шару ZrO внаслідок накопичення діоксиду цирконію ZrO_2 під цим зовнішнім бар'єрним шаром слід розглядати як вихідну аварійну подію для подальшої втрати герметичності твела.

5. Забруднення теплоносія першого контуру азотом, а також присутність у ньому хлоридів та фторидів (із концентрацією, що перевищує 0,05 мг/кг) суттєво знижують корозійну стійкість усіх цирконієвих сплавів.

6. Руйнація пасивувального шару оксидної плівки ZrO на поверхні трубчастої оболонки твела під впливом зовнішніх фізичних чинників, включаючи гідродинамічні та температурні ефекти процесу генерації парової фази в зоні кипіння теплоносія в ТВЗ, має розглядатися як початок процесу втрати герметичності твела.

7. ВХР українських АЕС із реакторами типу ВВЕР не повною мірою відповідають оптимальним

умовам експлуатації сплаву Zry-4 американського виробництва, який у вигляді трубчастих оболонок твелів у конструктиві вітчизняних ТВЗ вже постачається в Україну.

З урахуванням вищерозглянутих фізико-хімічних чинників виникнення корозії в оболонках твелів далі слід розглянути структурну морфологію процесів активації та розвитку корозійних пошкоджень у цирконієвих сплавах твелів.

Структурна морфологія корозійних пошкоджень оболонки твела

Відповідно до даних [5], у приповерхневій зоні трубчастої оболонки твела з цирконієвого сплаву має місце суттєво нерівномірний розподіл потенційних центрів виникнення зародків корозії. Зазначені центри розташовані не тільки безпосередньо у приповерхневому субоксидному шарі основного металу цирконієвого сплаву, але здебільшого локалізовані в його дещо заглиблений α -Zr фазі, про що можна зробити висновок з аналізу структурної морфології цієї приповерхневої зони, мікрофотографію якої наведено на рис. 1 за даними [5]. Ця зона знаходиться під безпосереднім впливом процесу дифузії атомарного кисню, водню та азоту, фізико-хімічний вплив яких на активацію корозійного процесу розглянуто в попередньому розділі. При цьому слід зазначити, що суттєво нерівномірному розподілу потенційних зародків корозії у приповерхневому шарі субоксидної зони сприяють також такі чинники:

а) випадковий характер наявних латеральних пошкоджень захисної пасивувальної оксидної плівки ZrO, що притаманні цій бар'єрній структурі;

б) статистичний розподіл точкових дефектів у пасивувальній структурі ZrO;

в) неоднорідний характер розподілу атомарного радіолізного кисню, що дифундує в основний метал цирконієвого сплаву через мікропори захисної пасивувальної плівки ZrO на цій поверхні.

Як ілюстрацію структурної морфології пасивувального оксидного шару на поверхні оболонки твела зі сплаву E110 (див. рис. 1) наведено мікрофотографію субоксидної α -Zr фази, де стрілкою позначено майбутній зародок корозійного процесу, основним продуктом якого є новоутворений діоксид цирконію ZrO₂.

Слід звернути увагу на те, що вищезазначений нерівномірний розподіл потенційних центрів корозії в приповерхневому субоксидному шарі цирконієвої оболонки твела невдовзі після їхнього утворення

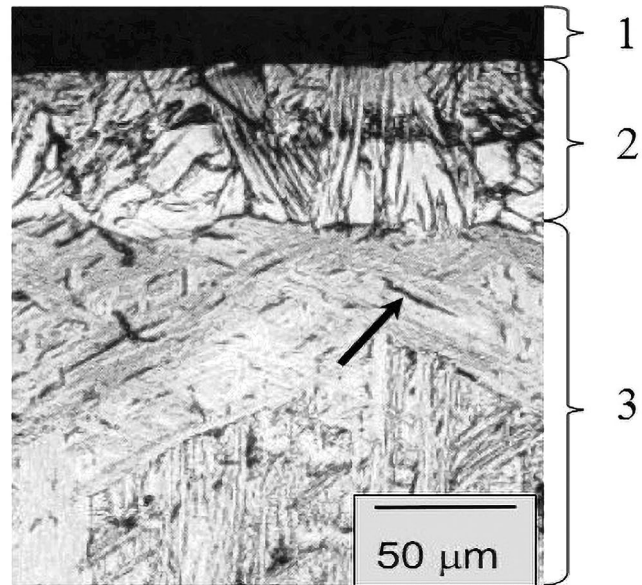


Рис. 1. Мікрофотографія структурної морфології субоксидного шару в приповерхневій зоні оболонки твела із цирконієвого сплаву E110 за даними [5]: 1 — оксидний пасивувальний шар; 2 — субоксидна α -ZrO фаза; 3 — внутрішній екс- β шар

буде спричиняти також і нерівномірне накопичення під бар'єрною пасивувальною оксидною зоною ZrO корозійного продукту — діоксиду цирконію ZrO₂. Загальна закономірність накопичення цього корозійного продукту в субоксидній зоні на початковому етапі окислення трубчастої оболонки твела добре описується параболічною емпіричною залежністю [5].

Характерним є те, що ця залежність параболічного типу добре описує приріст маси корозійного продукту ZrO₂ лише на початковому етапі корозійного процесу. У сплаві E110 він триває близько 6000 год, після чого переходить до лінійного закону, що відповідає стадії розвиненої корозії, яка супроводжується значно більш інтенсивним накопиченням ZrO₂.

При цьому в роботі [5] відзначається, що зміна закону швидкості накопичення корозійного продукту безпосередньо пов'язана з процесом деградації захисної пасивувальної плівки. Ця плівка має чорний колір і достатньо щільно прилягає до основного металу цирконієвої оболонки твела. Основний корозійний продукт ZrO₂, навпаки, виділяється своїм білим кольором із полікристалічною структурою, яка не має адгезіального зчеплення з основним металом цирконієвої оболонки. Крім того, ZrO₂ має декілька важливих властивостей, серед яких, зокрема, є такі: а) цей полікристалічний корозійний продукт відзначається низькою теплопровідністю і внаслідок цього має теплоізолюючі властивості; б) діоксид цирконію здатний нерівномірно накопи-

чуватись під захисним бар'єрним шаром ZrO ; в) після свого локального виникнення у вигляді окремого корозійного ураження під оксидним шаром оболонки твела цей корозійний продукт поступово накопичується й поширюється в азимутальному напрямку поперечного перерізу цієї оболонки.

На етапі розвиненого накопичення діоксиду цирконію ZrO_2 під плівкою пасивувального бар'єрного шару ZrO структурна морфологія приповерхневої зони цирконієвої оболонки починає змінюватись. Експериментальні дані [5] свідчать, що цей етап починається з точки перетину параболічної та лінійної залежностей, які описують приріст маси корозійного продукту на двох основних етапах його накопичення. Поперечний шліф твела з розвинутою зоною діоксиду цирконію ZrO_2 , що розташована під пасивувальною захисною плівкою ZrO (рис. 2), дає уяву про структурну морфологію фази розвиненої корозії оболонки твела зі сплаву E110 за даними роботи [5].

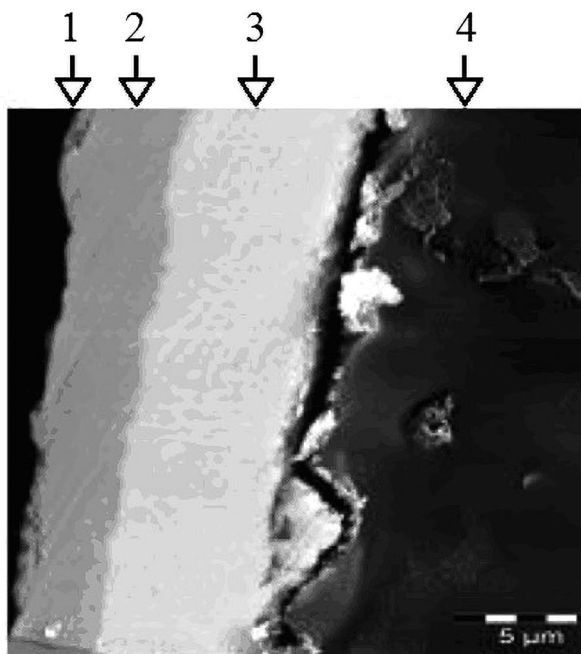


Рис. 2. Структурна морфологія розвиненої фази зовнішньої корозії оболонки твела за даними роботи [5]:
1 — пасивувальний шар ZrO ; 2 — корозійний продукт ZrO_2 ; 3 — цирконієва оболонка твела зі сплаву E110;
4 — паливна композиція

Розглядаючи в цьому контексті розвиток корозійного процесу вже на внутрішній поверхні оболонок твелів, слід відзначити: по-перше, внутрішня поверхня оболонок твелів експлуатується в екстремальних фізико-хімічних умовах, оскільки знаходиться в зоні суттєво підвищених температур; по-друге, ця поверх-

ня знаходиться в хімічно-агресивному середовищі, що включає газові продукти поділу, особливо хімічно активний радіоактивний йод; по-третє, фізика руйнації внутрішньої поверхні оболонки твела розвивається за складним фізико-хімічним механізмом. Так, зокрема, відповідно до даних [6], цей механізм включає взаємодію оболонки з паливною композицією, яка під впливом експлуатаційного розтріскування здатна увійти до безпосереднього теплового контакту з оболонкою, чим спричиняє виникнення в ній значних механічних напруг та деформацій. У цьому контексті в роботі [6] повідомляється про випадки корозійного розтріскування внутрішньої поверхні оболонок твелів під впливом термомеханічних зусиль, що діють з боку паливної композиції.

Розглядаючи сучасні технології запобігання розвитку корозії на внутрішній поверхні оболонок твелів, відповідно до даних [6], слід зазначити таке. Внутрішня поверхня американських оболонок твелів зі сплаву Zry-4, на відміну від російського сплаву E110, є захищеною від розвитку корозії, зокрема за рахунок напilenня на цю поверхню захисного шару з міді (товщиною 5...10 мкм) або хімічно чистого цирконію. Російські оболонки твелів зі сплаву E110 подібного захисного шару на їхній внутрішній поверхні не мають, що дає можливість розвитку корозійного процесу в цій термічно напруженій зоні. Кінцевий результат розвитку такої внутрішньої корозії ілюструє рис. 3, на якому зображено мікрофотографію поперечного шліфу оболонки твела зі сплаву E110 за даними роботи [2].

Відомо [7, 8], що наявні на теперішній час у світовій атомній енергетиці конструкційні матеріали для виготовлення оболонок твелів, що використовуються в ЯР на теплових нейтронах, загалом мають недостатню корозійну стійкість. Особливо це стосується аварійних умов, коли відбувається перевищення оптимального температурного рівня експлуатації цирконієвих сплавів, а також зміна хімічного складу теплоносія. На думку спеціалістів [2–4, 8], найбільш ефективним засобом захисту цирконієвих сплавів від корозійного та високотемпературного окислення є розробка технологій нанесення захисних покриттів на поверхні оболонок цирконієвих твелів. Відповідно до даних [3], на рис. 3 представлена мікрофотографія поперечного перерізу твела з неушкодженою корозією зовнішньою поверхнею оболонки, що була вкрита захисним хромовим покриттям. Ефективність таких технологій доведена також в інших роботах [5–8], коли такі покриття суттєво зменшували поглинання

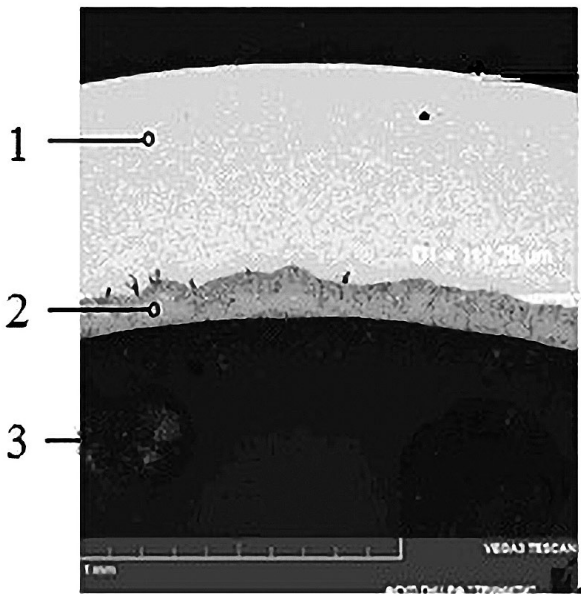


Рис. 3. Розвинена внутрішня корозія оболонки твела зі сплаву E110 за даними [2]: 1 — оболонка твела; 2 — корозійне накопичення ZrO_2 ; 3 — паливна композиція

сплавом Zry-4 водню. Так, автоклавні випробування зразка чистого цирконію за температури 400 °C та тиску 200 атм показали зменшення адсорбції водню з 5,5 до 0,1 молекули H_2 /г. Крім того, було з'ясовано, що хромове покриття на цирконієвій оболонці твела активно гальмує процес водневого окрихчування при окисленні цирконію в діапазоні температур до 1200 °C. Проте за наявності хромового покриття завтовшки 5 мкм нейтронне опромінення такого експериментального твела зі сплаву Zry-4 призвело до розтріскування зазначеного покриття та утворення під ним шару корозійного продукту ZrO_2 . Ці дослідження продовжуються.

Підсумовуючи аналіз фізико-хімічних механізмів активації корозійних процесів на внутрішній поверхні цирконієвих оболонок твелів, слід підкреслити:

1. Внутрішня поверхня оболонок твелів експлуатується в екстремальних фізико-хімічних умовах, оскільки знаходиться в зоні підвищених температур та під безпосереднім впливом хімічно агресивного середовища, що включає газові продукти поділу.

2. Внутрішня поверхня оболонок твелів, що виготовлені з американського сплаву Zry-4, на відміну від російських трубчастих оболонок твелів зі сплаву E110, є захищеною від розвитку корозії за рахунок наявності захисного шару напilenня — міді або хімічно чистого цирконію.

3. Відсутність у російських твелів, що мають оболонки зі сплаву E110, захисного покриття на їх-

ній внутрішній поверхні не дає можливості запобігти розвитку корозійного процесу, який супроводжується локальним накопиченням діоксиду цирконію біля внутрішньої поверхні цієї оболонки.

4. Низька теплопровідність локальних корозійних відкладень з діоксиду цирконію біля внутрішньої поверхні оболонки твела також здатна спричинити азимутальний перерозподіл теплового потоку в ураженому корозією перерізі паливного стрижня та призвести до відповідного підвищення теплового навантаження вільної від корозії частини цієї оболонки.

5. Локальне підвищення густини теплового потоку на неуразеній корозією поверхні оболонки твела внаслідок відзначеного в п. 4 азимутального перерозподілу енерговиділення здатне спричинити активацію на цій поверхні перших центрів пароутворення, а згодом призвести й до подальшого переходу цього аномального теплогідравлічного режиму до розвиненої пухиркової структури кипіння теплоносія на цій поверхні.

6. Наслідком зазначеного в п. 5 зростання густини теплового потоку на неуразеній корозією частині цієї оболонки понад нормативну величину є створення теплогідравлічних умов для активації центрів пароутворення на цій частині зовнішньої поверхні оболонки твела, що може служити фізичною ознакою розвитку корозійних відкладень.

7. Початок локальної вогнищевої корозії на зовнішній поверхні оболонок твелів супроводжується нерегламентним накопиченням оксидного шару до товщини приблизно 200 мкм унаслідок утворення корозійного продукту ZrO_2 під пасивувальною плівкою ZrO .

8. Посилене накопичення оксидних шарів на зовнішній поверхні твела здатне спричинити не тільки нерегламентне підвищення температури та кипіння теплоносія на цій поверхні, але й суттєво інтенсифікувати розвиток корозійних процесів на внутрішній поверхні цирконієвої оболонки.

9. Термомеханічні напруги на ділянках твела з підвищеною температурою здатні ініціювати корозійне розтріскування цирконієвого сплаву.

10. Посилене накопичення оксидних шарів на поверхні твела в усіх випадках призводить до локального перегріву окремих ділянок цирконієвої оболонки, на зовнішніх поверхнях яких починається нерегламентний процес кипіння теплоносія.

Підсумовуючи результати вищенаведеного аналізу фізико-хімічних аспектів корозійних уражень

внутрішньої поверхні оболонок твेलів, що виготовлені з американського (Zry-4) та російського (E110) цирконієвих сплавів, слід відзначити:

а) оболонки твелів зі сплаву Zry-4 американського виробництва загалом здатні експлуатуватися в АкЗ вітчизняних реакторів ВВЕР-1000 в умовах ВХР, що реалізується за вітчизняними нормативами [9];

б) мікродинаміка процесу кипіння на окремому центрі пароутворення, що є активованим на поверхні тепловіддачі твела здатна призводити до інтенсивного відшарування накопичених на цій поверхні оксидних плівок і прискорити тим самим корозійну кінетику цирконієвої оболонки.

Підсумовуючи аналіз фізико-хімічних механізмів активації корозійних процесів у цирконієвих сплавах, що експлуатуються в умовах АкЗ ЯР, слід підкреслити наведені нижче тези.

1. За умови можливого забруднення теплоносія першого контуру азотом його атоми додатково проникають через мікропори пасивувального шару ZrO до основного металу цирконієвої оболонки твела, посилюючи деформацію його кристалічної ґратки та пришвидшуючи процес корозії.

2. Розвитку корозійних процесів в американському сплаві Zry-4 можуть сприяти характерні особливості реалізації існуючого на вітчизняних АЕС ВХР українських реакторів типу ВВЕР.

3. Пролонгація неушкодженості зовнішнього пасивувального шару окисної плівки ZrO на поверхні твела дозволяє обмежувати дифузію атомарного кисню до основного металу цієї оболонки і зменшити тим самим накопичення діоксиду цирконію як основного корозійного продукту.

4. Виникнення локальних корозійних пошкоджень під пасивувальним оксидним шаром цирконієвої оболонки твела у вигляді зон накопичення полікристалічного діоксиду ZrO₂, що має високі теплоізолюючі властивості, призводить до зміни асиметричного напрямку енерговиділення у відповідному поперечному перерізі паливного стрижня.

5. Результатом зазначеної в п. 4 зміни асиметричної інтенсивності енерговиділення є зростання густини теплового потоку на неуразеній корозією ділянці цирконієвої оболонки.

6. Зростання густини теплового потоку на неуразеній корозією частині оболонки твела понад нормативну величину створює теплофізичні умови для активації центрів пароутворення і початку кипіння на цій неушкодженій частині зовнішньої поверхні оболонки твела.

З огляду на вищезазначене та з урахування можливого корозійного впливу ВХР українських АЕС на оболонки твелів з американського сплаву Zry-4 далі мають бути розглянуті головні аспекти експлуатації цього сплаву в умовах вітчизняних РУ типу ВВЕР.

Фізико-хімічні аспекти проникаючої точкової корозії оболонок твелів

У роботі [6] запропоновано класифікацію основних типів корозійних пошкоджень оболонок твелів в умовах фізико-хімічного впливу особливостей ВХР реакторів типу ВВЕР. Інший небезпечний різновид зовнішньої корозії — нодулярний — у цій роботі взагалі не розглядається. Як відомо, наявний досвід експлуатації твелів реакторів РБМК-1000 та інших РУ киплячого типу неспростовно доводить [10, 11], що в умовах не тільки безкорекційного, але й аміачно-калієвого ВХР на зовнішніх поверхнях твелів зі сплаву E110 у зонах кипіння теплоносія відзначалася локальна точкова корозія проникаючого типу. Цей тип корозії був названий «нодулярним», однак його фізико-хімічна природа й досі залишається фактично невідомою. У той же час у роботі [10] відзначається, що проблематика цього маловідомого типу корозійних пошкоджень за останній час суттєво актуалізувалась, що пов'язано зі створенням ЯР типу PWR нового покоління. При цьому слід зазначити, що заплановані до широкого будівництва в Україні РУ AP1000 [12] покоління 3+ є саме такими вдосконаленими реакторами, в яких деякі матеріалознавчі проблеми, що пов'язані з корозійною пошкоджуваністю оболонок твелів, не можна вважати до кінця вирішеними. Насамперед це стосується корозії нодулярного типу. З огляду на актуальність цієї проблематики головні аспекти виникнення та розвитку цієї точкової проникаючої корозії мають бути систематизовані далі в цій публікації.

Розглядаючи в цьому контексті актуальну проблематику корозійної пошкоджуваності оболонок твелів у реакторах AP1000 необхідно відзначити таке. Так, зокрема, відомо, що в АкЗ цих ЯР передбачена реалізація експлуатаційних умов, які відзначаються не тільки підвищеним рівнем механічних навантажень оболонок твелів, але й також інтенсифікацією процесів окислення цирконієвих сплавів. Доволі критичною в цих умовах є можливість недогрітого кипіння теплоносія у верхній частині ТВЗ. Саме з цих матеріалознавчих позицій у зарубіжних ядерних центрах останнім часом ведеться розробка [6] та

експериментальна перевірка цирконієвих сплавів, що здатні забезпечити високу корозійну стійкість у процесі експлуатації оболонок перспективних твелів із високим рівнем вигорання ядерного палива навіть у зазначених екстремальних умовах.

Так, за даними роботи [4], американські спеціалісти з компанії GNF ведуть пошук оптимального складу цирконієвого сплаву в хімічній структурі Zr-Nb-Sn-Fe, оскільки складові цієї структури можуть надати трубчастим оболонкам твелів здатність забезпечувати високе вигорання ядерного палива без зниження корозійної стійкості цих оболонок. Слід відзначити, що в цій же композиції хімічних елементів вели свій пошук і спеціалісти компанії Westinghouse El. Corp. під час створення нового перспективного сплаву Zirlo, а також російські фахівці, які розробили сплав E635.

У той же час у зазначеному контексті варто відзначити нижченаведені матеріалознавчі аспекти.

1. Російський цирконієвий сплав E635 за своєю хімічною структурою близький до американського сплаву Zirlo і з огляду на це має деякі притаманні цій новітній розробці недоліки.

2. Сплав E635 відзначається підвищеною швидкістю розвитку рівномірної вогнищевої корозії, що є типовим для всіх багатокомпонентних сплавів типу Zirlo та NSF.

3. На теперішній час у фахівців немає єдиної думки щодо фізико-хімічних причин розвитку у сплавах E635, Zirlo та NSF рівномірної вогнищевої корозії, хоча більшість матеріалознавців пов'язує цей руйнівний ефект з утворенням твердого розчину заліза і виходом Fe зі складу композиції Zr-Nb-Sn-Fe, що є типовим для всіх вищезазначених багатокомпонентних сплавів.

4. Реакторні випробування оболонок твелів зі сплаву E635 в умовах локального підкипання теплоносія, а також аналогічні випробування новітніх американських сплавів типу Zirlo підтвердили їхню достатньо високу стійкість щодо локальної проникаючої корозії нодулярного типу.

5. У той же час випробування оболонок твелів зі сплаву Zirlo в реакторі типу PWR продемонстрували суттєве зменшення товщини захисної окисної плівки саме в тій частині ТВЗ, де фіксувалося розвинене підкипання теплоносія.

6. Сплави E110 та Zry-4 стійкі щодо водневого окрихчування оболонок твелів, виготовлених із цих сплавів, в умовах тривалої експлуатації при глибокому вигоранні ядерного палива.

7. Фізично адекватним видається припущення, що рівномірна вогнищева корозія та локальна корозія нодулярного типу пов'язані з процесом генерації парової фази на поверхні оболонок твелів, що реалізуються в умовах різної щільності центрів пароутворення.

8. Обґрунтованою видається така фізична гіпотеза щодо головних причин виникнення вогнищевої корозії: руйнація захисної окисної пасивувальної плівки на поверхні твелів відбувається не тільки під дією накопиченого під нею діоксиду цирконію, але також за рахунок динамічного впливу діючих центрів пароутворення, що призводять до виникнення корозії вогнищевого типу в умовах розвиненого пузиркового кипіння.

9. Фізично адекватним видається також припущення, що локальна нодулярна корозія є зумовленою лише з початковою фазою пузиркового кипіння в умовах, коли накопиченого діоксиду цирконію ще недостатньо для відшарування захисної окисної плівки з поверхні оболонки твела.

У контексті цієї матеріалознавчої проблематики необхідною є також оцінка хімічного впливу ВХР реакторів типу ВВЕР на можливість виникнення проникаючих корозійних пошкоджень в оболонках твелів, які виготовлені з найпоширеніших на сьогодні цирконієвих сплавів — російського (E110) та американського (Zry-4) виробництва. Як уже зазначалося, відповідно до стратегії розвитку вітчизняної атомної енергетичної галузі, яка викладена, зокрема, у програмному документі [12], в Україні передбачається будівництво дев'яти нових ядерних енергоблоків з реакторами AP1000. Крім того, на діючих українських АЕС з реакторами ВВЕР-1000 та існуючим ВХР, що регламентується нормативним документом, передбачається широке використання американських твелів з оболонками, що виготовлені зі сплаву Zry-4 в конструктиві вітчизняних ТВЗ. З огляду на це в роботі [7] підсумовано основні результати промислових випробувань у 2006–2010 рр. американських ТВЗ, що були виготовлені в конструктиві вітчизняного ядерного палива для реактора ВВЕР-1000. За результатами аналізу цих даних, а також досліджень [1–7] можна засвідчити нижченаведене.

Згідно з наявними нормативами [9], у першому контурі ЯР ВВЕР-1000 застосовується відновлювальний слаболужний аміачно-калієвий ВХР, що має суттєві відмінності від регламентних вимог ВХР американських реакторів типу PWR. При цьому обидва ВХР відрізняються передусім хімічним складом коректуючих домішок. Останні мають забезпечити два

хімічні функціонали: а) пригнічення процесу утворення продуктів радіолізу теплоносія, для чого в перший контур реакторів типу PWR дозовано додається водень, а в реакторах типу ВВЕР у теплоносії, відповідно до вимог [9], додається аміак; б) нейтралізацію кислотного ефекту борної кислоти та створення слаболужної реакції в теплоносії першого контуру, для чого в РУ з реактором типу PWR дозовано додається гідроксид літію, а на АЕС з ВВЕР — гідроокис калію.

10. У процесі експлуатації РУ ВВЕР-1000 в теплоносії першого контуру переходить значна кількість продуктів корозії конструктивних матеріалів АкЗ (з боку першого контуру з теплоносієм контактує нержавіюча сталь загальною площею $18 \cdot 10^3 \text{ м}^2$).

11. Живильна вода може містити деяку кількість нерегламентних домішок, що можуть бути присутніми також в коректуючих реагентах, які здатні проникати в теплоносії першого контуру під час ремонтних операцій.

12. Проблема негативного впливу корозійних відкладень, що утворюються на аустенітних сталях 08X18H10T та 12X18H10T елементів першого контуру РУ ВВЕР-1000 та мігрують до їхнього осадження на поверхні оболонок твелів, суттєво актуалізувалася в умовах пролонгації проектних термінів експлуатації реакторів ВВЕР-1000.

13. Поява корозійних відкладень на поверхні тепловіддачі оболонок твелів здатна призводити до локальних перегрівів цих оболонок, ініціюючи тим самим нерегламентне окислення цирконієвого сплаву в умовах кипіння теплоносія.

14. Негативний вплив радіолізного водню в АкЗ реакторів типу ВВЕР на механічні характеристики твелів та інших внутрішньокорпусних елементів РУ обумовлюється розвитком міжкристалічної корозії та водневим окрихчуванням відповідних конструкційних матеріалів.

15. Початок локальної вогнищевої корозії на зовнішній поверхні оболонок твелів супроводжується нерегламентним накопиченням оксидного шару до товщини приблизно 200 мкм унаслідок утворення корозійного продукту ZrO_2 під пасивувальною плівкою ZrO , як про це свідчить робота [6].

З огляду на вищезазначений вплив корозійних відкладень на поверхні тепловіддачі оболонок твела, а також під пасивувальним шаром захисної бар'єрної плівки окису цирконію в наступній роботі доцільно також розглянути фізико-хімічні аспекти локальної проникаючої корозії в конструкційних елементах АкЗ ЯР.

Висновки

1. Початок фази корозійної руйнації основного металу оболонки твела відповідає стадії інтенсивного утворення діоксиду цирконію під пасивувальним оксидним шаром зовнішньої захисної плівки.

2. Процес відшарування пасивувального шару захисної оксидної плівки внаслідок накопичення під ним діоксиду цирконію має розглядатися як вихідна аварійна подія для подальшої втрати герметичності твела.

3. Руйнація пасивувального бар'єрного шару оксидної плівки на поверхні твела під впливом зовнішніх фізичних чинників, що включають гідродинамічні та температурні ефекти процесу кипіння теплоносія, має розглядатися як початок процесу втрати герметичності цирконієвої оболонки.

4. Відсутність технологій антикорозійного захисту внутрішньої поверхні оболонок російських твелів не дає можливості запобігти розвитку корозійних процесів на цій енергетично напруженій поверхні.

5. Низька теплопровідність локальних корозійних відкладень з діоксиду цирконію, що здатні накопичуватись під пасивувальним оксидним бар'єрним шаром на поверхні твела, є причиною азимутального перерозподілу теплового потоку в ураженій корозією частині його оболонки з одночасним зростанням теплового потоку та наступним кипінням теплоносія на вільній від корозії частині поверхні цієї оболонки.

6. Мікродинаміка процесу кипіння на окремих центрах пароутворення на поверхні твела здатна інтенсифікувати процес відшарування накопичених на цій поверхні захисних оксидних плівок, прискорюючи тим самим корозійну динаміку цирконієвої оболонки.

7. Виникнення локальних корозійних уражень оболонки твела під її пасивувальним оксидним шаром призводить до азимутального перерозподілу теплового потоку та його збільшення на неуразеній корозією поверхні цієї оболонки, що проявляє себе через активацію центрів пароутворення та початок кипіння теплоносія на цій поверхні.

8. Автоматичне розпізнавання процесу кипіння теплоносія в реакторі типу ВВЕР за параметрами нейтронного шуму в АкЗ цього ЯР створює необхідні передумови для ефективного запобігання корозійному ушкодженню і виходу з ладу оболонок твелів.

Список використаної літератури

1. Удосконалення властивостей оболонок твелів для вітчизняного ядерного паливного циклу / О.В. Єфімов,

- М. М. Пилипенко, В. П. Кравченко [та ін.] // Ядерна та радіаційна безпека. — 2022. — № 3 (95). — С. 39–47.
2. Якушкин А. А. Проблема разрушения поверхности оболочек тепловыделяющих элементов ядерных установок / А. А. Якушкин, Ф. И. Высокайло // Вестник московского государственного областного университета. — (Серия «Физика-математика»). — 2018. — № 4. — С. 92–108.
3. Герасимов В. В. Материалы для ядерной техники / В. В. Герасимов, А. С. Монахов. — Москва : Энергоиздат, 1982. — 288 с.
4. Коррозия сплава E635 в условиях реактора ВВЭР-1000 / И. Н. Волкова, А. Е. Новоселов, Г. П. Кобылянский [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. — 2012. — № 2 (78). — С. 46–52.
5. Кириченко В. Г. Ядерное физическое материаловедение сплавов атомной энергетики / В. Г. Кириченко. — Харьков : ХНУ им. В. Н. Каразина, 2015. — 449 с.
6. A Guide to Nuclear Power Technology / F. Rahn, G. Adamantiades, Y. Kenton, C. Braun. — New York : John Wiley and Sons, 1984. — 985 p.
7. Исследование влияния ВХР на коррозионные процессы в материалах активной зоны реакторов ВВЭР / В. С. Красноруцкий, Н. А. Петельгузов, В. М. Трицина [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. — (Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение» (96)). — 2010. — № 5. — С. 58–66.
8. Горячев А. В. Особенности кинетики высокотемпературного окисления облученных оболочек твел реакторов ВВЭР / А. В. Горячев, Ю. Ю. Косвинцев, А. Ю. Лещенко // Физика и химия обработки материалов. — 2009. — № 2. — С. 14–23.
9. ГНД 95.1.06.02.001-07. Теплоноситель первого контура ядерных энергетических реакторов типа ВВЭР-1000. Технические требования. Способы обеспечения качества. Украина.
10. Радиационная стойкость циркония и сплавов на его основе: Справочные материалы по реакторному материаловедению. — Димитровград : ГНЦ РФ НИИАР, 1996. — 176 с.
11. Андреева А. Б. Очаговая коррозия циркониевых сплавов. Факторы и механизмы. Обзор / А. Б. Андреева, Г. И. Маершина, Г. П. Кобылянский. — Москва : ЦНИИ-Атоминформ, 1989. — 42 с.
12. Кількість атомних енергоблоків, що побудують в Україні за технологіями Westinghouse збільшилась до 9 // Міністерство енергетики України: офіційний веб-сайт. — Режим доступу: <https://mev.gov.ua/novyna/kilkist-atomnykh-enerhoblokiv-shcho-pobuduyut-v-ukrayini-za-tekhnolohiyamy-westinghouse>.

G. I. Sharaievskyi

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

Problems of Operational Diagnostics of Corrosive Damage of Fuel Element Claddings in VVER Reactors

The nature and structure of interrelated thermophysical, physico-chemical, and materials science processes that directly affect the operational reliability parameters of fuel element claddings in non-boiling VVER-type reactors are considered. Possible causes of operational damage to the claddings of fuel elements in these reactors are analyzed, including their modern modifications made of Zircaloy-4 alloy, produced by the American Westinghouse Electric Corporation, which have begun to be used at Ukrainian NPPs. A set of problematic issues in ensuring the nuclear safety of VVER reactors, directly associated with recorded cases of latent damage to fuel element claddings at several operating NPPs, is systematized. The characteristic manifestation of this damage is considered to be the effect of unpredictable and uncontrolled loss of fuel element cladding tightness during the operation of fuel assemblies in the active zones of VVER and PWR reactor installations. The study provides a physical rationale that the activation of corrosion processes in fuel element claddings is closely related to the processes of diffusion penetration of radiolysis products of the coolant through micropores in the protective barrier layer of zirconium oxide on the surface of fuel element claddings. It has been shown that the phase of active destruction of the base metal of the fuel element cladding corresponds to the initial formation of zirconium dioxide beneath the passive protective oxide film. The process of delamination of the protective barrier layer of zirconium oxide from the surface of the fuel element cladding, due to the accumulation of zirconium dioxide underneath it, is considered. The physico-chemical mechanisms of the development of dangerous corrosion processes in tubular zirconium fuel element claddings, which lead to the loss of their tightness, are considered. It has been shown that the reduction in the operational life of fuel element claddings in non-boiling reactors is due to the destruction and delamination of protective passive oxide films on their surfaces. The main tasks of developing promising software and hardware complexes for implementing operational automatic diagnostics of corrosion damage in zirconium alloys, in

the active zones of non-boiling type power nuclear reactors based on the spectral parameters of neutron noise, are substantiated.

Keywords: non-boiling type power nuclear reactors, abnormal thermal-hydraulic regime, onset of coolant boiling, active zone, corrosion damage to zirconium alloys, operational diagnostics of corrosion damage.

References

1. Yefimov O. V., Pylypenko M. M., Kravchenko V. P., et al. (2022). Improvement of fuel rod cladding properties for the domestic nuclear fuel cycle. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 3 (95), pp. 39–47. (in Ukr.)
2. Yakushkin A. A., Vysokailo F. I. (2018). The problem of surface destruction of fuel element cladding in nuclear installations. *Bulletin of Moscow State Regional University. Series: Physics-Mathematics*, vol. 4, pp. 92–108. (in Rus.)
3. Gerasimov V. V., Monakhov A. S. (1982). *Materialy dlya yadernoy tekhniki* [Materials for nuclear engineering]. Moscow: Energoizdat, 288 p. (in Rus.)
4. Volkova I. N., Novoselov A. E., Kobylinsky G. P., et al. (2012). Corrosion of E 635 alloy in the conditions of a VVER-1000 reactor. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 2 (78), pp. 46–52. (in Rus.)
5. Kirichenko V. G. (2015). *Yadernoye fizicheskoye metallovedeniye splavov atomnoy energetiki* [Nuclear physical metallurgy of alloys for atomic energy]. Kharkiv: V. N. Karazin National University, 449 p.
6. Rahn F., Adamantiades G., Kenton Y., Braun C. (1984). *A guide to nuclear power technology*. John Wiley & Sons, 985 p.
7. Kraskorutsky V. S., Petelguzov N. A., Tritsina V. M., et al. (2010). [Study of the influence of coolant chemistry on corrosion processes in materials of the active zones of VVER reactors]. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Radiation Damage Physics and Radiation Materials Science*, vol. 5 (96), pp. 58–66. (in Rus.)
8. Goryachev A. V., Kosvintsev Yu. Yu., Leshchenko A. Yu. (2009). Features of high-temperature oxidation kinetics of irradiated fuel rod cladding in VVER reactors. *Physics and Chemistry of Material Treatment*, vol. 2, pp. 14–23. (in Rus.)
9. GND 95.1.06.02.001-07. Primary circuit coolant of VVER-1000 nuclear power reactors: Technical requirements. Quality assurance methods. Ukraine, 2007. (in Rus.)
10. Radiation resistance of zirconium and its alloys: Reference materials on reactor materials science. Dimitrovgrad: RF SSC RIAR, 1996. (in Rus.)
11. Andreeva A. B., Maershina G. I., Kobylinsky G. P. (1989). *Ochagovaya korroziya tsirkoniyevykh splavov. Faktory i mekhanizmy* [Localized corrosion of zirconium alloys: Factors and mechanisms (Review)]. Moscow: TsNII-Atominform, 42 p. (in Rus.)
12. The number of nuclear power units that will use Westinghouse technologies in Ukraine has increased to 9. Ministry of Energy of Ukraine: official website. – Available at: <https://mev.gov.ua/novyna/kilkist-atomnykh-enerhoblokiv-shcho-pobuduyut-v-ukrayini-za-tekhnologiyamy-westinghouse>. (in Ukr.)

Надійшла / Received 05.11.2024

Рекомендована до друку / Accepted 14.01.2025

О. В. Михайлов¹, І. С. Скітер¹, О. В. Мясников², Т. В. Тимошенко²

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

² ДСП «Чорнобильська АЕС», Славутич, Київська обл., 07101, Україна

Дослідження розподілу питомої активності реперних нуклідів у металовідходах, що спрямовуються ДСП «Чорнобильська АЕС» на звільнення від регулюючого контролю, та оцінка їхньої відповідності діючому радіонуклідному вектору

Ключові слова:

Чорнобильська АЕС,
партія металовідходів,
звільнення від регулюючого
контролю,
реперні радіонукліди,
питома активність,
радіонуклідний вектор,
коефіцієнти масштабування

Проведено статистичний, регресійний та кластерний аналіз даних щодо питомої активності реперних радіонуклідів (^{60}Co , ^{137}Cs) та відношення їхньої активності в партіях металовідходів ДСП «Чорнобильська АЕС», що підлягають звільненню від регулюючого контролю. Об'єктами дослідження були результати вимірювань 11 контейнерів із радіоактивно забрудненим металобрухтом, що пройшли радіаційний контроль на установці FRM-03 (виробництва Чехії) після їхньої дезактивації. Запропоновано кількісний критерій оцінки відповідності партій металовідходів діючому радіонуклідному вектору, встановленому раніше за спеціальною методикою та результатами проведеної науково-дослідної роботи.

Вступ

Початок робіт із демонтажу конструкцій енергоблоків ДСП «Чорнобильська АЕС» призвів до появи значної кількості металовідходів, дезактивація яких може забезпечити зниження їхнього радіоактивного забруднення до рівнів, що дозволяють їхнє вивезення за межі зони відчуження та повернення в господарський обіг для використання в металургійній промисловості країни. Основним нормативним документом, в якому встановлені критерії, вимоги та порядок звільнення радіоактивних матеріалів (РМ) від регулюючого контролю є НП 306.4.159-2010 [1]. На діючих АЕС України порядок дій у цьому напрямі поведження з РМ визначено у стандарті НАЕК «Енергоатом» СОУ НАЕК 260:2022 [2]. На кожній АЕС заплановано створення дільниць із можливістю сортування, обробки та формування партій РМ (ПРМ), а також розгортання вимірювального комплексу для визначення

їхніх радіаційних характеристик [3]. З цією метою на промайданчику ДСП «Чорнобильська АЕС» було створено стаціонарну установку гамма-спектрометричного контролю FRM-03 (виробництва Чехії) для визначення питомої активності радіонуклідів у металовідходах, що спрямовуються на звільнення від регулюючого контролю [4]. За допомогою FRM-03 вимірюють активність реперних радіонуклідів (РР, або KN від *key nuclides* в англомовній літературі) ^{137}Cs та ^{60}Co , а також інших гамма-випромінювачів у складі ПРМ. Активність радіонуклідів, що не можуть бути виміряні за допомогою гамма-спектрометрії, так звані радіонукліди, що важко вимірюються (РВВ, або DTM від *difficult to measure radionuclides* в англомовній літературі), відповідно до рекомендацій Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) [5, 6] розраховують із застосуванням коефіцієнтів масштабування (КМ, або SF від *scaling factors* в англомовній літературі), які є середнім відношенням активності РВВ до ак-

тивності РР. Таким визнанням у світовій практиці способом мінімізуються час та матеріальні витрати для радіологічної характеристики радіоактивних відходів, що спрямовуються на тимчасове зберігання або захоронення в спеціальних сховищах чи звільнення від регулюючого контролю. Для твердих радіоактивних відходів (ТРВ) на ДСП «Чорнобильська АЕС» процедура встановлення числових значень КМ, набір яких називають радіонуклідним вектором (РВ), регламентована стандартом підприємства [7]. Для металовідходів, що спрямовуються на звільнення від регулюючого контролю відповідно до вимог [1], РВ встановлений за спеціально розробленою методикою [8] та результатами науково-дослідної роботи [9], в якій було оцінено відношення активності РВВ та РР у різних партіях металовідходів до та після їхньої дезактивації.

Відповідно до порядку звільнення РМ від регулюючого контролю [1], за результатами проведеного радіаційного контролю має бути оцінена сума зважених за рівнями звільнення виміряних значень питомої активності радіонуклідів, яка не може перевищувати 1. За алгоритмом розрахунку, викладеним у [9], до цієї суми має бути додана її невизначеність, що є сумою невизначеностей застосованих КМ. У програмному забезпеченні FRM-03 такий розрахунок передбачений і виконується. Однак у процесі дослідно-промислової експлуатації установки звільнення металовідходів від регулюючого контролю виявлено проблему. За деякими результатами вимірювань ПРМ — контейнерів із металовідходами — відношення активності РР (^{137}Cs до ^{60}Co або навпаки) у складі дезактивованого металу суттєво, у рази, відрізнялося від розрахованого в [9] його середнього значення. Унаслідок цього застосування КМ, що відповідають різним РР, призводило до отримання розрахункових даних щодо питомої активності РВВ у ПРМ, які не збігалися в межах допустимої похибки визначення. Виникло питання щодо можливості застосування діючого РВ до ПРМ за наявності таких «аномальних» результатів вимірювань та розрахунку вищезазначеної суми, від значення якої залежить висновок щодо звільнення чи незвільнення ПРМ від регулюючого контролю. У роботі [9] це не було передбачено. У зв'язку з цим виявилось актуальним дослідити особливості розподілу питомої активності РР ^{137}Cs та ^{60}Co в різних партіях дезактивованого металу та визначити, яким чином застосовувати діючий РВ до ПРМ за наявності «аномальних» результатів радіаційного контролю.

Метою роботи було проведення аналізу результатів вимірювань питомої активності РР ^{137}Cs та ^{60}Co

в металовідходах ДСП «Чорнобильська АЕС», отриманих за допомогою установки FRM-03, та визначення за яких умов або за яким кількісним критерієм діючий РВ може бути застосований до ПРМ, що спрямовуються на звільнення від регулюючого контролю.

Об'єкти та методи досліджень

Об'єктами дослідження були результати вимірювань питомої активності гамма-випромінюючих РР ^{137}Cs та ^{60}Co , отримані за допомогою установки гамма-спектрометричного контролю FRM-03 у ПРМ ДСП «Чорнобильська АЕС», що спрямовуються на звільнення від регулюючого контролю. Установка FRM-03 призначена для вимірювання питомої та сумарної активності металевих брухт, завантаженого в контейнер із габаритними розмірами $3 \times 1 \times 1,2$ м, та складається з таких основних частин (рис. 1, а):

- кліматична кабіна з розміщенням усередині захисним боксом, в якому виконується вимірювання;
- транспортна система (напрямні рейки, запобіжна рама, транспортний візочок).

Вимірювання активності реперних та інших гамма-випромінюючих радіонуклідів у складі металовідходів в екранованому тунелі та в кліматичній камері, в якій підтримується необхідний температурно-вологісний режим, виконується за допомогою устаткування:

- трьох напівпровідникових блоків детектування на основі детекторів гамма-випромінювання в діапазоні від 50 кеВ до 3 МеВ з особливо чистого германію (HPGe) типу GC 4518-CP5-PLUS-SL;

- трьох коліматорів;

- трьох багатоканальних амплітудних аналізаторів спектрів типу Lynx;

- трьох систем охолодження детекторів типу Cryo-Pulse 5 Plus;

- двох промислових комп'ютерів із програмним забезпеченням, що використовуються для управління процесами вимірювання та відображення результатів аналізу виміряних спектрів і визначення питомої активності радіонуклідів у складі РМ.

Контейнер із ПРМ із подрібненого металобрухту автоматично транспортується до вимірювальної камери (рис. 1, б), де визначається його маса та рівень його заповнення. Вимірювання питомої активності радіонуклідів виконується всередині кліматичної кабіни шляхом сканування сегментів із бокових сторін та верхньої частини контейнера під час переміщення транспортного візочка по направляючих рейках під несучою рамою з трьома рухомими блоками детектування.

Результати проведених вимірювань реєструються в локальній базі даних на сервері, що забезпечує ведення електронного журналу обліку даних із формуванням протоколу вимірювань. Для розрахунку активності РВВ програмне забезпечення FRM-03 використовує результати вимірювань активності РР ^{137}Cs або ^{60}Co , залежно від вибору оператором опції програми обробки отриманих даних, та відповідні значення КМ (табл. 1).

Діапазон реєстрації питомої активності радіонуклідів становить:

- від 0,01 до 1000 Бк/г — для ^{241}Am ;
- від 0,0013 до 1000 Бк/г — для ^{137}Cs ;
- від 0,0005 до 10^6 Бк/г — для ^{60}Co .

Детально опис установки FRM-03 та порядок дій оператора до отримання рекомендацій про звільнення/незвільнення виміряної ПРМ відповідно до вимог [1] за допомогою встановленого програмного забезпечення наведено в «Інструкції з експлуатації стаціонарної установки гамма-спектрометричного контролю FRM-03» (63Е-ЦРБ) [4].

Вибіркова сукупність даних, яка була використана для статистичного, регресійного та кластерного аналізу, складалась із 69 результатів (протоколів) визначення питомої активності РР (^{137}Cs , ^{60}Co) та РВВ у металовідходах, отриманих для 11 контейнерів. Кількість вимірювань для одного контейнера становила від трьох до шести (або 12 у випадку проведення повторного вимірювання) залежно від кількості секторів, обраних програмним забезпеченням установки від ступеня визначеної неоднорідності розподілу радіоактивності в об'ємі контейнера.

Під час проведення дослідження вирішувалися такі завдання:

визначити параметри статистичного розподілу питомої активності РР (^{137}Cs , ^{60}Co) та відношень їхньої питомої активності ($^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ та $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$) у металовідходах;

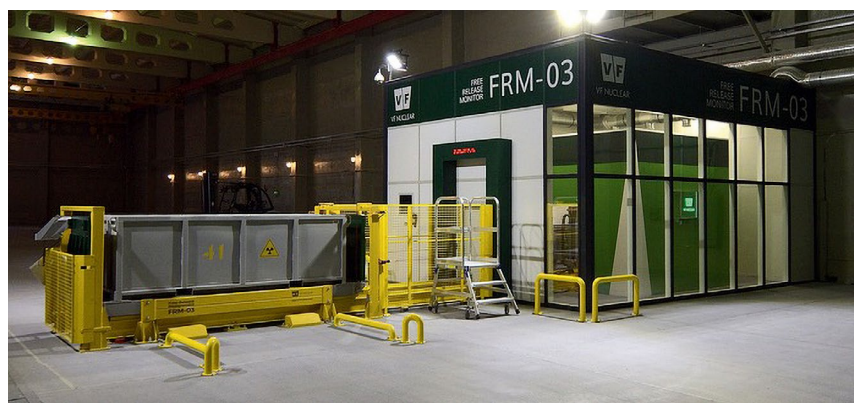
встановити, які існують кореляції між питомою активністю РР у металовідходах, а також між відношенням їхньої питомої активності та питомою активністю окремого РР;

дослідити, на підставі яких кількісних критеріїв можна зробити однозначний висновок про те, що до виміряного контейнера можна застосувати КМ діючого РВ (див. табл. 1) для визначення питомої активності РВВ та встановлення відповідності ПРМ критерію звільнення від регулюючого контролю.

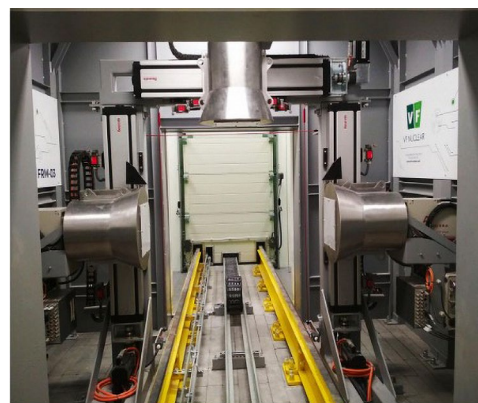
Статистичний та регресійний аналіз даних вимірювань проводився із застосуванням прикладних програм офісного пакету Microsoft Office. Кластерний аналіз вибірки даних виконувався із застосуванням програми *Cluster Analysis Calculator Statistics Kingdom* (<https://www.statskingdom.com/cluster-analysis.html>) відповідно до методичних підходів [10, 11] для отримання однорідних груп результатів вимірювань питомої активності РР у ПРМ та подальшого їхнього статистичного аналізу в межах окремої групи. Не обмежуючись результатами кластерного аналізу до підвибірок даних, що об'єднували результати вимірювань тільки одного контейнера, додатково було застосовано критерій відповідності середнього геометричного значення відношення питомої активності РР ($SF_{\text{Co/Cs}}$ або $SF_{\text{Cs/Co}}$) до границь інтервалу

$$SF_{\text{РВВ/РР}} \pm U_c (SF_{\text{РВВ/РР}}),$$

де $SF_{\text{РВВ/РР}}$ — позначення КМ; $U_c (SF_{\text{РВВ/РР}})$ — сумарна невизначеність КМ.



а



б

Рис. 1. Зовнішній вигляд (а) та зона гамма-спектрометричного контролю (б) установки звільнення матеріалів від регулюючого контролю ДСП «Чорнобильська АЕС» FRM-03

Таблиця 1. Значення коефіцієнтів масштабування ($SF_{PBB/PP}$) та їхньої невизначеності (U_c), що відповідають реперним нуклідам для потоку дезактивованого металу станом на 2024 р.

Радіонуклід	Реперний радіонуклід ^{137}Cs		Реперний радіонуклід ^{60}Co	
	$SF_{PBB/PP}$	U_c	$SF_{PBB/PP}$	U_c
^{60}Co	0,306	0,259	1,0	–
^{63}Ni	4,82	4,26	15,7	18,0
^{90}Sr	0,0492	0,0242	0,161	0,141
^{90}Y	0,0492	0,0242	0,161	0,141
^{137}Cs	1,0	–	3,26	2,76
^{238}Pu	0,0053	0,0027	0,0173	0,0154
$^{239+240}\text{Pu}$	0,00281	0,00244	0,00918	0,0104
^{241}Am	0,0185	0,0235	0,0602	0,0884

Примітка. Позначення коефіцієнтів масштабування, їхнього значення та невизначеності наведено відповідно до [8, 9].

У табл. 1 наведено числові значення КМ, які становлять фактично два РВ та дозволяють визначити питому активність РВВ у складі ПРМ шляхом множення вимірної питомої активності РР на відповідне значення $SF_{PBB/PP}$ залежно від того, який гамма-випромінюючий нуклід (^{60}Co або ^{137}Cs) обрано як реперний.

Якщо за серією вимірювань контейнера середнє геометричне значення відношення питомої активності ^{137}Cs до ^{60}Co або, навпаки, у металовідходах знаходилося в межах від $SF_{PBB/PP} - U_c$ до $SF_{PBB/PP} + U_c$ (див. табл. 1), приймалось рішення віднести його до групи, у межах якої діючий РВ може бути застосований, якщо ні — до іншої групи. У такий спосіб визначався перелік контейнерів, для яких відповідно до відомих методичних підходів, зображених у [12–14], діючі значення КМ мають бути підтверджені (верифіковані) або встановлені нові, що відповідають новим характеристикам радіоактивного забруднення, визначеним для вимірної партії металовідходів.

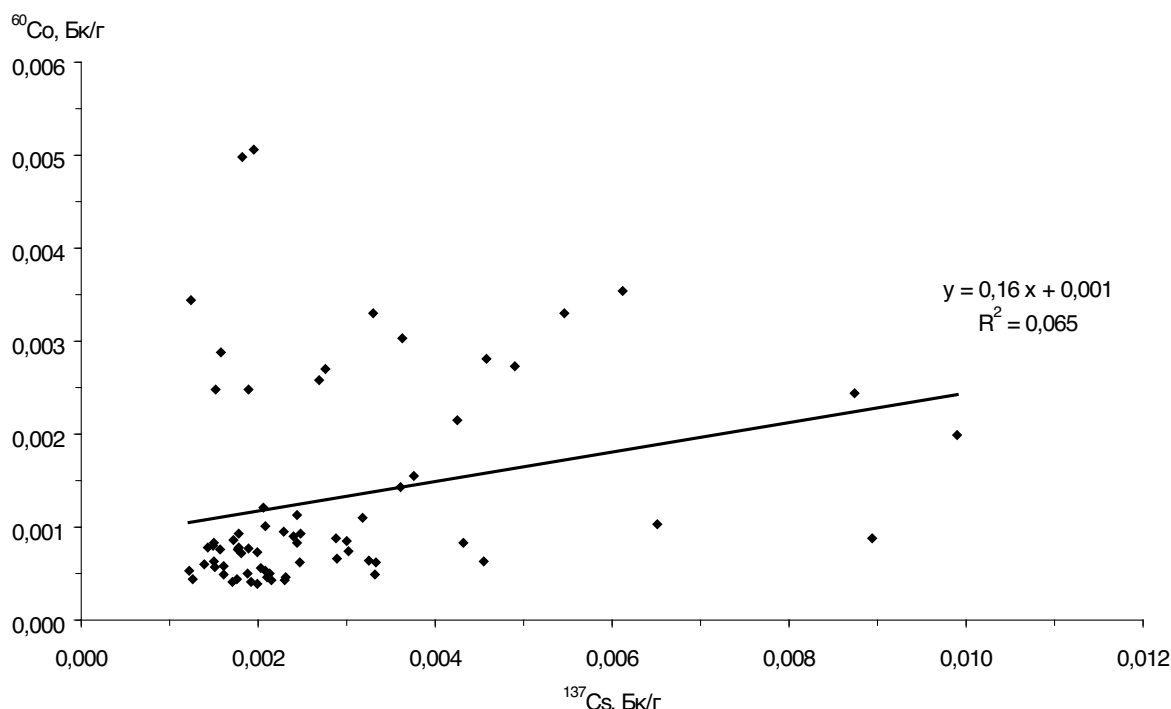
Результати та обговорення

Результати статистичного аналізу розподілу питомої активності РР у металовідходах для сумарної вибірки даних відображено на рис. 2 та в табл. 2. Одиниці вимірювання питомої активності РР наведено в Бк/г відповідно до [1] для радіонуклідів штучного походження, якими є ізотопи ^{137}Cs до ^{60}Co . Якщо не розділяти результати вимірювань на окремі кластери, як це зроблено далі, показники середнього значення відношення активності РР (середнє геометричне, мода, медіана; див. табл. 2) та діючих КМ ($SF_{PBB/PP}$) для РР (див. табл. 1) відрізняються несуттєво: у межах 22–31 % — для $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ та в межах 18–23 % — для $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$. Однак форма розподілу питомої активності РР та їхнього відношення в дезактивованому металі має широкий розмах, значну правосторонню асиметрію та варіабельність середнього значення (див. табл. 2).

За результатами регресійного аналізу сумарної вибірки даних встановлено наявність:

Таблиця 2. Основні статистичні показники розподілу експериментальних даних

Статистичний показник	Питома активність, Бк/г		Відношення питомої активності	
	^{137}Cs	^{60}Co	$^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$	$^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$
Середнє геометричне	0,0025	0,0010	0,401	2,496
Мода	0,0018	0,0008	0,375	2,667
Медіана	0,0021	0,0008	0,377	2,649
Середнє квадратичне відхилення	0,0018	0,0011	0,561	1,805
Коефіцієнт асиметрії	2,3	1,7	2,9	1,2
Коефіцієнт варіації, %	72,6	112,7	140,0	72,3

Рис. 2. Поле кореляції «питома активність ^{137}Cs – питома активність ^{60}Co »

слабкого позитивного зв'язку між активністю ^{60}Co та ^{137}Cs у металовідходах ($r = 0,26$, див. рис. 2);

тісного кореляційного зв'язку між відношенням активності $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ та питомою активністю ^{60}Co ($r = 0,80$ для лінійної форми залежності, рис. 3);

слабкого кореляційного зв'язку між відношенням активності $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ та питомою активністю ^{137}Cs ($r = -0,22$ для лінійної форми залежності, рис. 4);

помітного кореляційного зв'язку між відношенням активності $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ та питомою активністю ^{60}Co ($r = -0,58$ для лінійної форми залежності, рис. 5);

помірного кореляційного зв'язку між відношенням активності $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ та питомою активністю ^{137}Cs ($r = 0,42$ для лінійної форми залежності, рис. 6).

Таким чином, загалом між активністю ^{137}Cs та ^{60}Co у дезактивованому металі є лише слабкий позитивний зв'язок (див. рис. 2), але в інших полях кореляції, особливо між їхнім відношенням та РР ^{60}Co , існує більш ніж помітний зв'язок (див. рис. 3 і 5). У поєднанні зі встановленими функціональними залежностями (рівняннями регресії), наведеними на рис. 3–6, це дає можливість достатньо надійно окреслити границі питомої активності ^{60}Co у дезактивованому металі, у межах яких відношення $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ або $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ буде відповідати значенням КМ у табл. 1. Для питомої активності ^{137}Cs такі границі для відношення активності РР також можна визначити, але з огляду на зна-

чення коефіцієнта кореляції (див. рис. 4 і 6) ступінь надійності такої оцінки буде суттєво менш надійним порівняно з РР ^{60}Co .

Результати кластерного аналізу даних, оцінки характеристик розподілу відношення активності РР за окремими кластерами та переліку контейнерів, результати вимірювання яких відповідають тому чи іншому кластеру, подано в табл. 3 та 4 (n – кількість результатів вимірювань, $M \pm \Delta$ – 95 % довірчий інтервал середнього геометричного значення відношення активності РР, позначеного як M ; Δ – ширина цього інтервалу; δ – відносна похибка оцінки M ($\delta = \Delta/M \cdot 100$ %). Отримані результати підтвердили наявність у сумарної вибірки даних, відображеної на рис. 2, кількох підвибірок – кластерів, що відрізняються статистичними параметрами розподілу питомої активності РР у дезактивованих металовідходах (див. табл. 3 і 4). Існує чітко виражена зона («хмара») розсіювання даних у межах кластера, яка не перетинається із зонами розсіювання даних іншого кластера. Відповідно до змісту кластерів було визначено перелік контейнерів, результати вимірювання яких присутні в тому чи іншому кластері даних.

Однак, як можна бачити з табл. 3 і 4, за результатами проведеної кластеризації даних виявилось, що не всі контейнери можна віднести тільки до однієї групи. Це можна пояснити наслідком неоднорідного

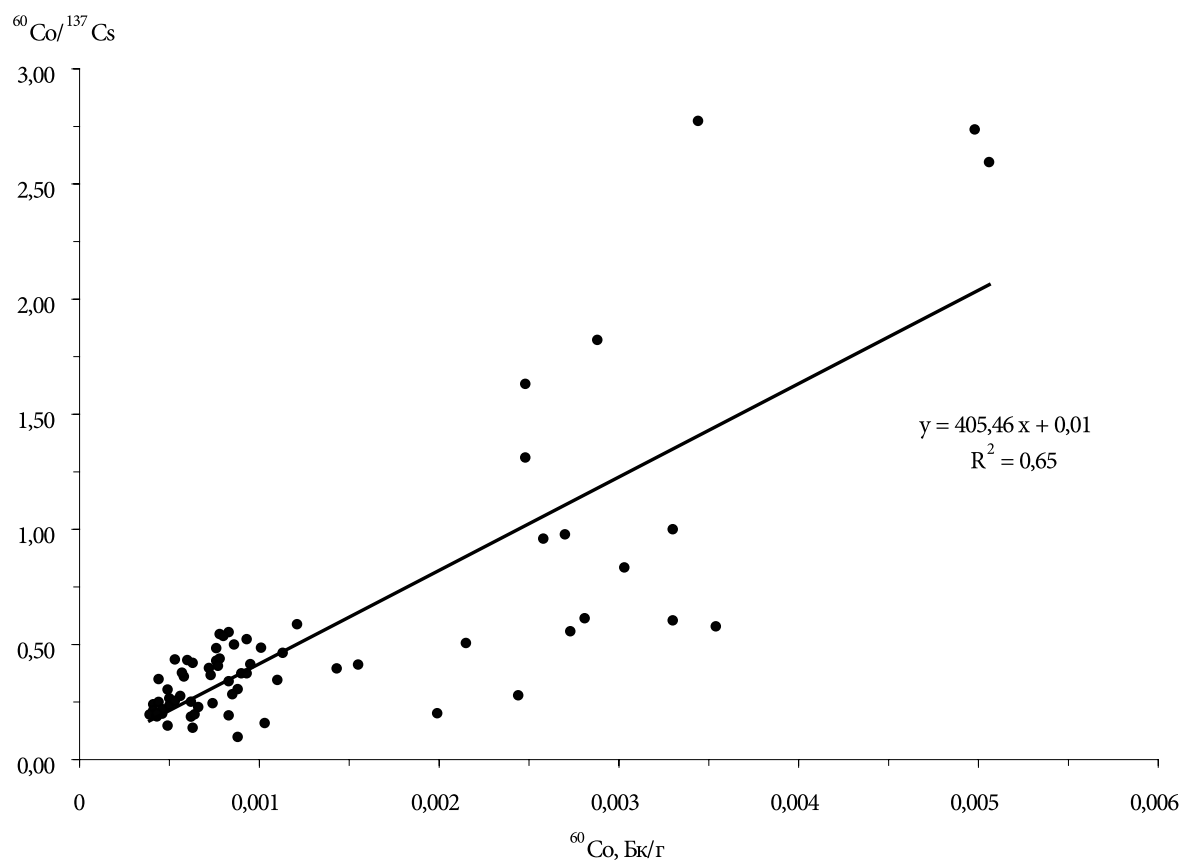


Рис. 3. Поле кореляції «відношення активності нуклідів $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ — питома активність ^{60}Co »

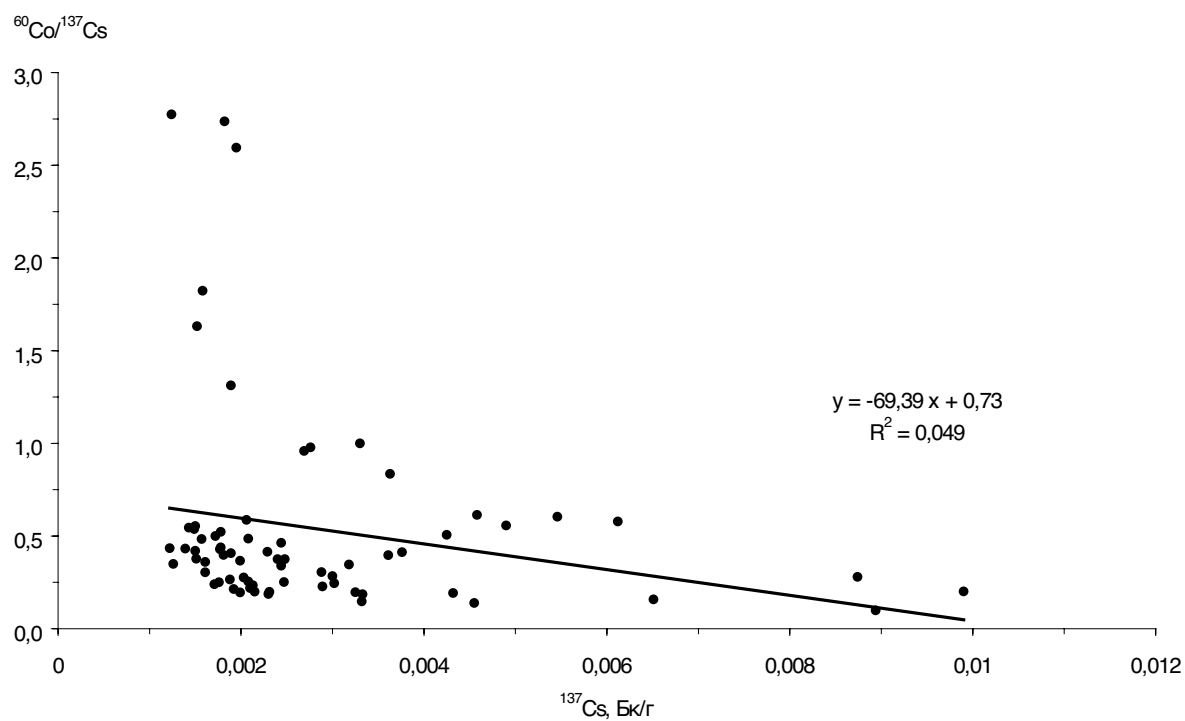


Рис. 4. Поле кореляції «відношення активності нуклідів $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ — питома активність ^{137}Cs »

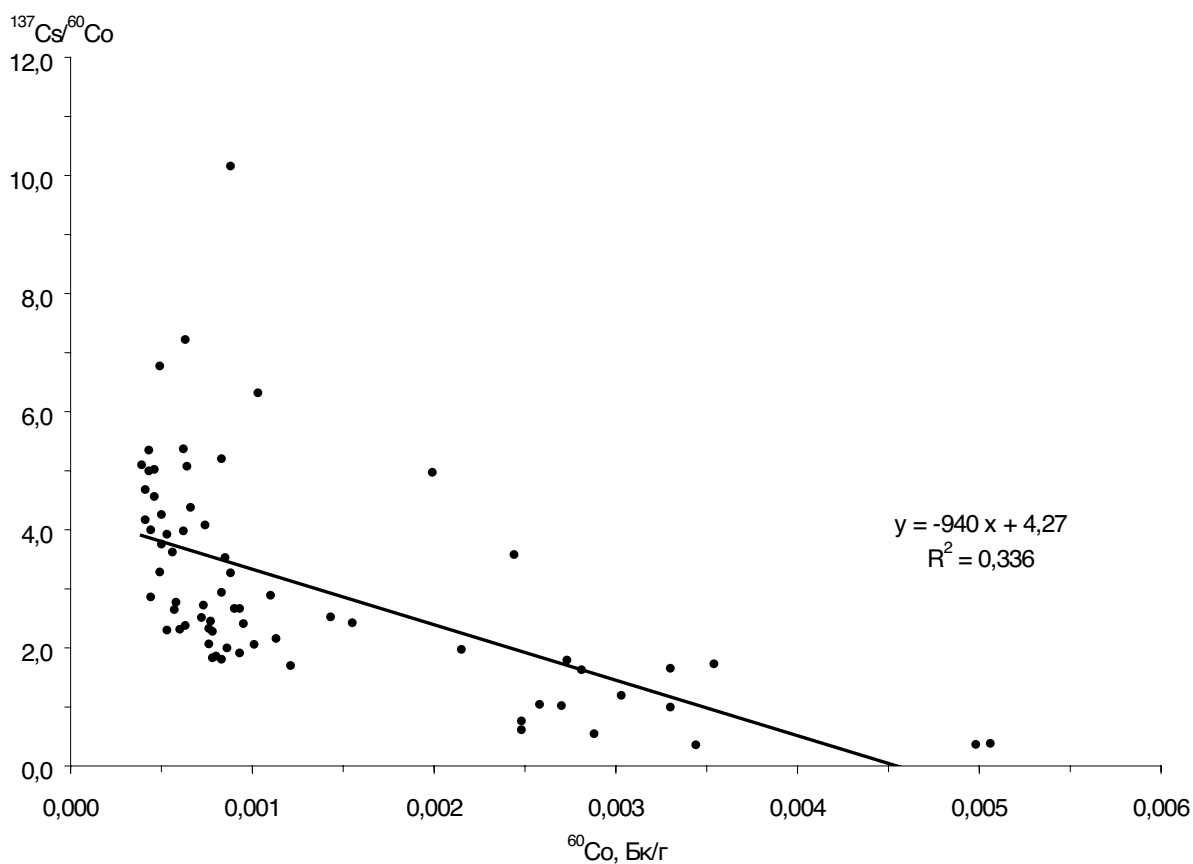


Рис. 5. Поле кореляції «відношення активності нуклідів $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ – питома активність ^{60}Co »

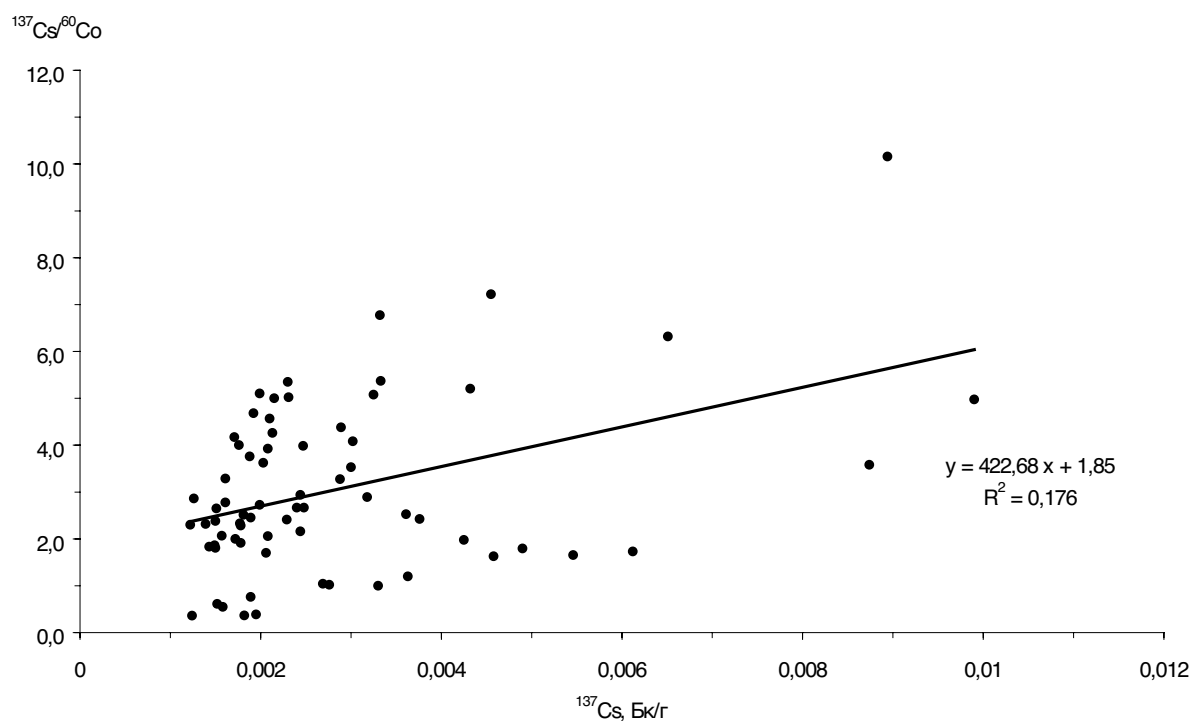


Рис. 6. Поле кореляції «відношення активності нуклідів $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ – питома активність ^{137}Cs »

розподілу в контейнері металобрухту, забрудненого ^{137}Cs та ^{60}Co . Відповідно до алгоритмів, закладених у програмне забезпечення FRM-03, об'єм контейнера було поділено на сектори, для кожного з яких було проведено вимірювання та отримано протокол з даними щодо питомої активності РР та РВВ у металобрухті. Відповідно до настанов [1] висновок щодо звільнення ПРМ від регулюючого контролю робиться на підставі протоколу вимірювань з найбільшими показниками визначеної питомої активності РР та РВВ у металовідходах. Для визначення переліку контейнерів, що належать тільки до однієї групи, можна було б застосувати інший підхід — за критерієм належності

переважної кількості результатів вимірювань до одного з кластерів даних. У роботі такий суб'єктивний підхід не використовувався.

Беручи до уваги той факт, що застосований кластерний аналіз не дав змоги отримати однозначний висновок щодо того, до яких із досліджених контейнерів можна застосувати діючі КМ, а для яких — ні, пошук рішення поставленого завдання було реалізовано в інший спосіб. З цією метою було застосовано критерій відповідності середнього геометричного значення відношення активності РР, розрахованого для контейнера за всіма результатами вимірювань, до довірчого інтервалу КМ (від $SF_{\text{РВВ/РР}} - U_c$ до $SF_{\text{РВВ/РР}} + U_c$).

Таблиця 3. Результати кластеризації даних та оцінки середнього геометричного значення відношення активності нуклідів $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ у металовідходах у полі кореляції з питомою активністю ^{60}Co (^{137}Cs)

Кількість кластерів та їхні номери		Характеристики кластера			Номери контейнерів у кластері
		n	(M ± Δ)	δ, %	
3	1	59	0,320 ± 0,035	11,0	3, 5, 8, 12, 15, 19, 25, 27, 47, 48
	2	7	1,173 ± 0,281	24,0	2, 8
	3	3	2,701 ± 0,107	4,0	2
4	1	45	0,273 ± 0,028	10,3	3, 5, 12, 15, 19, 25, 27, 47, 48
	2	18	0,608 ± 0,083	13,7	2, 3, 8, 27
	3	3	1,574 ± 0,292	18,5	2, 8
	4	3	2,701 ± 0,107	4,0	2

Таблиця 4. Результати вибірки даних та оцінки середнього геометричного значення відношення активності нуклідів $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ у полі кореляції з питомою активністю ^{60}Co (^{137}Cs) у металовідходах

Кількість кластерів та їхні номери		Характеристики кластера			Номери контейнерів у кластері
		n	(M ± Δ)	δ, %	
3	2	42	1,668 ± 0,230	13,77	2, 3, 5, 8, 19, 25, 27
	1	23	4,305 ± 0,357	8,29	5, 12, 15, 19, 25, 27, 47, 48
	3	4	7,487 ± 1,70	22,68	15, 27, 48
4	4	10	0,664 ± 0,197	29,71	2, 8
	2	34	2,276 ± 0,153	6,74	3, 5, 8, 19, 25, 27
	3	21	4,418 ± 0,266	6,02	5, 12, 15, 19, 25, 27, 47, 48
	1	4	7,487 ± 0,17	22,68	15, 27, 48

Таблиця 5. Розподіл контейнерів за групами як результат застосування критерію відповідності

Відношення активності РР	Номер групи контейнерів	Перелік контейнерів у групі
$^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$	1	3, 5, 12, 15, 19, 25, 27, 47, 48
	2	2, 8
$^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$	3	2, 3, 5, 8, 12, 15, 19, 25, 27, 47, 48

Як результат було отримано три групи контейнерів, склад яких відображено в табл. 5. До груп 1 та 3 було включено контейнери, для яких відношення активності РР відповідає висунутому критерію, до групи 2 — ні. У табл. 6 наведено характеристику 95 % довірчого інтервалу оцінки середнього геометричного значення відношення активності РР ($M \pm \Delta$) для кожної групи контейнерів та розподіл окремих результатів вимірювань відносно застосованих границь довірчого інтервалу $SF_{\text{РВВ/РР}}: SF_{\text{Co/Cs}}$ від 0,047 до 0,565; $SF_{\text{Cs/Co}}$ — від 0,5 до 6,02. Індекс «ск» вказує на кількість даних, що відповідають кількості контейнерів у групі.

Як можна бачити з табл. 5, якщо в якості РР обрати ^{137}Cs , середнє геометричне значення відношення $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ знаходиться в межах довірчого інтервалу відповідного $SF_{\text{РВВ/РР}}$ для дев'яти контейнерів (група 1). У той же час, якщо обрати як РР ^{60}Co , усі досліджені контейнери задовольняють умови застосованого критерію відповідності (група 3). При цьому, як можна бачити з табл. 6, лише незначна частина результатів вимірювань вийшла за межі довірчого інтервалу $SF_{\text{РВВ/РР}}$. Це підтверджує прийнятність застосування запропонованого критерію відповідності для визначення переліку контейнерів, для яких може бути застосований діючий РВ.

Таким чином, якщо спиратись на отримані в роботі результати, можна зробити висновок про те, що

застосування до даних вимірювань діючого РВ, побудованого на РР ^{137}Cs , може призвести до отримання, на наш погляд, некоректних розрахункових даних щодо питомої активності РВВ у складі металовідходів для двох контейнерів 2 та 8. За наявними матеріалами, що відображають багаторічний досвід радіологічної характеристики низько- та середньоактивних металевих РМ, утворених внаслідок демонтажу різних конструкцій АЕС, з цією метою найчастіше як РР застосовується ^{60}Co [5, 6]. Лише в тому випадку, коли рівні забруднення РМ цим нуклідом знаходяться нижче мінімально детектованої активності установи, що використовується для радіаційного контролю, виникає необхідність залучення КМ, побудованих на застосуванні РР ^{137}Cs або інших гамма-випромінюючих нуклідів. На наш погляд, для забезпечення гарантій коректності застосування методології РВ для ПРМ, що плануються до звільнення від регулюючого контролю, для партій металобрухту, що були дезактивовані на промисловій установці з абразивоструменевої обробки та завантажені в контейнери 2 та 8, необхідно відібрати зразки, провести додаткові експериментальні дослідження радіонуклідного складу РМ та встановити нові значення КМ. Це дозволить врахувати характеристики радіонуклідного забруднення металобрухту після дезактивації, що не були відомі на етапі встановлення значень КМ РВ ($SF_{\text{РВВ/РР}}$), відображених у табл. 1.

Таблиця 6. Середнє геометричне значення відношення активності $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ або $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ у металовідходах за групами контейнерів та розподіл даних вимірювань відносно до границь довірчого інтервалу значень відповідного коефіцієнта масштабування

Номер групи контейнерів	Кількість даних	$M \pm \Delta$	Розподіл даних відносно до границь довірчого інтервалу значень $SF_{\text{РВВ/РР}}\%$		
			<	В межах	>
1	9ск	$0,285 \pm 0,059$	0	100	0
	57	$0,313 \pm 0,034$	0	96,5	3,5
2	2ск	$1,289 \pm 0,855$	0	0	100
	12	$1,289 \pm 0,464$	0	0	100
3	11ск	$2,64 \pm 0,90$	0	100	0
	57	$2,496 \pm 0,426$	4,3	89,9	5,8

Висновки

Результати дослідження показали, що після дезактивації середнє відношення питомої активності РР у деяких фрагментах металобрухту або в партіях металовідходів у цілому може суттєво відрізнитись від його значення, прийнятого як КМ у діючому РВ, що застосовується для визначення питомої активності РВВ, які не можуть бути виміряні за допомогою методу гамма-спектрометрії.

Кластерний аналіз результатів гамма-спектрометричних вимірювань, проведених за допомогою установки FRM-03, дав змогу розділити вибірку даних на окремі кластери, у межах яких характеристики розподілу питомої активності РР або відношення активності РР значно відрізняються. Але за такого способу, унаслідок попадання в об'єм контейнера фрагментів металобрухту з різними рівнями залишкового після дезактивації радіоактивного забруднення, не всі партії металовідходів можуть бути однозначно віднесені до групи, де відношення активності РР відповідає прийнятому в діючому РР. Вирішення проблеми знайдено шляхом застосування критерію відповідності середнього геометричного значення відношення активності РР, оціненого для контейнера за сумою виконаних вимірювань, границям довірчого інтервалу КМ, що були раніше (у 2019 р.) розраховані в рамках спеціально проведених досліджень і нині використовуються ДСП «Чорнобильська АЕС» із поправкою на радіоактивний розпад.

До партій металовідходів, у складі яких показники розподілу питомої активності РР виходять за межі довірчого інтервалу значень $SF_{РВВ/РР}$ станом на 2024 р., обґрунтоване рішення щодо застосування діючого РВ може бути прийняте лише після його перевірки. Немає гарантії того, що відношення активності РВВ до активності РР у складі таких партій металовідходів відповідає прийнятим значенням $SF_{РВВ/РР}$, що застосовуються. МАГАТЕ рекомендує періодично або систематично проводити верифікацію діючих КМ на підставі додаткових експериментальних досліджень та встановлювати їхні нові значення, що відповідають характеристикам радіонуклідного забруднення матеріалів, які не були відомі на етапі встановлення РВ.

Список використаної літератури

1. НП 306.4.159-2010. Порядок звільнення радіоактивних матеріалів від регулюючого контролю у рамках прак-

тичної діяльності [Затверджено наказом Держатомрегулювання № 84 від 01.07.2010, зареєстровано в М-ві юстиції України 20.08.2010 за № 718/18013]. — Київ, 2010.

2. СОУ НАЕК 260:2022. Забезпечення радіаційної безпеки. Звільнення радіоактивних матеріалів від регулюючого контролю у ДП «НАЕК «Енергоатом» [Погоджено листом Держатомрегулювання № 21-44/8847-7853 від 13.07.2023; лист МОЗ України № 26-04/2705/2-23 від 03.02.2023]. — Київ, 2022. — 252 с.
3. Сапона М. Методологія звільнення радіоактивних матеріалів від регулюючого контролю в дії: доповідь / М. Сапон // Онлайн-семінар «Звільнення радіоактивних матеріалів від регулюючого контролю». — Режим доступу: <https://sstc.ua/news/metodologiya-zvylennya-radioaktivnih-materialiv-vid-regulyuyuchogo-kontrolyu-v-diyi>.
4. Інструкція з експлуатації стаціонарної установки гамма-спектрометричного контролю FRM-03. — ДСП «Чорнобильська АЕС», 2023. — 63Е-ЦРБ. Інв. № 79 від 08.05.2023. — 49 с.
5. Determination and use of scaling factors for waste characterization in NPP. IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.18. — Vienna : IAEA, 2009. — 142 p.
6. Михайлов А. В. Методология применения радионуклидных векторов для характеристики РАО АЭС / А. В. Михайлов, В. А. Краснов, В. Н. Безмылов // Ядерная энергетика та довкілля. — 2018. — № 2 (12). — С. 51–58.
7. СТП 2.035-2018. Система управління производственными процессами. Методика установления радионуклидных векторов для характеристики партий твердых радиоактивных отходов. — Славутич : ГСП «Чернобыльская АЭС», 2018. — 24 с. (редакция 2020 г.)
8. Методика визначення нуклідних векторів для радіоактивних матеріалів ДСП «Чорнобильська АЕС». — Славутич : ДСП «Чорнобильська АЕС», 2019. — 64 с.
9. Звіт про НДР «Обґрунтування переліку радіонуклідів та визначення нуклідного вектора для потоку радіоактивних матеріалів, які направляються на звільнення від регулюючого контролю», № держреєстрації 0119U 000602; Керівник Максименко А. М. — Славутич, 2019. — 278 с.
10. Wagstaff K. Clustering with missing values: no imputation required / K. Wagstaff // Proceedings of the Meeting of the International Federation of Classification Societies. — 2004. — P. 649–658. — doi.org/10.1007/978-3-642-17103-1_61.
11. Chi J. T. k-POD: A method for k-means clustering of missing data / J. T. Chi, E. C. Chi, R. G. Baraniuk // The Amer-

- ican Statistician. — 2016. — Vol. 70, no. 1. — P. 91–99. — doi.org/10.1080/00031305.2015.1086685.
12. Михайлов О. В. Результати порівняльної оцінки алгоритмів розрахунку коефіцієнтів масштабування (scaling factors) для радіонуклідів, що важко вимірюються у відходах ЧАЕС, на прикладі ^{241}Am / О. В. Михайлов // Ядерна енергетика та довкілля. — 2021. — Вип. 2 (21). — С. 61–70.
 13. Михайлов О. В. Результати верифікації радіонуклідного вектора для характеристики твердих радіоактивних відходів ЧАЕС, що спрямовуються на захоронення / О. В. Михайлов // Ядерна енергетика та довкілля. — 2022. — Вип. 2 (24). — С. 43–53.
 14. Михайлов О. В. Верифікація коефіцієнтів масштабування, призначених для радіологічної характеристики твердих радіоактивних відходів АЕС за методологією МАГАТЕ. Огляд сучасних підходів / О. В. Михайлов, В. М. Безмилов // Ядерна енергетика та довкілля — 2023. — Вип. 1 (26). — С. 24–34.

**O. V. Mykhailov¹, I. S. Skiter¹, O. V. Miasnykov²,
T. V. Tymoshenko²**

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

² State Specialized Enterprise “Chornobyl NPP”, Slavutych,
Kyiv Region, Ukraine, 07101

Study of Specific Activity Distribution of Key Nuclides in Metal Waste Forwarded for Exemption from Regulatory Control in the SSE “Chornobyl NPP”, and Assessment of their Compliance with the Current Radionuclide Vector

The initiation of dismantling activities at the Chornobyl NPP Units has resulted in a significant amount of metal waste, decontamination of which can ensure the reduction of their radioactive contamination to levels that allow their removal outside the Exclusion Zone and return to economic circulation for use in the country's metallurgical industry. To solve the problem of metal waste batches (MWB) exemption from regulatory control, FRM-03 facility (manufactured in the Czech Republic) for gamma-spectrometry control of scrap metal in container was created at the industrial site of the SSE “Chornobyl NPP”. During the experimental and industrial operation of FRM-03, based on the results of measurements of certain MWBs, it was found that the ratio of the activity of

key nuclides (^{137}Cs to ^{60}Co or vice versa) in the deactivated metal differs significantly (to several times), from the scaling factors (SF), which are recommended with others SFs value for MWB radiological characterization using radionuclide vector methodology.

This work aims to analyze the measurement results of specific activity of key nuclides in MWBs from the Chornobyl NPP, obtained using the FRM-03 facility, and to determine under what conditions or by what quantitative criterion the current radionuclide vector can be applied to the waste stream exempted from regulatory control. The objects of the study were the results of measurements of 11 containers with radioactively contaminated scrap metal that underwent radiation control at the FRM-03 facility. Statistical, regression and cluster analysis of data on the specific activity of key nuclides and the ratio of their activity in 11s MWB sent to the SSE “Chornobyl NPP” for exemption from regulatory control was carried out. A quantitative criterion for assessing the MWB compliance to the current radionuclide vector was proposed. It is recommended to compile a list of containers for which the SF value needs to be verified or new values set, corresponding to other characteristics of radioactive contamination of scrap metal that were previously unknown.

Keywords: Chornobyl NPP, metal waste batch, exemption from regulatory control, key nuclides, specific activity, radionuclide vector, scaling factors.

References

1. NP 306.4.159-2010. [Procedure for radioactive materials exemption from regulatory control within the framework of practical activities]. Approved by State Nuclear Regulatory Commission order no. 84, dated 01.07.2010, registered by Ministry of Justice of Ukraine under no. 718/18013, dated 20.09. 2010. (in Ukr.)
2. SOU NNEGC 260:2022. [Ensuring radiation safety. Exemption of radioactive materials from regulatory control at SE “NNEGC ‘Energoatom’”. Agreed by Letter of the State Nuclear Regulatory Commission no. 21-44/8847-7853, dated 13.07.2023; letter of the Ministry of Health of Ukraine no. 26-04/2705/2-23, dated 03.02.2023. Kyiv, 2022, 252 p. (in Ukr.)
3. Methodology for radioactive materials exemption from regulatory control in action. Report by M. Sapon at the online seminar “Radioactive materials exemption from regulatory control”. Available at: <https://sstc.ua/news/metodologiya-zvylnennya-radioaktivnih-materialiv-vid-regulyuyuchogo-kontrolyu-v-diyi>. (in Ukr.)

4. Operating manual for the stationary facility of gamma spectrometric control FRM-03. 63E-RSS. Slavutych: SSE "Chornobyl NPP", 2023, 49 p. (in Ukr.)
5. Determination and use of scaling factors for waste characterization in NPP. IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.18. Vienna: IAEA, 2009, 142 p.
6. Mykhailov O. V., Krasnov V. O., Bezmylov V. M. (2018). [Methodology of using radionuclide vectors for characterization of NPP radioactive waste]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 12, no. 2, pp. 51–58. (in Rus.)
7. Production process control system. Methodology for the determination of radionuclide vectors for the characterization of batches of solid radioactive waste. STP 2.035-2018. Slavutych: SSE "ChNPP", 2018, 24 p. (revised 2020). (in Rus.)
8. Methodology for determining nuclide vectors for radioactive materials of the Chornobyl NPP. Slavutych: SSE "Chornobyl NPP", 2019, 64 p. (in Ukr.)
9. Justification of the list of radionuclides and determination of the nuclide vector for the flow of radioactive materials sent for exemption from regulatory control. Research report. State registration no. 0119U 000602. Head A. M. Maksymenko. Slavutych, 2019, 278 p. (in Ukr.)
10. Wagstaff K. (2004). Clustering with missing values: no imputation required. *Proceedings of the Meeting of the International Federation of Classification Societies*, pp. 649–658, doi.org/10.1007/978-3-642-17103-1_61.
11. IChi J. T., Chi E. C., Baraniuk R. G. (2016). k-POD: A method for k-means clustering of missing data. *The American Statistician*, vol. 70 (1), pp. 91–99, doi.org/10.1080/00031305.2015.1086685.
12. Mykhailov O. V. (2021). [Results of comparative evaluation of algorithms for calculating scaling factors of difficult-to-measure nuclides in ChNPP wastes at ^{241}Am example]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (21), pp. 61–70. (in Ukr.)
13. Mykhailov O. V. (2022). [Results of radionuclide vector verification to characterize solid radwaste of Chornobyl Nuclear Power Plant sent for burial]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (24), pp. 43–53. (in Ukr.)
14. Mykhailov O. V., Bezmylov V. M. (2023). [Verification of Scaling Factors in Radiological Characterization of NPP Solid Radwaste Using the IAEA Procedure. Overview of Modern Approaches]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 1 (26), pp. 24–34. (in Ukr.)

Надійшла / Received 12.03.2025

Рекомендована до друку / Accepted 19.03.2025

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

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

Параметри радіаційного стану окремих зон виконання робіт з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» на період подовження терміну його експлуатації

Ключові слова:

об'єкт «Укриття»,
подовження терміну експлуатації,
радіаційна обстановка

На підставі аналізу даних вибірових досліджень у 2021 і 2024 рр. параметрів радіаційної обстановки в майбутніх зонах виконання робіт з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» наведено ймовірний прогноз їхньої динаміки на період продовження його безпечної експлуатації до 2029 р. Визначено, що за період до 2029 р. величини потужності еквівалентної дози гамма-опромінення практично не зміняться, а загальне запилення і сумарна активність у складі нефіксованого поверхневого забруднення робочих поверхонь у зонах виконання робіт мають тенденцію до збільшення.

Вступ

Проектний термін експлуатації конструкцій об'єкта «Укриття», зведених протягом червня – листопада 1986 р. над зруйнованим 4-м енергоблоком Чорнобильської АЕС, становить 30 років. Наприкінці 1990-х років, під час контролю технічного стану будівельних конструкцій об'єкта «Укриття», виявлено низку нестабільних конструкцій, імовірність обвалення яких була неприпустимо високою. Визначено, що зменшення ризиків обвалення таких конструкцій можливе лише шляхом їхньої стабілізації (посилення), що й було реалізовано у 2004–2008 рр. Зважаючи на запроєктований 15-річний термін експлуатації стабілізованих конструкцій, це дозволило забезпечити прийнятний рівень безпеки об'єкта «Укриття» до кінця 2023 р.

На початку 2021 р. розпочався процес проектування заходів з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття». На той час уже були виконані передпроектні дослідження параметрів показників радіаційної обстановки в майбутніх зонах будівельно-демонтажних робіт.

У зв'язку з військовою агресією Російської Федерації проти України проектування робіт з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» було призупинено, а заплановану дату початку виконання робіт з демонтажу перенесено на невизначений термін.

Через затримку робіт з демонтажу нестабільних конструкцій та внаслідок закінчення терміну безпечної експлуатації локалізуючої споруди об'єкта «Укриття» (ЛС ОУ) виникла необхідність технічного обґрунтування подовження терміну її експлуатації. У постанові колегії Державної інспекції ядерного регулювання України (ДІЯРУ) від 19.10.2023 р. [1] було визначено вимоги для подовження терміну безпечної експлуатації ЛС ОУ. Вони базувалися на необхідності додаткового дослідження технічного стану будівельних конструкцій I та II категорій відповідальності за ядерно-радіаційну безпеку ЛС ОУ. Особливо це стосувалось конструкцій та їхніх опор, які не досліджувалися з моменту завершення будівництва об'єкта «Укриття» в 1986 р. у зв'язку з відсутністю фізичного доступу до них.

© Л. І. Павловський, Д. В. Городецький, В. В. Деренговський, Є. А. Меньшенін, С. Г. Брилка, 2025. Ліцензія CC BY 4.0

У бригади, які виконували обстеження технічного стану будівельних конструкцій та їхніх опор, також були включені фахівці з радіаційної безпеки. Окрім допоміжних функцій з обстеження технічного стану конструкцій, вони виконали додаткові вимірювання параметрів радіаційної обстановки в зонах обстежень. Ці роботи є продовженням передпроектних досліджень радіаційної обстановки, що були розпочаті у 2021 р., і мали на меті визначення сучасного (на той момент часу) радіаційного стану окремих запроектованих зон виконання робіт з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» в частині «раннього» демонтажу [2, 3].

Метою цієї роботи є аналіз динаміки параметрів радіаційної обстановки на деяких ділянках робіт з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» за період 2021–2024 рр., а також визначення тенденції в динаміці їхніх величин на наступний період до 2029 р.

Висловлюємо щиру вдячність співробітникам ДСП «Чорнобильська АЕС», особисто О. П. Солоненко, за вагому технічну допомогу під час виконання досліджень.

Об'єкти та методи досліджень

Об'єкти досліджень. Об'єктами досліджень параметрів показників радіаційної обстановки були ділянки майбутніх зон виконання робіт (ЗВР) з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» в частині «раннього» демонтажу, а саме:

приміщення Г635/3 деаераторної етажерки об'єкта «Укриття»;

металоконструкція блоку «Мишкін дім»;

західна зона обпирання блоку балок Б1 і Б2 на металоконструкції підсилення;

західні горизонтальні щити;

сходово-ліфтовий блок.

Приміщення Г635/3 деаераторної етажерки об'єкта «Укриття». Унаслідок аварії на Чорнобильській АЕС деаераторна етажерка (ДЕ) 4-го енергоблоку отримала суттєві пошкодження несучих будівельних конструкцій. Для стабілізації каркаса ДЕ були виконані рішення, спрямовані на включення існуючих металевих L-подібних опор верхнього ярусу ДЕ (вище за відмітку 24,300 м) у спільну роботу із закріплення нахилених колон від зміщення в бік машинного залу. Стабілізація каркаса ДЕ з колонами, що відхилилися, проводилася за допомогою установки додаткових елементів підсилення і закріплення опорних вузлів уже існуючих елементів підсилення. Реалізація цих

рішень забезпечила стабілізацію верхнього ярусу залізобетонного каркаса ДЕ в осях Б–В, вище відмітки 24,270 м, яка полягала в посиленні рам каркаса в осях 42–50. Відповідно до цих рішень у приміщенні Г635/3 було посилено 10 рам каркаса будівлі ДЕ в осях 42–50 для запобігання обвалу.

Тож для запобігання обвалу аварійних плит верхнього перекриття приміщення Г635/3 будівлі ДЕ, на відмітці 38,900, була виконана стабілізація аварійних плит шляхом встановлення колон із круглих сталевих труб різних типорозмірів. Колони, що спираються на перекриття на відмітці 16,400 м у приміщенні Г553/2, проходять крізь отвори, виконані в нижньому перекритті приміщення Г635/3 (відмітка 24,300). На їхніх верхніх кінцях встановлено траверси з прокатних профілів для сприйняття навантаження аварійних плит перекриття.

Металоконструкції блоку «Мишкін дім» належать до елементів північної зони покрівлі, функціональне призначення яких полягає в закритті кутової башти об'єкта «Укриття», яка є конструкцією з'єднання між північною каскадною стіною і західною конторфосною стіною.

Блок «Мишкін дім» — пустотіла просторова металева конструкція, що розташована між осями 50–51, С. Висота блоку — 3,0 м, ширина — 5,7 м, довжина — 9,0 м, маса блоку — 6,5 т. Каркас блоку «Мишкін дім» складається з вертикальних, повздовжніх та поперечних двотаврових балок, в'язів із швелерів і кутників та металевих покривних листів (верхнього та бокового), з товщиною листа 4 мм. Металоконструкції блоку «Мишкін дім» утримуються на опорних поверхнях за рахунок сил тертя (не мають фіксуючих з'єднань). Ділянка зони досліджень блоку «Мишкін дім» знаходиться між осями 50–51, С, має площу ~54 м².

Західна зона обпирання блоку балок Б1 і Б2 на металоконструкції підсилення. Основні несучі блоки балок Б1 і Б2 по осях Ж і П призначені для сприйняття навантаження від металоконструкцій, що накривають центральну частину реакторного відділення аварійного 4-го енергоблоку Чорнобильської АЕС. Безпосередньо балки Б2 сприймають навантаження від нахату із труб центрального залу і легкої покрівлі, а балки Б1 сприймають навантаження на півдні від південних щитів, а на півночі від північних щитів-«ключок». Балки Б2 по осях Ж і П мають західні та східні місця обпирання.

На заході, по осях Ж і П, блоки балок Б1 і Б2 обпираються на залишки бетонної стіни по осі 50, що у свою чергу були підсилені металоконструкціями

та додатково забетоновані. Після зведення об'єкта «Укриття» місця обпирання було закрито металевими конструкціями. У процесі реалізації стабілізаційного заходу № 2 під блоки балок Б1 і Б2 були підведені металокопункції підсилення (МКП), а для зменшення навантаження на стіну було виконано піддомкращування блоків балок Б1 і Б2 з метою перенесення частини навантаження від копункцій центральної частини покритті об'єкта «Укриття» на МКП.

Зона досліджень західних ділянок обпирання блоків балок Б1 і Б2 знаходиться в місцях їхнього спираання по осях Ж і П, має площу $\sim 10 \text{ м}^2$.

Західні горизонтальні щити. Західні щити покриття представлені конструктивними елементами (марками) А3 і А4. Металокопункції західної зони покриття об'єкта «Укриття» є вільно обпертою на дві опори балковою системою, яка має прогін 11,495 м. Уздовж осі 51' металокопункції вільно обпираються на західну гілку балок К1–ІІ і К2–ІІ. Уздовж західної контрфорсної стіни марки А3 і А4 обпираються на зварену балкову систему, що у свою чергу розташована вздовж металокопункцій стіни. Обпирання марок А3 і А4 на балкову систему вздовж металокопункцій західної контрфорсної стіни здійснено на позначці 51,200 м. Марки А3 і А4 розташовані між осями Д–С, при цьому марка А4 встановлена між осями Д–Ж, а чотири марки А3 встановлені між осями Ж–С. Після монтажу цих комплексних щитів щілини між ними закриті нащільниками з листової сталі.

Сходово-ліфтовий блок між осями 51–52 примикає до блоку В, а також по осі В' примикає до будівлі ДЕ. Сходово-ліфтовий блок виконаний у вигляді багатоповерхових залізобетонних рам (колони, ригелі), які об'єднані в єдину просторову систему за допомогою поздовжніх в'язів у вигляді плит перекриття, а також монолітних та збірно-монолітних стін.

Методи досліджень. Під час досліджень параметрів радіаційної обстановки вимірювались величини показника потужності еквівалентної дози (ПЕД) гамма-опромінення на потенційних робочих місцях (на висоті 1 м від поверхні) та визначались характеристики загального і нефіксованого поверхневого забруднення (ПЗ) типових робочих поверхонь у межах ЗВР.

Результати вимірювань величини загального ПЗ, зважаючи на значні похибки в її вимірюванні внаслідок високих полів іонізуючого випромінювання, використовуються як орієнтовні значення.

Методи визначення параметрів показників радіаційної обстановки, що застосовувались, детально наведено в наших попередніх роботах [3, 4, 5]. При

цьому пряме визначення альфа- і бета-активності зразків нефіксованого ПЗ виконувалось у лабораторії ЦРБ ДСП «Чорнобильська АЕС» на приладі КРК-01.

Окремо виконувались дослідження з визначення маси пилу, що покриває робочі поверхні у типових місцях ЗВР, шляхом відбирання зразків пилу зі стандартної площі поверхні (100 см^2) за допомогою автономного пилососу й подальшого зважування в лабораторних умовах (з точністю до 0,0001 г).

Зважаючи на високі рівні іонізуючого випромінювання в межах ділянок, де виконувались дослідження (понад 10 мЗв/год), кількість окремих визначень параметрів радіаційної обстановки та відібраних зразків ПЗ була мінімальною. Такий підхід запроваджено з огляду на отримання якомога меншої дози опромінення персоналом під час досліджень у зв'язку з тим, що вказані роботи виконувались одночасно з основною діяльністю – обстеженням технічного стану копункцій І та ІІ категорій відповідальності за ядерно-радіаційну безпеку ЛС ОУ. Зазначений підхід відповідає вимогам із застосування принципу оптимізації протирадіаційного захисту під час виконання радіаційно небезпечних робіт [6].

Результати досліджень

Результати досліджень параметрів показників радіаційної обстановки надано за окремими майбутніми ЗВР з демонтажу нестабільних копункцій об'єкта «Укриття» (у частині «раннього» демонтажу).

Приміщення Г635/3 ДЕ об'єкта «Укриття». Вимірювання величини ПЕД та загального ПЗ у приміщенні Г635/3 виконувались уздовж осі В (від осі 51 до осі 42) та уздовж осі Б (від осі 41 до осі 43), а також уздовж осі 49 (від осі В до осі Б) — на перехідних містках (відмітка 29,670 м) та біля перетину осей В та 49 (відмітка 24,000 м). Розміщення точок визначення величини загального ПЗ на відмітці 35,500 м наведено на рис. 1.

Величина ПЕД знаходилась у інтервалі значень від 0,08 до 0,36 мЗв/год. Величина загального ПЗ становила від $1,2 \cdot 10^4$ до $1,0 \cdot 10^5$ бета-част./($\text{см}^2 \cdot \text{хв}$) при значенні середнього — $5,7 \cdot 10^4$ бета-част./($\text{см}^2 \cdot \text{хв}$).

Металокопункція блоку «Мишкін дім». Вимірювання ПЕД та загального ПЗ виконувалось на поверхні металокопункції блоку «Мишкін дім» та опорних поверхнях північної контрфорсної стіни, у місцях з'єднання з нижньою частиною металокопункції північних щитів-«ключок» по осях 50–41 та осі С (відмітка 53,000 м) (рис. 2).



Рис. 1. План приміщення Г635/3 ДЕ об'єкта «Укриття» на відмітці +35,500 м (точки вимірювання загального ПЗ позначено чорними кружечками)

Величина ПЕД за даними досліджень 2024 р. знаходилась в інтервалі значень від 0,20 до 1,50 мЗв/год (середнє — 0,63 мЗв/год). Величина загального ПЗ становила $2,0 \cdot 10^3$ бета-част./($\text{см}^2 \cdot \text{хв}$).

Величина ПЕД за даними досліджень 2021 р. на цій ділянці знаходилась в інтервалі значень від 0,16 до 1,25 мЗв/год (середнє — 0,44 мЗв/год). Враховуючи похибки вимірювальних приладів та неповний збіг координат точок вимірювань, можна зробити висновок, що величина ПЕД на ділянці металоконструкції блоку «Мишкін дім» за останні три роки суттєво не змінилась.

За результатами вимірювання маса пилу на горизонтальній поверхні металоконструкції блоку «Мишкін дім» становить від 38,2 до 47,4 г/м².

Альфа- і бета-активність (густина потоку частинок) різних фракцій нефіксованого ПЗ наведені в табл. 1.

Аналіз даних табл. 1 показує, що співвідношення щільності потоку β - і α -частинок у зразках нефіксованого ПЗ за різні роки не збігається, у зв'язку з наявністю у зразках 2024 р. більшої частки паливної компоненти у складі ПЗ. Проте простежується тенденція у збільшенні активності нефіксованого ПЗ на цій ділянці.

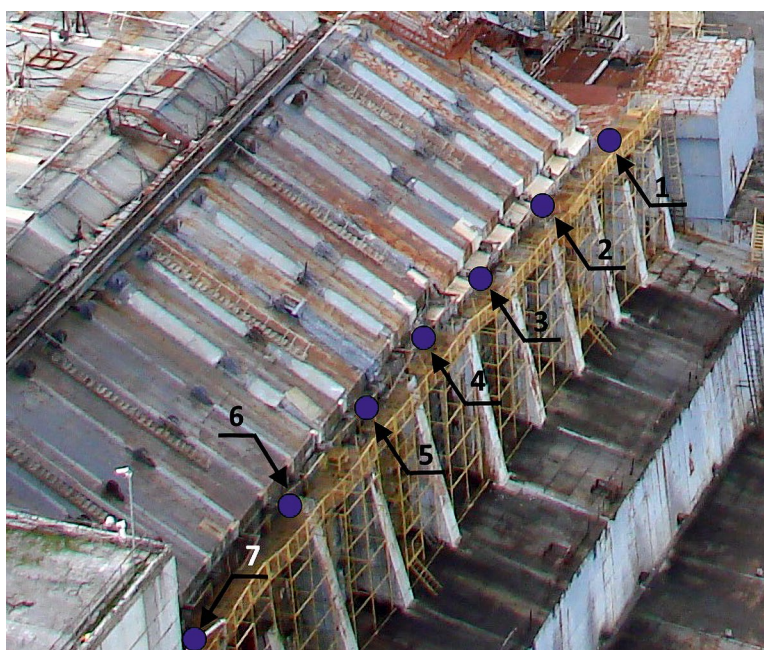


Рис. 2. Схема розміщення точок вимірювання величини ПЕД на опорних поверхнях північної контрфорсної стіни, у місцях з'єднання з нижньою частиною металоконструкції північних щитів-«ключок» по осях 50–41 та осі С на відмітці 53,000 м (точки вимірювання ПЕД позначено кружечками)

Таблиця 1. Альфа- і бета-активність (густина потоку, частинок/см² · хв) окремих фракцій нефіксованого ПЗ на ділянці ЗВР «Металоконструкції блоку “Мишкін дім”»

Показник, що визначається	Відбір пилю пирососом	«Сухий» мазок	«Мокрий» мазок (розчин 1М HNO ₃)	Нефіксоване ПЗ (сумарне)
2021 р.				
β-частинки	415	31	52	498
α-частинки	0,4	0,1	0,2	0,7
2024 р.				
β-частинки	611	5	21	637
α-частинки	2,7	0	0	2,7

Західна зона обпирання блоку балок Б1 і Б2 на металоконструкції підсилення. Вимірювання величини ПЕД виконувалось у західній зоні обпирання блоку балок Б1 і Б2 на металоконструкції підсилення по осях Ж і П (рис. 3).

За результатами досліджень 2024 р. величина ПЕД знаходилась в інтервалі таких значень:

по осі П — від 0,59 до 2,60 мЗв/год (середнє — 1,10 мЗв/год);

по осі Ж — від 0,65 до 2,50 мЗв/год (середнє — 1,40 мЗв/год).

За результатами досліджень 2021 р. величина ПЕД на цій ділянці знаходилась в інтервалі таких значень:

по осі П — від 0,47 до 1,00 мЗв/год (середнє — 0,81 мЗв/год);

по осі Ж — від 0,44 до 1,10 мЗв/год (середнє — 0,71 мЗв/год).

Враховуючи похибки вимірювальних приладів та неповний збіг точок вимірювань, можна зробити висновок, що середня величина ПЕД на ділянці західної зони обпирання блоку балок Б1 і Б2 на металоконструкції підсилення практично не змінилась за останні три роки.

Західні горизонтальні щити. Вимірювання величини ПЕД виконувалось в осях 51' + 10 м та від осі Д до осі С (рис. 4). Величина ПД знаходилась в інтервалі значень від 0,32 до 3,20 мЗв/год (медіана — 1,64 мЗв/год).

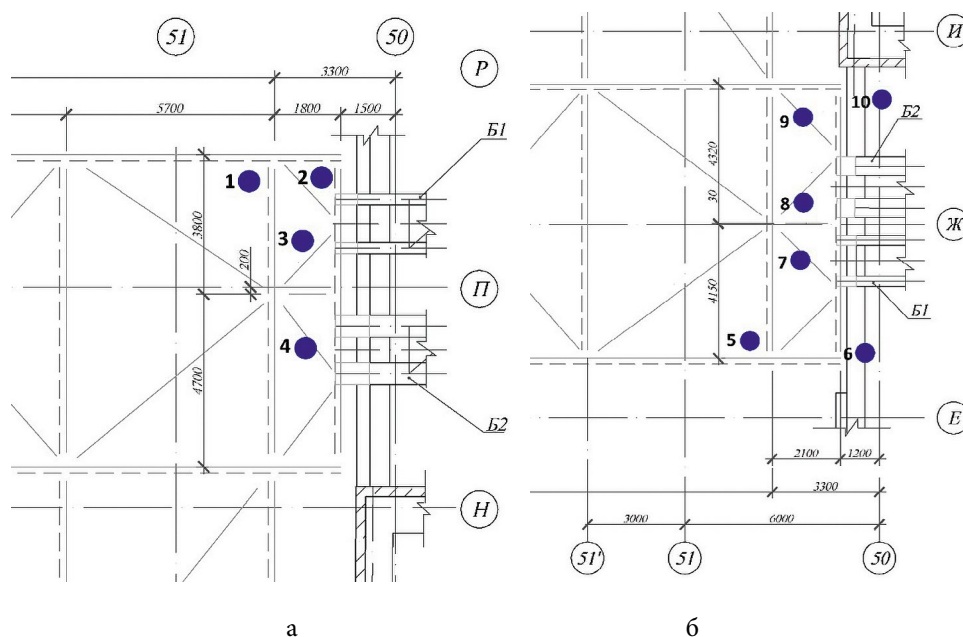


Рис. 3. Схема розміщення точок вимірювання величини ПЕД у західній зоні обпирання блоку балок Б1 і Б2 на металоконструкції підсилення по осі П (вид а) і по осі Ж (вид б) (точки вимірювання ПЕД позначено чорними кружечками)

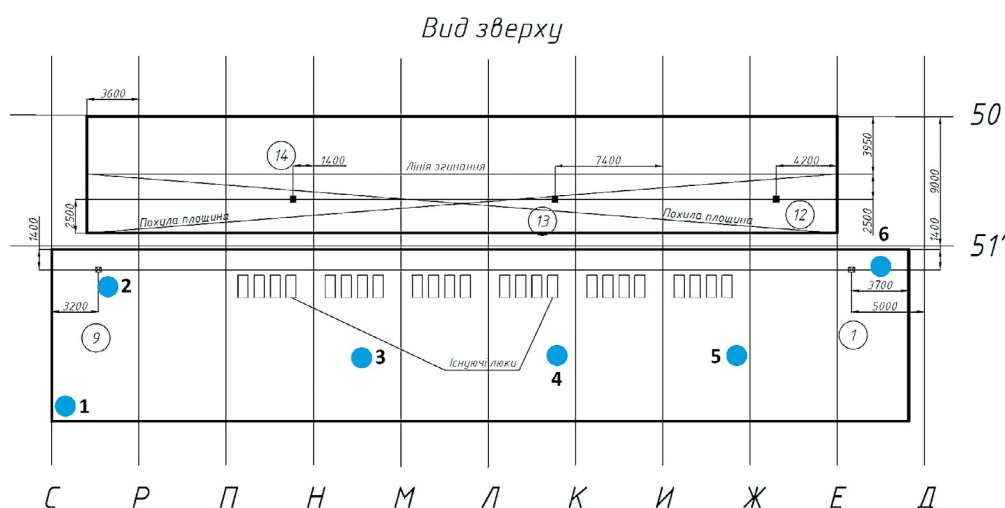


Рис. 4. Схема розміщення точок вимірювання величини ПЕД на західних горизонтальних щитах в осях 51' +10 м та від осі Д до осі С (точки вимірювання ПЕД позначено чорними кружечками)

Легка покрівля над накатом з труб. Визначення маси пилу на горизонтальній поверхні конструкції легкої покрівлі (північно-західна частина) показало, що цей показник становить від 25,4 до 51,6 г/м². Аналогічні вимірювання, які виконувались на цій ділянці у 2021 р. [4], показали, що на той час запилення цих поверхонь сягало величини 15,0 г/м². На підставі цього можна зробити висновок про певну тенденцію у збільшенні з плином часу запилення горизонтальних поверхонь на покрівлях об'єкта «Укриття».

Альфа- і бета-активність (густина потоку частинок) різних фракцій нефіксованого ПЗ наведені в табл. 2.

Аналіз даних табл. 2 показує, що співвідношення щільності потоку β - і α -частинок у зразках нефіксованого ПЗ за різні роки приблизно збігається, що ймовірно, є наслідком однакового походження

нефіксованого ПЗ. Порівняння даних свідчить про тенденцію до збільшення активності нефіксованого ПЗ на ділянці, що досліджувалась. Враховуючи, що при цьому відбувалося збільшення маси пилу на робочих поверхнях майбутньої ЗВР, то можна зробити висновок, що процеси збільшення активності нефіксованого ПЗ триватимуть і протягом наступного періоду 2025–2029 рр.

Сходово-ліфтовий блок. Згідно із запланованим обсягом робіт з демонтажу нестабільних конструкцій, сходово-ліфтовий блок не включений у перелік конструкцій, які повинні бути демонтовані або стабілізовані. Тому ділянки сходово-ліфтового блоку не є потенційними ЗВР. У зв'язку з цим вимірювання ПЕД виконувались тільки по маршруту обстеження технічного стану конструкцій блоку.

Вимірювання ПЕД виконувались у сходово-ліфтовому блоці між осями В–Д та осями 52–54, у ме-

Таблиця 2. Альфа- і бета-активність (густина потоку, частинок/см² · хв) окремих фракцій нефіксованого ПЗ на ділянці ЗВР «Легка покрівля над накатом з труб»

Показник, що визначається	Відбір пилу пирососом	«Сухий» мазок	«Мокрий» мазок (розчин 1М HNO ₃)	Нефіксоване ПЗ (сумарне)
2021 р.				
β -частинки	1260	41	55	1356
α -частинки	5,0	0	0	5,0
2024 р.				
β -частинки	2350	12	20	2382
α -частинки	7,4	0	0	7,4

жах відміток від 5,800 до 49,900 м. ПЕД на відмітці 49,900 м становила 2,5 мЗв/год. На відмітках від 43,000 до 35,500 м величина ПЕД поступово зменшується від 1,7 до 1,1 мЗв/год, що також спостерігається між відмітками від 31,000 до 16,400 м (зменшення від 1,0 до 0,2 мЗв/год), а також між відмітками від 10,000 до 5,800 м (зменшення від 0,15 до 0,05 мЗв/год).

Висновки

1. Потужність еквівалентної дози гамма-випромінювання на ділянках майбутніх ЗВР з демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» (у частині «раннього» демонтажу) протягом періоду 2021–2024 рр. практично не змінилась. Ймовірно, що протягом наступного періоду 2025–2029 рр. величина цього показника також не змінюватиметься.

2. Порівняння даних досліджень нефіксованого ПЗ робочих поверхонь майбутніх ЗВР на покрівлях об'єкта «Укриття» у 2021 і 2024 рр. свідчить про певну тенденцію у збільшенні маси їхнього загального запилення, а також на збільшенні активності у складі нефіксованого ПЗ. Відповідно, протягом наступного періоду 2025–2029 рр., ймовірно, відбуватиметься подальше накопичення маси пилу на покрівлях об'єкта «Укриття» зі збільшенням сумарної активності у складі нефіксованого ПЗ.

3. Більш точне прогнозування динаміки активності нефіксованого ПЗ з плином часу потребує виконання спеціальних досліджень, що включатимуть відбір та аналіз відповідної кількості зразків нефіксованого ПЗ для отримання статистично достовірних висновків.

Список використаної літератури

1. Постанова Колегії ДІЯРУ від 19.10.2023 р. № 03 «Про результати державної експертизи ядерної та радіаційної безпеки Звіту з переоцінки безпеки експлуатації локалізуючої споруди об'єкта «Укриття» (ЛС ОУ) з обґрунтуваннями можливості продовження її експлуатації до 31.10.2029 на рівні безпеки ЛС ОУ не нижче того, що був досягнутий після завершення невідкладної стабілізації», введена в дію наказом Держатомрегулювання від 24.10.2023 № 542.
2. НБК. ПК-2. Демонтаж нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» ДСП ЧАЕС в частині «раннього» демонтажу. Етап 2. Радіаційне обстеження на шляхах доступу та у зонах виконання робіт. — Звіт за договором № 823-114-01 від 03.08.2021 р.

3. Павловський Л.І. Визначення радіаційної обстановки в районах демонтажу нестійких конструкцій об'єкта «Укриття» / Л.І. Павловський, Д.О. Хоменко, В.В. Єгоров // Ядерна енергетика та довкілля. — 2022. — Вип. 3 (25). — С. 16–23.
4. Актуальність прогнозування забруднення повітря робочої зони під час виконання демонтажних робіт об'єкта «Укриття» / Л.І. Павловський, Д.В. Городецький, В.В. Деренговський, Є.А. Меньшенін // Ядерна енергетика та довкілля. — 2022. — Вип. 2 (24). — С. 54–61.
5. Вплив герметизації контуру нового безпечного конфайнмента на поверхневе забруднення зовнішніх поверхонь покрівель об'єкта «Укриття» та оцінка можливості їхньої дезактивації / Л.І. Павловський, Д.В. Городецький, Є.А. Меньшенін [та ін.] // Ядерна енергетика та довкілля. — 2022. — Вип. 3 (25). — С. 33–41.
6. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97). Державні гігієнічні нормативи. — Київ, 1997.

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

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

Radiation Conditions Parameters in Specific Areas of Work on Unstable Structures Dismantling of the Shelter Object for the Period of Extension of Its Operational Life

In 2004–2008, in order to reduce the risks of collapse of unstable structures of the Shelter object, a number of measures were taken to stabilize them. These measures made it possible to ensure an acceptable level of the Shelter object safety until the end of 2023, after which work on dismantling of critically unstable structures was to begin. Due to the military aggression of the Russian Federation against Ukraine, the design of works on unstable structures dismantling of the Shelter object was suspended, and the planned start date of dismantling works was postponed indefinitely. Due to the delay in the dismantling of unstable structures and the expiration of the safe operation period of the containment structure of the Shelter object, there was a need for a technical justification for extending its operation period. The purpose of this work is to analyze the dynamics of the radiation

situation parameters in some areas of unstable structures dismantling of the Shelter object for the period from 2021 to 2024, as well as to determine the trend in the dynamics of their values for the next period until 2029. The radiation exposure dose rate in the areas of future zones of work on unstable structures dismantling of the Shelter object (in terms of early dismantling) did not undergo significant changes during the period from 2021 to 2024. It is likely that during the next period from 2025 to 2029, the value of this indicator will also not undergo significant changes. A comparison of research data on unfixed surface contamination of the working areas on the roofs of the Shelter object in 2021 and 2024 indicates a certain trend of increasing total dust mass, as well as an increase in activity in the composition of unfixed surface contamination. Accordingly, during the next period — from 2025 to 2029, there will likely be an accumulation of dust mass on the roofs of the Shelter object with an increase in the total activity of unfixed surface contamination.

Keywords: Shelter object, life extension, radiation situation.

References

1. Resolution of the Board of the State Nuclear Regulatory Commission of Ukraine dated 19.10.2023 No. 03 “On the results of the state nuclear and radiation safety examination of the Report on the safety reassessment of the operation of the containment structure of the Shelter object (CS SO) with justifications for the possibility of continuing its operation until 31.10.2029 at the level of safety of the CS SO not lower than that achieved after the completion of emergency stabilization”, approved by the order of the State Nuclear Regulatory Commission of Ukraine dated 24.10.2023 No. 542. (in Ukr.)
2. NSC. LC-2. Dismantling of unstable structures of the Shelter object of the SSE Chornobyl NPP as part of the “early” dismantling. Stage 2. Radiation survey on access routes and in work areas. Contract No. 823-114-01 dated 03.08.2021. (in Ukr.)
3. Pavlovsky L. I., Khomenko D. O., Yegorov V. V. (2022). Determination of the radiation situation in the areas of unstable structures dismantling of the Shelter object. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 3 (25), pp. 16–23. (in Ukr.)
4. Pavlovskiy L. I., Gorodetskiy D. V., Derenhovskiy V. V., Menshenin Ye. A. (2022). Relevance of forecasting air pollution of the working area during performance of works on fragmentation of structural elements of the Shelter object. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (24), pp. 54–61. (in Ukr.)
5. Pavlovskiy L. I., Gorodetskiy D. V., Menshenin Ye. A., Odintsov O. O., Palamar L. A., Solonenko O. P. (2022). The effect of sealing of the NSC enclosing perimeter on the surface contamination of the external surfaces of the Shelter object roof and assessment of the possibility of their deactivation. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 3 (25), pp. 33–41. (in Ukr.)
6. Radiation safety standards of Ukraine (NRBU-97). State hygienic standards. Kyiv, 1997. (in Ukr.)

Надійшла / Received 27.01.2025

Рекомендована до друку / Accepted 26.03.2025

М. М. Талерко, Т. Д. Лев, О. Г. Тищенко, Ю. І. Кузьменко

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

Моделювання радіоактивного забруднення атмосфери внаслідок природних пожеж у зоні відчуження у вересні 2024 р.

Ключові слова:
лісові пожежі,
радіонукліди,
атмосферне перенесення,
моделювання,
об'ємна активність повітря,
зона відчуження

Наведено результати моделювання розповсюдження радіоактивних аерозолів, що потрапили в атмосферу в результаті пожеж на ділянках лісу та трави в зоні відчуження у період з 3 по 11 вересня 2024 р. Для оцінки наслідків природних пожеж було використано комплекс моделей підйому, атмосферного перенесення та осадження радіонуклідів на підстильну поверхню LEDI, розроблений в Інституті проблем безпеки АЕС НАН України. Проведено розрахунки динаміки поля концентрації активності ^{137}Cs у приземному повітрі на регіональному масштабі (на території України) та оцінено можливий вплив атмосферного трансграничного перенесення радіоактивних продуктів горіння на радіаційний стан сусідніх країн. Проведено порівняльний аналіз результатів оцінок площі горіння за даними супутникових радіометрів системи відстеження пожеж NASA FIRMS та мультиспектральних знімків супутників Sentinel 2. Коефіцієнт емісії ^{137}Cs в атмосферу з радіоактивно забрудненої території лісової пожежі в зоні відчуження станом на поточний період оцінено як 0,4 % від загального запасу активності на площі горіння. Оцінка загальної емісії ^{137}Cs внаслідок природних пожеж у зоні відчуження протягом 3–11 вересня 2024 р. становила близько 50 ГБк. Зроблено висновок про відсутність значущого впливу радіоактивного забруднення атмосфери внаслідок природних пожеж 2024 р. на радіаційний стан та здоров'я населення в Україні та за її межами.

Вступ

Наявні дані досліджень наслідків атмосферного перенесення радіонуклідів за межі зони відчуження (ЗВ) у результаті лісових пожеж [1–5] свідчать про відсутність значущого негативного впливу на здоров'я населення України. Однак публікації в засобах масової інформації про кожну таку подію (зокрема, про великі лісові пожежі у 2015, 2018, 2020 та 2022 рр.) призводять до виникнення соціально-психологічної напруги як в Україні, так і за її межами. Найкращим способом зняти цю напругу є детальний аналіз наслідків кожної великої лісової пожежі у ЗВ, коректна оцінка можливих ризиків для здоров'я людей на

основі даних вимірювань і модельних розрахунків, оперативне інформування про отримані результати всіх зацікавлених сторін в Україні та в інших країнах.

Метою цієї статті є оцінка наслідків надходження радіонуклідів в атмосферу та їхнього подальшого розповсюдження внаслідок природних пожеж у ЗВ в період з 3 по 11 вересня 2024 р. за допомогою комплексу моделей підйому, атмосферного перенесення радіонуклідів та їхнього осадження на підстильну поверхню.

Загальний опис пожеж у ЗВ у вересні 2024 р.

Влітку та восени 2024 р. внаслідок погодних умов, що призвели до формування надзвичайно-

го рівня пожежної небезпеки в більшості областей України, суттєво зросли ризики виникнення лісових пожеж на радіоактивно забруднених територіях ЗВ. Згідно з даними сайту Fire Information for Resource Management System (FIRMS) Національного управління з аеронавтики і дослідження космічного простору NASA (США) [6] (рис. 1), 3 вересня 2024 р. виникла природна пожежа в центральній частині ЗВ неподалік сіл Ільїнці та Стечанка (на рисунку позначено як осередок № 1). За повідомленням Державного агентства України з управління ЗВ [7], спочатку було зафіксовано займання сушняку та лісової підстилки площею до 19,6 га. Протягом двох діб пожежа на цій ділянці була локалізована та практично припинилася до кінця доби 4 вересня. Майже одночасно було зафіксовано інший осередок пожежі в східній частині ЗВ на лівому березі р. Прип'ять (осередок № 2), який, згідно із супутниковими даними, спостерігався до 8 вересня. 5 вересня виникли два нові осередки природних пожеж — один з них був розташований поблизу с. Корогод приблизно на 5 км на південний схід від попереднього (осередок № 3), а інший — у західній частині ЗВ (осередок № 4). Останній з них розташований на сильно забрудненій території із щільністю випадань ^{137}Cs до 1400 кБк/м² (станом на 2024 р.). Згодом, 7 вересня, спостерігався нетривалий (до 1 доби) осередок займання в цен-

тральній частині ЗВ поблизу с. Іванівка (район впадіння р. Уж у р. Прип'ять) (осередок № 5), а 9–10 вересня зафіксовано виникнення локальної пожежі в північно-східній частині ЗВ поблизу кордону з Білоруссю (осередок № 6) (рис. 1).

Початкова динаміка поширення пожеж викликала занепокоєння через аналогію з подіями 2020 р., коли вогнем було охоплено 67 тис. га. Завдяки оперативному реагуванню, за інформацією Державної екологічної інспекції України [8], у 2024 р. площа, уражена вогнем, становила лише менше 10 % від масштабів 2020 р. Потрібно відзначити, що у зв'язку з поточною ситуацією роботи відомчої пожежної охорони та підрозділів ДСНС ЗВ з гасіння лісових пожеж були значно ускладнені. Займання частково відбувались на територіях із мінною небезпекою. Крім того, були відсутні можливості гасіння з повітря, а моніторинг за допомогою дронів був обмежений [8]. Проте внаслідок дій пожежних підрозділів усі осередки природних пожеж у ЗВ було ліквідовано до 11 вересня.

Оцінка площі природної пожежі за супутниковими даними

Для моделювання атмосферного розповсюдження радіонуклідів — продуктів природних пожеж — найбільш критичним входним параметром є

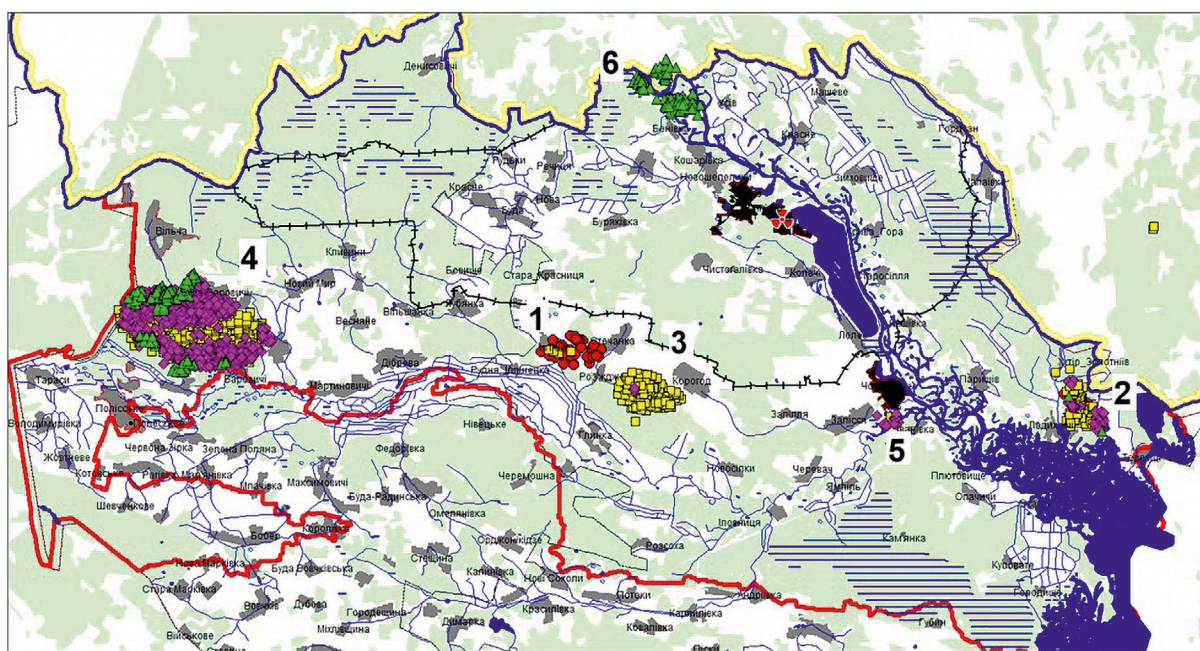


Рис. 1. Розташування шести основних осередків пожеж у ЗВ (позначені відповідними номерами): 3–4 вересня (червоні кола), 5–6 вересня (жовті квадрати), 7–8 вересня (фіолетові ромби) та 9–11 вересня (зелені трикутники) 2024 р. (Для інтерпретації посилань на колір у легендах рисунків читач може звернутись до веб-версії цієї статті)

величина загальної емісії радіоактивності, що надходить в атмосферу внаслідок горіння радіоактивно забрудненої біомаси в ЗВ, і яка є пропорційною площі природної пожежі. Методи оцінки площі території горіння традиційно групуються в три різні підходи [9], у яких використовуються дані супутникових вимірювань. У цій роботі оцінка площ шести виділених осередків природних пожеж у вересні 2024 р. проводилася такими методами:

1) за даними системи відстеження пожеж NASA FIRMS [6], що містять інформацію про теплові аномалії. Вони були отримані за допомогою спектро-радіометрів зображення середньої роздільної здатності (MODIS) на борту супутників Aqua та Terra (продукти MYD 14/MOD 14), а також радіометрів Visible Infrared Imaging Radiometer Suite (VIIRS) на борту супутників S-NPP, NOAA 20 та NOAA 21 (продукти VNP14/VJ114/VJ214). Площі займання розраховувалися з використанням архівних даних у форматах ГІС (*.shp) та Excel про координати осередків займання та їхні характеристики за період 3–11 вересня 2024 р. в межах ЗВ. На геокодовані дані була нанесена регулярна сітка з кроком 250×250 м, яка використовувалася для розрахунку поля забруднення ґрунту ^{137}Cs в осередках сітки, і перетнута з точками, що визначають центр пікселів з наявністю горіння біомаси. Площею загоряння для кожного з шести виділених осередків вважалася сума площ комірок сітки з розташованими всередині точками активного горіння за період пожежі;

2) за даними супутників Sentinel 2 Європейського космічного агентства [10], обладнаних оптико-електронним мультиспектральним 13-канальним сенсором для зйомок у видимій, ближній інфрачерво-ній і короткохвильовій інфрачерво-ній зонах спектра. Визначення площ вигорілих ділянок із використанням різнице-вих індексів dNBR, dBAIS 2 і dNDVI проведено шляхом розрахунку різниці між значеннями відповідних індексів до і після пожежі з використанням супутникових зображень Sentinel-2 рівня 2 (L2A), отриманих за дати, найближчі до початку і після завершення пожежі на кожній з шести ділянок. Індеси розраховувались за такими формулами [11]:

нормалізований диференційний вегетаційний індекс NDVI = $(B08 - B04)/(B08 + B04)$,

нормалізований коефіцієнт вигоряння NBR = $(B08 - B12)/(B08 + B12)$,

індекс вигоряння території для Sentinel-2

$$BAIS2 = \left(1 - \sqrt{\frac{B06 \cdot B07 \cdot B8A}{B04}} \right) \cdot \left(\frac{B12 - B8A}{\sqrt{B12 + B8A}} + 1 \right),$$

а величини B_{xx} визначають інтенсивність відбиття хвилі в діапазоні з відповідним номером.

Загальну оцінку площ шести основних ділянок у ЗВ, вигорілих під час природної пожежі у вересні 2024 р., наведено в табл. 1.

Як видно з табл. 1, оцінки загальної площі, зроблені чотирма незалежними методами, достатньо

Таблиця 1. Сумарна оцінка площі пожеж (га) у ЗВ у вересні 2024 р. згідно з даними FIRMS та Sentinel 2

Метод обчислення площі		№ осередку пожежі						Всього
		1	2	3	4	5	6	
		Біля сіл Ільїнці та Стечанка	Лівий берег р. Прип'ять	Централь-на частина ЗВ	Західна частина ЗВ	Біля с. Іванівка	Поблизу кордону з Білоруссю	
FIRMS		250	575	738	4541	56	392	6552
dNDVI	Трав'яна пожежа	193	109	88	1916	12	340	2658
	Лісова пожежа	232	521	195	2371	61	127	3507
	З них згарищ		30				79	
	Всього	425	630	283	4287	73	467	6165
dNBR		470	540	276	4369	37	781	6473
dBAIS 2		433	553	275	4176	25	740	6202
Відношення площ згідно з FIRMS та dNDVI		0,57	0,91	2,61	1,06	0,77	0,84	

добре узгоджуються для чотирьох з шести осередків пожеж. Для найбільшої ділянки пожеж № 4 в західній частині ЗВ, яка дає визначальний внесок у сумарне значення емісії радіонуклідів в атмосферу, розбіжність в оцінках площі пожежі згідно з FIRMS та dNDVI становить лише 6 %. Відзначимо, що в абсолютних значеннях ця різниця становить 254 га, тобто перевищує або порівняна з величинами площ двох ділянок № 1 та № 3, для яких отримано найвищі відносні розбіжності оцінок двома методами.

На рис. 2 наведено результати оцінки площі горіння для найбільшої ділянки пожеж № 4 за даними FIRMS та розрахунків dNDVI. Цей осередок пожежі в Денисовецькому лісництві сформувався на те-

риторії, що майже на 87 % була пройдена пожежею у 2015 р. Деревна рослинність після пожежі 2015 р. була сильно ушкоджена. На місці вигорілих хвойних лісів за 9 років відновилася деревна та чагарникова рослинність листяних порід.

Результати аналізу супутникових даних території горіння в осередках пожеж № 1 та № 3, для яких отримані найбільші відносні розбіжності оцінок площі за даними теплових точок FIRMS та розрахунків індексів згідно з Sentinel 2, наведено на рис. 3 і 4 відповідно. Осередки пожежі зафіксовані в період з 3 по 6 вересня 2024 р. Наслідки пожеж у них нерівнозначні для рослинного покриву. Подекуди пожежа мала слабкий низовий характер, унаслідок чого залишилися осередки живого лісу.

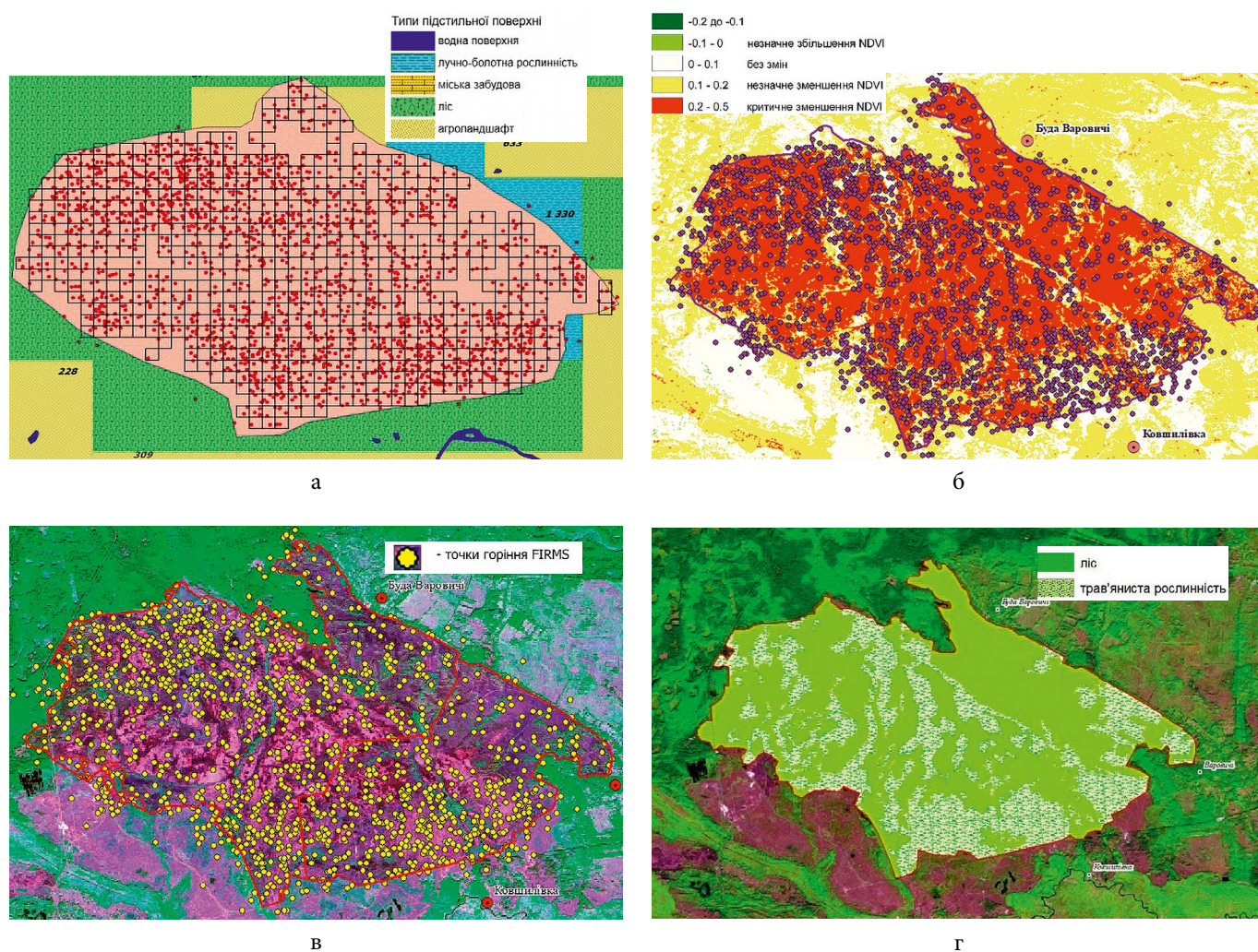


Рис. 2. Осередок пожежі № 4 у західній частині ЗВ (Денисовецьке лісництво): а) розташування точок активного горіння (червоним кольором) за весь період пожеж на цій ділянці (05–09.09.2024 р.) згідно з результатами обробки даних FIRMS; б) контури площі горіння, визначеної за показником dNDVI за термін 27.08–21.09.2024 р.; в) точки активного горіння згідно з даними FIRMS (жовтим кольором), накладені на мультиспектральний знімок Sentinel 2; г) тип підстильної поверхні в межах території горіння

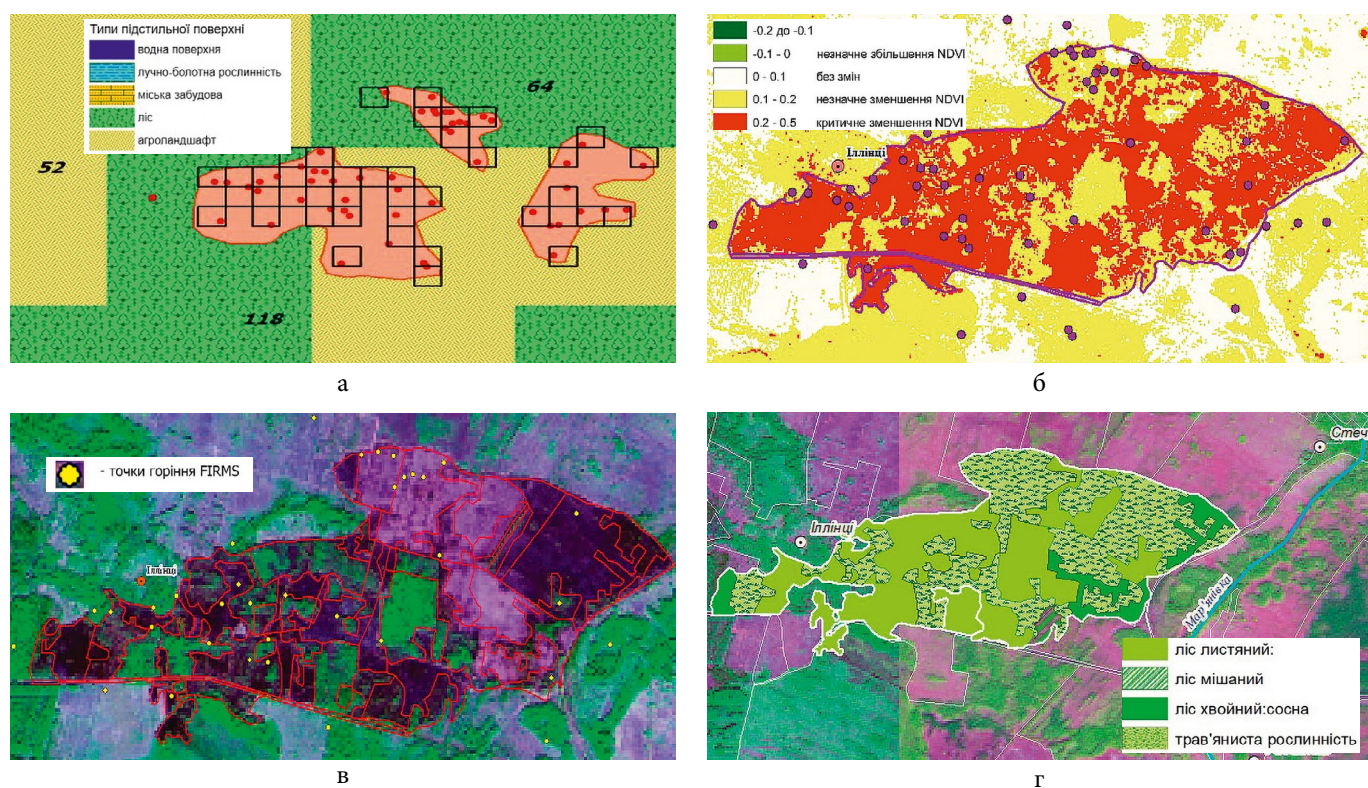


Рис. 3. Осередок пожежі № 1 у центральній частині ЗВ (Луб'янське лісництво). Позначення на рисунку аналогічні рис. 2

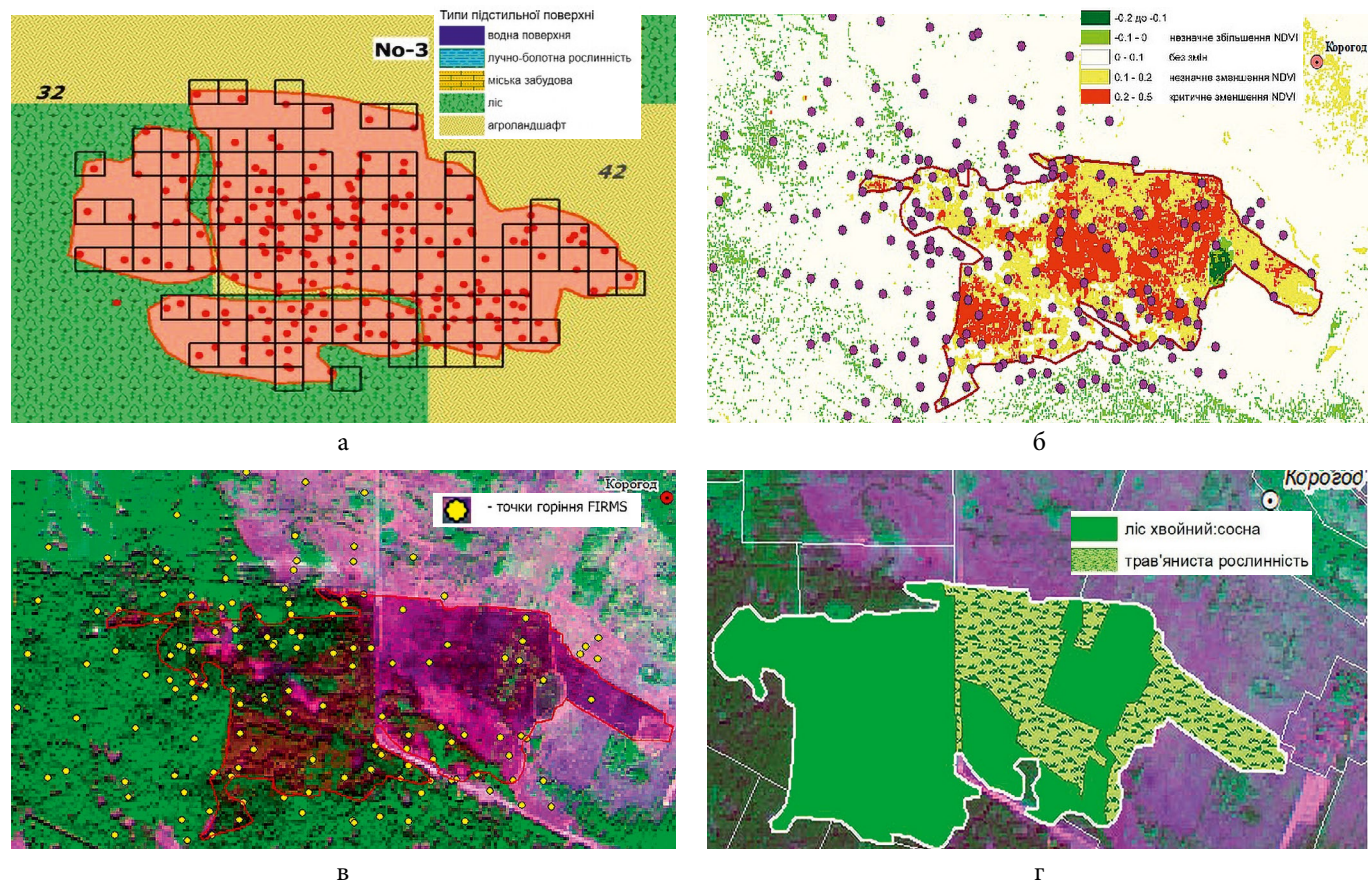


Рис. 4. Осередок пожежі № 3 у центральній частині ЗВ (поблизу с. Корогод). Позначення на рисунку аналогічні рис. 2

Оцінки площ вигорання, які використовують дані про точки активного горіння, поступають за своєю точністю в порівнянні з результатами аналізу супутникових мультиспектральних даних. Зокрема, у [12] показано, що для бореальних та широколистяних лісів узгодженість між оцінками територій вигорання за даними супутників VIIRS 375 m (точки активного горіння) та Landsat-8 (мультиспектральні знімки) становить близько 70 %, а похибки недооцінки (omission errors) або переоцінки внаслідок фальшивого детектування точок горіння (commission errors) можуть досягати 30 % від величини площі. Для тропічних трав'яних пожеж узгодженість оцінок площ горіння спадає до 40 %.

Похибки недооцінки площ горіння в лісі можуть бути спричинені наявністю постійного хмарного покриття або густих стовпів диму, що заважають виявленню активних пожеж. Для трав'яних пожеж недооцінка площ виникає внаслідок швидкого розповсюдження фронту пожежі, коли супутникові вимірювання за допомогою MODIS або VIIRS двічі за добу фіксують лише її окремі фрагменти [12]. Оскільки дані MODIS або VIIRS щодо точок активного горіння мають гіршу просторову роздільність у порівнянні із супутниковими мультиспектральними знімками, то відносні похибки оцінок площ горіння за їхніми даними зростають для невеликих територій горіння, а також для площ фрагментованих та зі складною формою контуру пожежі. Зі збільшенням загальної площі пожежі та тривалості її існування розбіжності між обома методами мають тенденцію до зменшення.

У цій роботі остаточні оцінки площі горіння для кожного з шести осередків визначались за даними аналізу мультиспектральних знімків супутника Sentinel 2 (розрахунок індексу NDVI). Ступінь роз-

біжності оцінок території кожної з ділянок горіння видно з табл. 2, де показано абсолютну та відносну кількість точок активного горіння, що потрапляють у межі контуру, визначеного згідно з даними Sentinel 2. Для найбільшого осередку пожежі № 4 відносна розбіжність оцінки площі близько 6 %. Значні відмінності результатів отримано лише для двох осередків: № 1 (заниження площі за даними про точки активного горіння відносно оцінок за Sentinel 2) та № 3 (завищення площі в 2,6 рази, див. рис. 4).

Як видно з рис. 3, а, б, головною причиною розбіжностей для осередку № 1 є фрагментація території на три окремі зони згідно з даними про точки активного горіння. Менш очевидними є причини завищення оцінки площі за даними про точки горіння для ділянки № 3. На рис. 5 вони наведені окремо для кожного з чотирьох супутників системи відстеження пожеж NASA FIRMS з виділенням денного періоду спостережень (12–14 год за київським часом для супутників S-NPP, NOAA 20 та NOAA 21 з радіометрами VIIRS; 10–14 год для супутників Terra та Aqua з радіометрами MODIS) та нічного періоду (02–04 год для супутників з VIIRS; 18–19 і 03–04 год для супутників з MODIS). Як видно з рисунка, переважна більшість точок горіння, визначених у денний період, мають великі значення потужності теплового випромінювання FRP (Fire Radiative Power) і знаходяться в межах контуру території горіння згідно з даними Sentinel 2. Наявність решти точок денних спостережень за межами контуру може бути пояснено похибками геоприв'язки даних супутникових вимірювань. Аналогічне пояснення можуть мати результати нічних вимірювань (з низькими значеннями FRP), насамперед для супутників з радіометрами MODIS (просторова роздільність 1000 м) (рис. 5, а) та

Таблиця 2. Перевірка подібності контурів проходження пожежі за Sentinel 2 та множини точок горіння FIRMS

№ осередку пожежі	Кількість точок FIRMS у межах площі осередку пожежі за Sentinel 2	Кількість точок FIRMS поза площею осередку пожежі за Sentinel 2	Загальна кількість точок FIRMS	% збігу локалізації	Відношення площ згідно з FIRMS та Sentinel 2
1	41	15	56	73	0,57
2	172	22	197	89	0,91
3	101	118	219	46	2,61
4	1939	213	2152	90	1,06
5	11	5	16	69	0,77
6	107	25	132	81	0,84

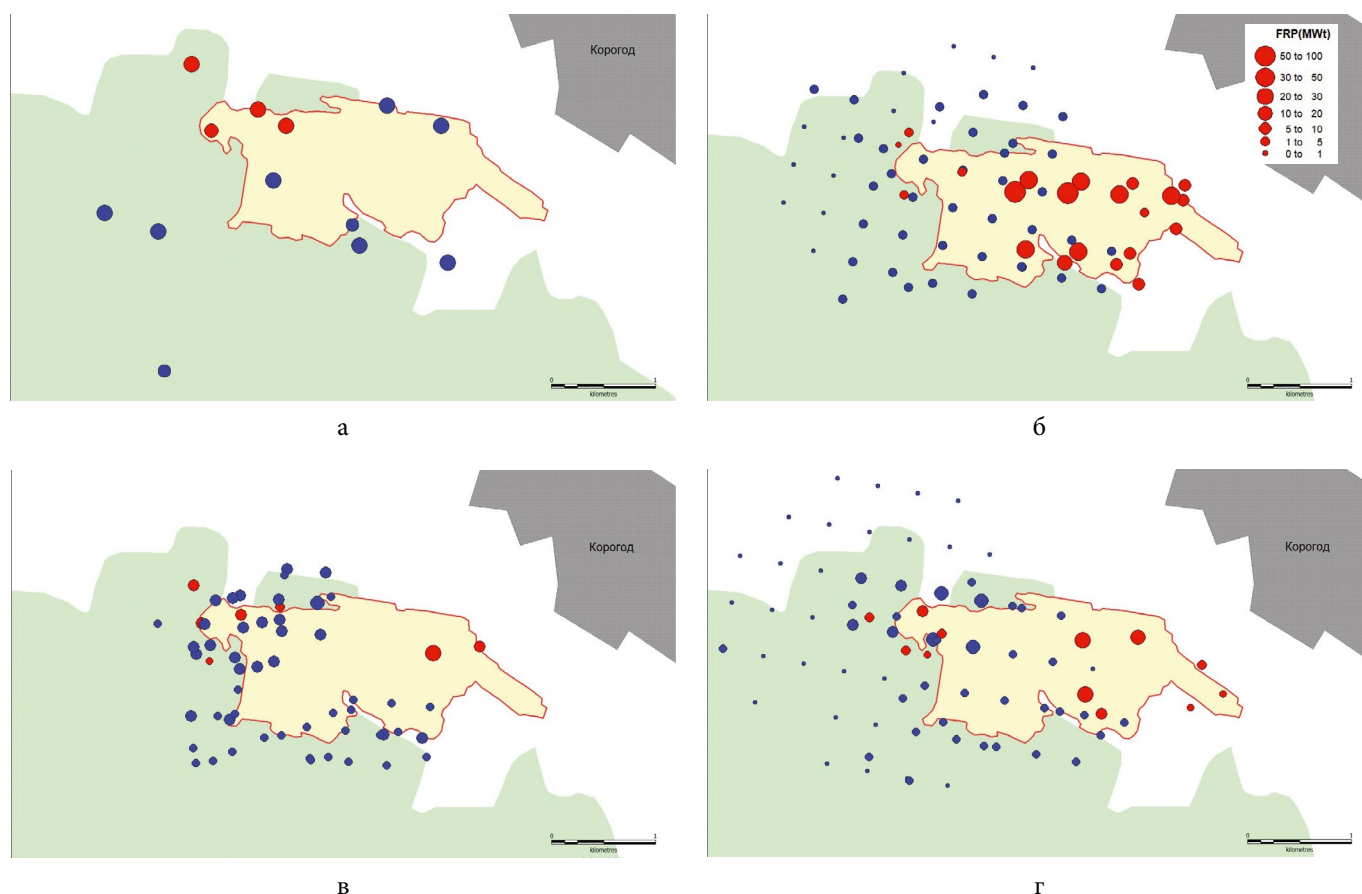


Рис. 5. Осередок пожежі № 3 у центральній частині ЗВ (поблизу с. Корогод). Червона крива — контури осередку пожежі, визначеного за Sentinel 2. Круги (червоні — вимірювання в денний період, сині — у нічний) — точки активного горіння згідно з даними супутників Terra та Aqua (а), NOAA 20 (б), NOAA 21 (в), S-NPP (г)

супутника NOAA 21 з радіометром VIIRS (просторова роздільність 375 м) (рис. 5, в). У той же час результати супутників NOAA 20 та S-NPP містять велику кількість точок горіння, що значно віддалені від контуру пожежі, визначеної за Sentinel 2 (рис. 5, б, г), і мають низькі значення FRP (у межах 0,15–7 МВт). При цьому показники вигорання не виявляють значних змін у рослинному покриві на таких ділянках. Імовірним поясненням такого результату може бути ефект фальшивого детектування точок горіння, який інколи проявляється в нічний період. Теплове випромінювання від конвективного струменя повітря, що формується над територією горіння, може бути помилково інтерпретоване під час обробки супутникових даних як випромінювання з поверхні землі на ділянках, сусідніх з пожежею [13]. Аргументом на користь цього пояснення може бути те, що основна маса таких точок розташована на захід та північний захід від території пожежі, тобто саме в напрямку перенесення продуктів горіння вітром протягом ночі з 5 на 6 вересня 2024 р.

Оцінка інтенсивності емісії радіоактивних аерозолів з території пожеж в атмосферу

Відповідно до загального підходу емісія радіонуклідів в атмосферу внаслідок природних пожеж оцінюється як добуток площі горіння S , щільності випадань D і коефіцієнта емісії K . Останнє значення визначається як частка загального запасу радіонуклідів на території пожежі, яка надходить у повітря в результаті згорання біомаси. Його, у свою чергу, можна розрахувати як $K = K_{bio} \times K_{atm}$, де K_{bio} — відносна частка радіонуклідної активності, яка знаходиться в компонентах біоценозу, що згоряють, від її загального запасу в зоні пожежі, а K_{atm} — частка запасу активності радіонукліда в біомасі, що переходить в атмосферу під час горіння.

У натурних експериментах зі штучно створеними пожежами в ЗВ [14] значення K_{atm} для ^{137}Cs було оцінено як 3–4 %. Це значення досі залишається практично єдиною оцінкою, отриманою за результатами польових дослідів. У попередніх роботах з моделю-

вання радіоактивного забруднення атмосфери внаслідок лісових пожеж [4] для оцінки K_{bio} використовувались результати вимірювань 2003 р. [15], згідно з якими густа підстилка соснового лісу може містити до 20 % активності ^{137}Cs від загального вмісту в екосистемі. Відповідно значення $K_{atm} = 4\%$ і $K_{bio} = 20\%$ дають оцінку коефіцієнта емісії $K = 0,8\%$.

За результатами польових досліджень, проведених у 2016–2021 рр. на 20 лісових ділянках ЗВ [16], з 1986 р. близько 85 % активності ^{137}Cs мігрувало в ґрунт, 8,5 % було пов'язано з лісовою підстилкою, а 1,2 % — із хвоєю або листям. У припущенні про повне згоряння основних горючих матеріалів (лісової підстилки, а також хвої або листя) під час лісових пожеж коефіцієнт K_{bio} для ^{137}Cs можна оцінити як 9,7 % від загального запасу активності на території горіння. Відповідно, оцінка значення коефіцієнта емісії для ^{137}Cs становить $K = 0,39 \pm 0,27\%$ (мінімальне значення для окремої ділянки — 0,03 %, а максимальне значення — 0,91 %). Очевидно, що отримане зменшення оцінки коефіцієнта емісії ^{137}Cs у 2 рази протягом 2003–2021 рр. визначається подальшою вертикальною міграцією радіонуклідів з лісових горючих матеріалів у ґрунт.

Таким чином, для подальших модельних розрахунків наслідків пожежі 2024 р. значення коефіцієн-

та емісії задавалось рівним 0,4 % для лісових пожеж. Аналогічні міркування для лучних пожеж, згідно з даними [15], приводять до оцінки коефіцієнта емісії $K = 0,002\%$ для ^{137}Cs від загального запасу активності на території горіння.

Значення щільності випадань ^{137}Cs на території кожного з осередків пожеж визначалися згідно з даними карти радіоактивного забруднення ЗВ, скоригованими на 2024 р. (рис. 6).

У табл. 3 наведено розраховані значення сумарної (за весь час горіння) емісії ^{137}Cs в атмосферу для кожної з шести ділянок пожеж 2024 р., отримані для двох способів оцінки площ вигорання. Для подальшого моделювання радіоактивного забруднення атмосфери було використано оцінки емісії згідно з даними спостережень Sentinel 2.

Параметризація часової динаміки надходження ^{137}Cs в атмосферу розраховувалася в припущенні, що емісія радіонуклідів з кожного з шести модельних джерел пропорційна інтенсивності теплового випромінювання під час горіння. Остання величина визначалася за даними вимірювань значень FRP супутником NOAA 21 [6], сумованими по всіх точках активного горіння в межах кожного джерела протягом півдобових інтервалів. Отримана часова дина-

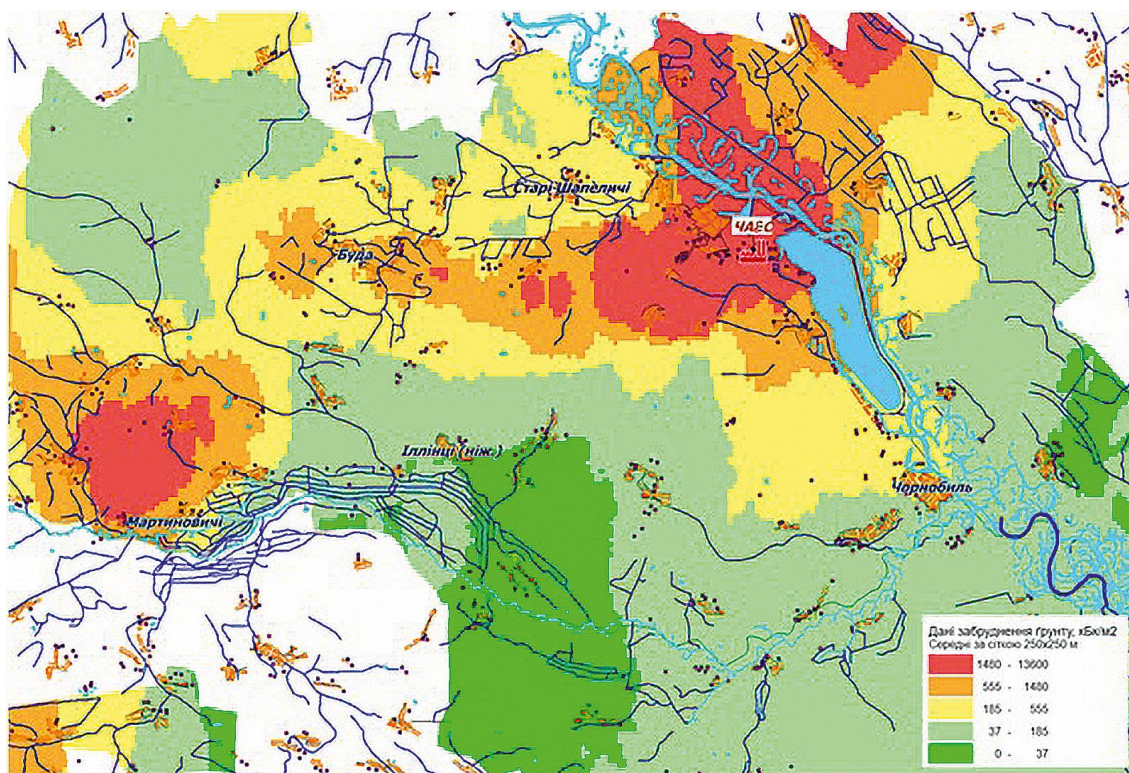


Рис. 6. Карта забруднення ґрунту ^{137}Cs в осередках сітки з кроком 250×250 м на 2024 р. (кБк/м²)

Таблиця 3. Сумарна оцінка емісії ^{137}Cs в атмосферу для шести ділянок пожеж 2024 р. згідно з оцінками площ горіння двома способами

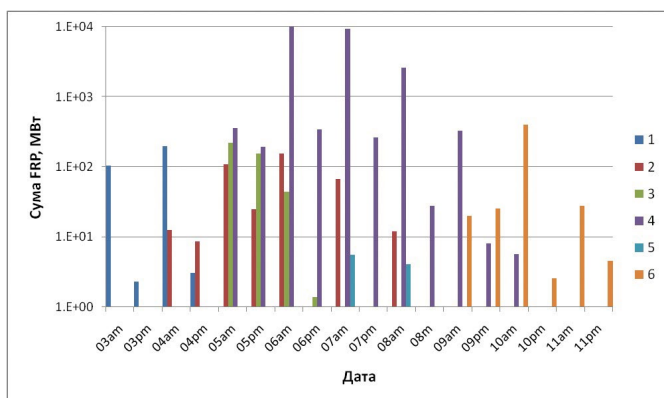
№ джерела	Розташування	Середня щільність випадань ^{137}Cs (кБк/м ²)	Емісія ^{137}Cs (ГБк) згідно з Sentinel 2 (індекс NDVI)	Емісія ^{137}Cs (ГБк) згідно з FIRMS
1	Центральна частина ЗВ (Луб'янське лісництво)	45	0,42	0,25
2	Лівий берег р. Прип'ять (Паришівське лісництво)	46	0,96	0,87
3	Центральна частина ЗВ (Корогодське лісництво)	34	0,27	0,70
4	Західна частина ЗВ (Денисовецьке лісництво)	461	43,9	46,5
5	Біля с. Іванівка (Опачицьке лісництво)	139	0,34	0,26
6	Поблизу кордону з Білоруссю (Луб'янське лісництво)	673	3,5	2,9
	Всього		49,3	51,5

міка для кожного джерела нормувалась на сумарну оцінку емісії з табл. 2. Результати оцінок динаміки емісії наведено на рис. 7, а. Квазіперіодичність коливань емісії радіонуклідів в атмосферу пов'язана з добовим ходом інтенсивності теплового випромінювання FRP [17, 18].

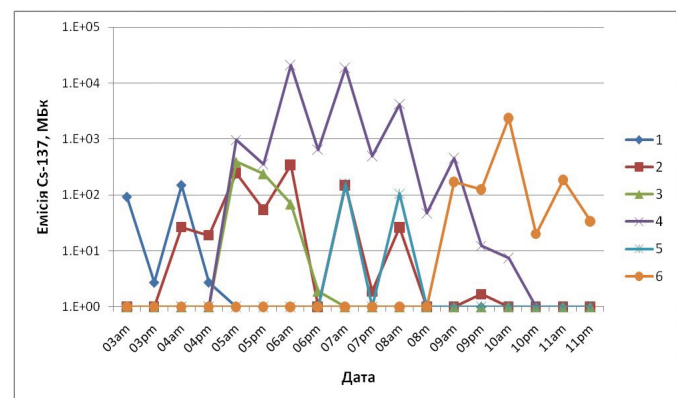
Результати моделювання та обговорення

Для моделювання атмосферного розповсюдження ^{137}Cs , піднятого в повітря внаслідок лісо-

вих пожеж у ЗВ протягом 3–11 вересня 2024 р., було використано розроблений в Інституті проблем безпеки АЕС НАН України модельний комплекс підйому, атмосферного перенесення радіонуклідів та їхнє осадження на підстильну поверхню LEDI [4]. Як вхідну метеорологічну інформацію для здійснення розрахунків використано результати моделі чисельного прогнозу погоди WRF, яка забезпечує метеорологічними даними роботу системи підтримки ухвалення рішень RODOS в Україні [19]. Було використано результати прогнозування пого-



а



б

Рис. 7. Часова динаміка потужності теплового випромінювання FRP (згідно з даними [6]) (а) та емісії ^{137}Cs в атмосферу (б) для кожного з шести осередків пожеж за півдобові інтервали. По горизонтальній осі наведено дати (вересень 2024 р.); am та pm — за даними вимірювань близько 12-ї та 24-ї години кожної доби відповідно

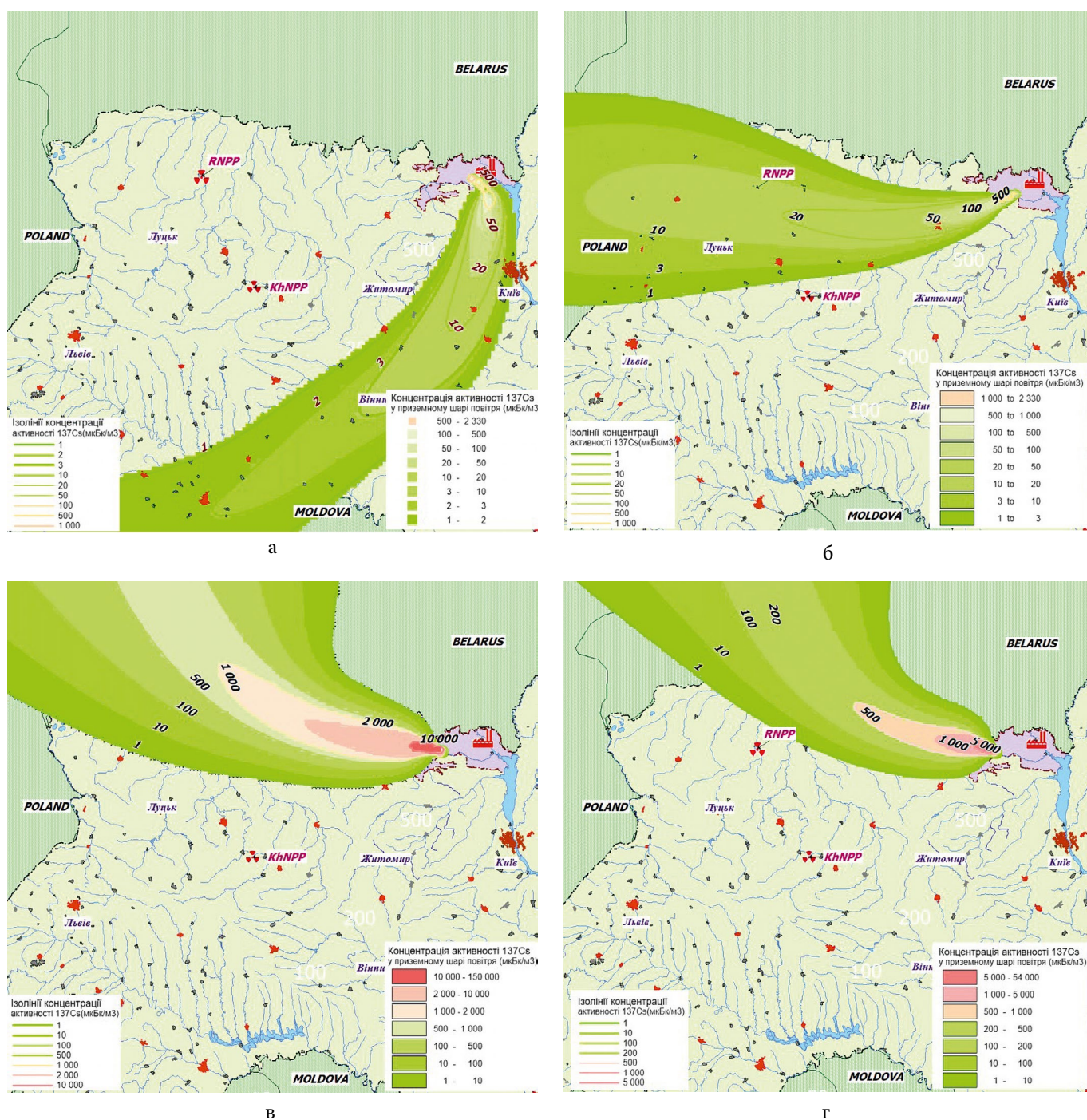


Рис. 8. Концентрація активності ^{137}Cs у приземному шарі повітря ($\text{мкБк}/\text{м}^3$), зумовлена емісією продуктів горіння протягом періодів: а — 06:00–18:00 3 вересня; б — 06:00–18:00 4 вересня; в — 06:00–18:00 6 вересня; г — 06:00–18:00 8 вересня 2024 р.

ди на період від 00:00 3 березня до 00:00 12 березня 2024 р. з кроком у часі 1 год на чисельній сітці 121×121 вузлів у горизонтальній площині (розміри сітки $45\text{--}53^\circ$ пн. ш., $22\text{--}34^\circ$ сх. д., крок сітки — 6 хв по довготі та 4 хв по широті). По вертикалі використовувалися 13 нижніх рівнів розрахункової сітки — до рівня 700 гПа.

Неперервний викид з кожного джерела моделювався послідовністю окремих клубів (puffs) із кроком у часі 1 год. У кожному з них активності розподілялися рівномірно в межах півдоби. Початкові горизонтальні розміри кожного джерела викиду задавалися згідно з даними про площу території горіння S для кожного джерела та доби, що розгляда-

ються, а саме дисперсія горизонтальних координат домішки в клубі в момент викиду задавалася рівною $\sigma_y(t=0) = R_{ef}/2,15$ [20], де $R_{ef} = \sqrt{S/p}$ — ефективний радіус джерела. Для врахування вертикального конвективного підйому продуктів горіння над територією пожежі активність кожного одногодного викиду в початковий момент рівномірно розподілялася в нижньому шарі атмосфери висотою 200 м. Приймалося, що активність переноситься на аерозольних частинках діаметром 1 мкм, а швидкість їхнього сухого осадження на підстильну поверхню задавалася рівною 5 мм/с.

На рис. 8 наведено результати модельних розрахунків полів об'ємної концентрації активності ^{137}Cs

у приземному шарі повітря, що зумовлені підйомом продуктів горіння, осереднені за 12-годинні інтервали. Протягом середини доби 3 вересня зберігався південно-західний напрям перенесення активності із ЗВ, унаслідок чого радіоактивні аерозолі могли досягати Вінницької, Хмельницької, Чернівецької областей, а також північної частини Молдови (див. рис. 8, а). Водночас величина розрахункового значення об'ємної активності ^{137}Cs могла сягати одиниць — десятків мБк/м³. Слід зазначити, що значення допустимої концентрації ^{137}Cs у повітрі для населення категорії В становить 800 мБк/м³, тобто на 5–6 порядків менше.

Наприкінці доби 3 вересня напрям перенесення активності змінився на західний і надалі збері-

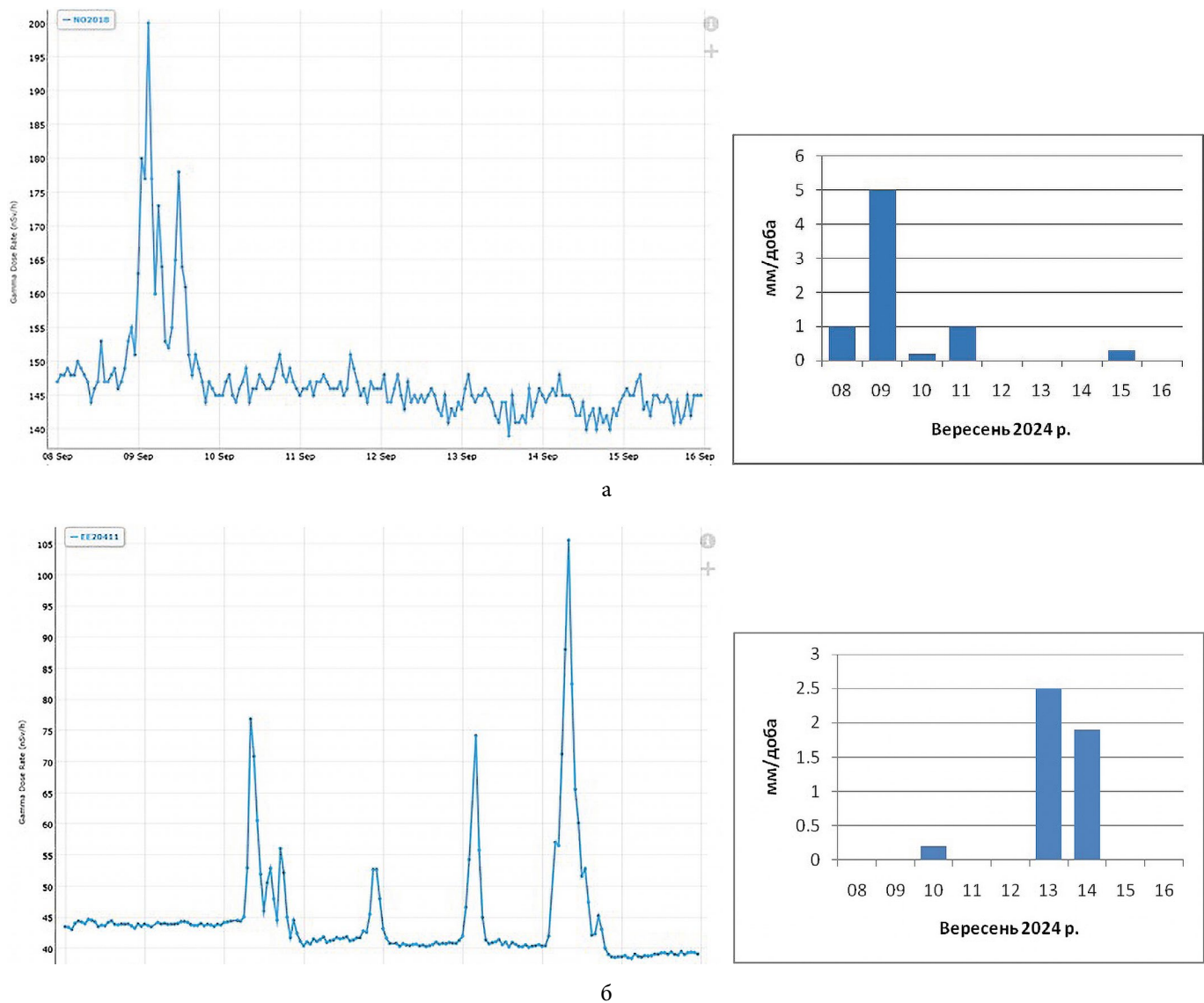


Рис. 9. Динаміка потужності експозиційної дози (нЗв/год) та величина атмосферних опадів (мм/доба) протягом 8–16 вересня 2024 р. на станціях NO2018 (Hol, Норвегія) (а) та EE20411 (Ristna, Естонія) (б). Значення кількості атмосферних опадів наведені згідно з даними сайту www.ventusky.com

гався протягом 4 вересня (див. рис. 8, б). Розрахункові значення концентрації ^{137}Cs в Житомирській області досягають 100 мБк/м^3 , тобто на 4 порядки менше допустимих концентрацій. До кінця доби 4 вересня практично припинилося горіння на ділянці № 1 неподалік сіл Ільїнці та Стечанка. Від 5 вересня на радіаційну ситуацію впливають нові осередки пожеж № 1–3, вказані на рис. 1 і в табл. 1. У цей час напрямок перенесення змінився на північно-західний (див. рис. 8, в, г), і таким він зберігався до кінця періоду пожеж 11 вересня. Значення об'ємної активності ^{137}Cs у приземному повітрі в цей період могли сягати одиниць — десятків мБк/м^3 на відстані до 10 км від району пожежі в західній частині ЗВ (ділянка пожежі № 4). Винесення активності в цей час відбувається переважно в бік Білорусі. Надалі радіонукліди могли розповсюджуватися в напрямку країн Балтії та Скандинавії. За інформацією Агентства з радіаційної та ядерної безпеки Норвегії (Norwegian Radiation and Nuclear Safety Authority (DSA)), у цей період на двох постах вимірювань у країні зафіксовано підвищені, але дуже низькі рівні вмісту ^{137}Cs в повітрі: 5 мБк/м^3 на станції Viksjøfjell протягом 5–12 вересня та на станції Svanhovd протягом 9–16 вересня [21]. Ці дані вимірювань узгоджуються з модельними оцінками, отриманими в цій роботі.

Одночасно з цими вимірюваннями протягом 8–15 вересня на декількох станціях у складі Європейської платформи обміну радіологічними даними EURDEP [22] (зокрема, у Норвегії, Швеції, Фінляндії, Латвії, Естонії, Литві та Польщі) були зафіксовані короточасні підвищення значень потужності експозиційної дози (ПЕД) на 15–140 % вище фонових значень. Приклад таких результатів для двох станцій наведено на рис. 9. Одним із припущень, висунутих для пояснення даних мережі, був можливий вплив лісових пожеж у ЗВ [23]. Однак необхідно підкреслити, що результати проведених модельних розрахунків та дані вимірювань концентрації ^{137}Cs в повітрі в Норвегії однозначно свідчать, що атмосферне перенесення відносно невеликої кількості радіонуклідів із ЗВ не могло бути причиною зазначених підвищень ПЕД. Найбільш вірогідним поясненням є відомий ефект вологого вимивання продуктів розпаду ^{222}Rn , а саме ^{214}Pb та ^{214}Bi , з атмосфери локальними дощовими опадами та їхнього осадження на земну поверхню [24], що призводить до короткотермінового зростання значень ПЕД (див. рис. 9).

Висновки

Коефіцієнт емісії ^{137}Cs в атмосферу з радіоактивно забрудненої території лісової пожежі в ЗВ станом на поточний період оцінено як 0,4 % від загального запасу активності на площі горіння. Оцінка загальної емісії ^{137}Cs внаслідок природних пожеж у ЗВ протягом 3–11 вересня 2024 р. становила близько 50 ГБк , що на порядок менше, ніж під час пожеж у квітні 2020 р.

Поточні наслідки лісових пожеж 2024 р. призвели до додаткового радіоактивного забруднення довкілля як у самій ЗВ, так і до винесення радіоактивних аерозолів за її межі. При цьому рівні концентрації активності радіонуклідів у повітрі та пов'язані з ними дози додаткового опромінення населення залишались на кілька порядків меншими за встановлені нормативи.

Протягом періоду найбільш інтенсивних природних пожеж 5–11 вересня 2024 р. радіонукліди переносились у північно-західному напрямку переважно в бік Білорусі. За весь період пожеж перенесення радіоактивних аерозолів — продуктів горіння в ЗВ — на Київ практично не відбувалося.

Список використаної літератури

1. The wildfire problem in areas contaminated by the Chernobyl disaster / A. A. Ager, R. Lasko, V. Myroniuk [et al.] // *The Science of Total Environment*. — 2019. — Vol. 696. — Art. 133954. — doi.org/10.1016/j.scitotenv.2019.133954.
2. Evangelidou N. Uncovering transport, deposition and impact of radionuclides released after the early spring 2020 wildfires in the Chernobyl Exclusion Zone / N. Evangelidou, S. Eckhardt // *Scientific Reports* — 2020. — Vol. 10. — Art. 10655. — doi.org/10.1038/s41598-020-67620-3.
3. Estimation of Cs-137 emissions during wildfires and dust storm in Chernobyl Exclusion Zone in April 2020 by means of ensemble iterative source inversion method / I. Kovalets, M. Talerko, R. Synkevych, S. Koval // *Atmospheric Environment*. — 2022. — Vol. 288. — Art. 119305. — doi.org/10.1016/j.atmosenv.2022.119305.
4. Simulation study of radionuclide atmospheric transport after wildland fires in the Chernobyl Exclusion Zone in April 2020 / M. Talerko, I. Kovalets, T. Lev [et al.] // *Atmospheric Pollution Research*. — 2021. — Vol. 12 (3). — P. 193–204. — doi.org/10.1016/j.apr.2021.01.010.
5. Europe-wide atmospheric radionuclide dispersion by unprecedented wildfires in the Chernobyl exclusion zone, April 2020 / O. Masson, O. Romanenko, O. Saunier [et al.] // *Envi-*

- ronmental Science & Technology. — 2021. — Vol. 55 (20). — P. 13834–13848. — doi.org/10.1021/acs.est.1c03314.
6. Fire Information for Resource Management System (FIRMS). Available at: <https://firms.modaps.eosdis.nasa.gov>.
7. Займання хмизу та лісової підстилки. — Режим доступу: <https://dazv.gov.ua/ua/news/138>.
8. Державна екологічна інспекція Столичного округу. — Режим доступу: <https://www.facebook.com/SEI.CD/posts/pfbid0a86tZmfGhcYnzbznamagN3LdfzBuwvew3Gr7X4g9xCz4VtkuPgLDiYJyKs8Cucxl>.
9. A VIIRS direct broadcast algorithm for rapid response mapping of wildfire burned area in the western United States / S. Urbanski, B. Nordgren, C. Albury [et al.] // Remote Sensing of Environment. — 2018. — Vol. 219. — P. 271–283. — doi.org/10.1016/j.rse.2018.10.007.
10. Sentinel 2. Available at: <https://dataspace.copernicus.eu/explore-data/data-collections/sentinel-data/sentinel-2>.
11. Filippini F. BAIS 2: Burned Area Index for Sentinel-2 // Proceedings. — 2018. — Vol. 2. — P. 364. — doi.org/10.3390/ecrs-2-05177.
12. Oliva P. Assessment of VIIRS 375 m active fire detection product for direct burned area mapping / P. Oliva, W. Schroeder // Remote Sensing of Environment. — 2015. — Vol. 160. — P. 144–155. — dx.doi.org/10.1016/j.rse.2015.01.010.
13. Land data operational products evaluation. MODIS/VIIRS land product evaluation. Available at: <https://landweb.modaps.eosdis.nasa.gov/displayissue?id=339>.
14. Resuspension and redistribution of radionuclides during grassland and forest fires in the Chernobyl exclusion zone: part II. Modeling the transport process / V. Yoschenko, V. Kashparov, S. Levchuk [et al.] // Journal of Environmental Radioactivity. — 2006. — Vol. 87. — P. 260–278. — doi.org/10.1016/j.jenvrad.2005.12.003.
15. Resuspension and redistribution of radionuclides during grassland and forest fires in the Chernobyl exclusion zone: Part I. Fire experiments / V. Yoschenko, V. Kashparov, V. Protsak [et al.] // Journal of Environmental Radioactivity. — 2006. — Vol. 86. — P. 143–163. — doi.org/10.1016/j.jenvrad.2005.08.003.
16. ^{90}Sr and ^{137}Cs distribution in Chornobyl forests: 30 years after the nuclear accident / D. Holiaka, S. Levchuk, V. Kashparov [et al.] // Journal of Environmental Radioactivity. — 2025. — Vol. 282. — P. 107616. — doi.org/10.1016/j.jenvrad.2025.107616.
17. An approach to estimate global biomass burning emissions of organic and black carbon from MODIS fire radiative power / E. Vermote, E. Ellicott, O. Dubovik [et al.] // Journal of Geophysical Research. — 2009. — Vol. 114. — P. D18205. — doi.org/10.1029/2008JD011188.
18. Талерко М. М. Застосування величини FRP (Fire Radiative Power) для оцінки емісії радіонуклідів в атмосфері внаслідок лісових пожеж у зоні відчуження у квітні 2020 р. / М. М. Талерко // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — Вип. 4 (19). — С. 66–74. — doi.org/10.31717/2311-8253.20.4.8.
19. Kovalets I. Adaptation of the RODOS system for analysis of possible sources of Ru-106 detected in 2017 / I. Kovalets, O. Romanenko, R. Synkevych // Journal of Environmental Radioactivity. — 2020. — Vol. 220–221. — P. 106302. — doi.org/10.1016/j.jenvrad.2020.106302.
20. User's guide for the industrial source complex (ISC3) dispersion models. Vol. 1. (1995). EPA-454/B-95-003a. Research Triangle Park, NC, U.S. Environmental Protection Agency.
21. DSA has measured very low levels of radioactive cesium at Svanhovd and Viksjøfjell. — Available at: <https://dsa.no/en/news/dsa-has-measured-very-low-levels-of-radioactive-cesium-at-svanhovd-and-viksjofjell>.
22. EURDEP Gamma Dose Rates Advanced Map. — Available at: <https://remap.jrc.ec.europa.eu/Advanced.aspx>.
23. Traces of radioactive Cesium-137 measured along Norway's border with Russia. — Available at: <https://www.thebarentsobserver.com/nuclear-safety/traces-of-radioactive-cesium137-measured-along-norways-border-with-russia/152601>.
24. Increased environmental gamma-ray dose rate during precipitation: a strong correlation with contributing air mass / J.-F. Mercier, B. L. Tracy, R. d'Amours [et al.] // Journal of Environmental Radioactivity. — 2009. — Vol. 100. — P. 527–533. — doi.org/10.1016/j.jenvrad.2009.03.002.

**M. M. Talerko, T. D. Lev, O. G. Tyshchenko,
Yu. I. Kuzmenko**

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

Modeling of Radioactive Contamination of the Atmosphere due to Natural Fires in the Exclusion Zone in September 2024

The results of modeling the transport of radioactive aerosols released into the atmosphere as a result of fires in forest and grass areas in the Chornobyl Exclusion Zone from September 3 to 11, 2024 are presented. To assess the effects of natural fires, a set of models of emission, atmospheric transport and deposition of radionuclides on the

underlying surface LEDI, developed at the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, the National Academy of Sciences of Ukraine, was used. Calculations of the dynamics of the ^{137}Cs activity concentration field in the surface air at the regional scale (on the territory of Ukraine) were performed. The possible impact of atmospheric transboundary transport of radioactive combustion products on the radiation situation in neighboring countries was assessed. A comparative analysis of the results of estimates of the burning area based on the data of satellite radiometers of the NASA FIRMS fire tracking system and multispectral images of Sentinel 2 satellites was carried out. The coefficient of ^{137}Cs emission to the atmosphere from the radioactively contaminated territory of the forest fire in the Exclusion Zone as of the current period is estimated at 0.4 % of the total activity inventory in the burning area. The area of the fires is estimated at 61.7 sq. km, including 35.1 sq. km of forest and 26.6 sq. km of meadows. The total ^{137}Cs emission from natural fires in the Exclusion Zone during September 3–11, 2024 was estimated at about 50 GBq. Outside the Chornobyl Exclusion Zone, the average daily concentration of ^{137}Cs activity in the surface air during the fires could reach units of mBq/m³, i.e. 2 orders of magnitude less than the established limit. It was concluded that there is no significant impact of radioactive contamination of the atmosphere due to natural fires in 2024 on the radiation status and health of the population in Ukraine and abroad.

Keywords: natural fires, radionuclides, atmospheric transport, modeling, volumetric air activity, Chornobyl Exclusion Zone.

References

1. Ager A. A., Lasko R., Myroniuk V., Zibtsev S., Day M. A., Usenia U., Bogomolov V., Kovalets I., Evers C. R. (2019). The wildfire problem in areas contaminated by the Chernobyl disaster. *The Science of Total Environment*, vol. 696, art. 133954. doi.org/10.1016/j.scitotenv.2019.133954.
2. Evangeliou N., Eckhardt S. (2020). Uncovering transport, deposition and impact of radionuclides released after the early spring 2020 wildfires in the Chernobyl Exclusion Zone. *Scientific Reports*, vol. 10, art. 10655. doi.org/10.1038/s41598-020-67620-3.
3. Kovalets I., Talerko M., Synkevych R., Koval S. (2022). Estimation of Cs-137 emissions during wildfires and dust storm in Chernobyl Exclusion Zone in April 2020 by means of ensemble iterative source inversion method. *Atmospheric Environment*, vol. 288, art. 119305. doi.org/10.1016/j.atmosenv.2022.119305.
4. Talerko M., Kovalets I., Lev T., Igarashi Y., Romanenko O. (2021). Simulation study of radionuclide atmospheric transport after wildland fires in the Chernobyl Exclusion Zone in April 2020. *Atmospheric Pollution Research*, vol. 12 (3), pp. 193–204. Available at: <https://doi.org/10.1016/j.apr.2021.01.010>.
5. Masson O., Romanenko O., Saunier O., Kirieiev S., Protasak V., Laptev G., Voitsekhovych O., Durand V., Coppin F. (2021). Europe-wide atmospheric radionuclide dispersion by unprecedented wildfires in the Chernobyl exclusion zone, April 2020. *Environmental Science & Technology*, vol. 55 (20), pp. 13834–13848. doi.org/10.1021/acs.est.1c03314.
6. Fire Information for Resource Management System (FIRMS). Available at: <https://firms.modaps.eosdis.nasa.gov>.
7. *Zaimannia khmyzu ta lisovoi pidstylky* [Burning brushwood and forest litter]. Available at: <https://dazv.gov.ua/ua/news/138>. (in Ukr.)
8. *Derzhavna ecolohichna inspektsiia Stolychnoho okruhu* [State Environmental Inspectorate of the Stolychnyi District]. Available at: <https://www.facebook.com/SEI.CD/posts/pfbid0a86tZmfGhcYnzbznamagN3LdfzBuwvew3Gr7X4g9xCz4VtkuPgLDiYJykJs8Cucxl>. (in Ukr.)
9. Urbanski S., Nordgren B., Albury C., Schwert B., Peterson D., Quayle B., Hao W. M. (2018). A VIIRS direct broadcast algorithm for rapid response mapping of wildfire burned area in the western United States. *Remote Sensing of Environment*, vol. 219, pp. 271–283. doi.org/10.1016/j.rse.2018.10.007.
10. Sentinel 2. Available at: <https://dataspace.copernicus.eu/explore-data/data-collections/sentinel-data/sentinel-2>.
11. Filippini F. (2018). BAIS 2: Burned Area Index for Sentinel-2. *Proceedings*, vol. 2(7), 364. Available at: doi.org/10.3390/ecrs-2-05177.
12. Oliva P., Schroeder W. (2015). Assessment of VIIRS 375 m active fire detection product for direct burned area mapping. *Remote Sensing of Environment*, vol. 160, pp. 144–155. Available at: doi.org/10.1016/j.rse.2015.01.010.
13. Land data operational products evaluation. MODIS/VIIRS land product evaluation. Available at: <https://landweb.modaps.eosdis.nasa.gov/displayissue?id=339>.
14. Yoschenko V., Kashparov V., Levchuk S., Glukhovskiy A., Khomutinin Yu., Protsak V., Lundin S., Tschiersch J. (2006). Resuspension and redistribution of radionuclides during grassland and forest fires in the Chernobyl exclusion zone: part II. Modeling the transport process. *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 87, pp. 260–278. doi.org/10.1016/j.jenvrad.2005.12.003.
15. Yoschenko V., Kashparov V., Protsak V., Lundin S., Levchuk S., Kadygrib A., Zvarich S., Khomutinin Yu., Maloshtan I., Lanshin V., Kovtun M., Tschiersch J. (2006).

- Resuspension and redistribution of radionuclides during grassland and forest fires in the Chernobyl exclusion zone: Part I. Fire experiments. *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 86, pp. 143–163. doi.org/10.1016/j.jenvrad.2005.08.003.
16. Holiaka D., Levchuk S., Kashparov V., Yoschenko V., Hurtevent P., Coppin F., Beasley J. C. (2025). ^{90}Sr and ^{137}Cs distribution in Chornobyl forests: 30 years after the nuclear accident. *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 282, art. 107616. doi.org/10.1016/j.jenvrad.2025.107616.
 17. Vermote E., Ellicott E., Dubovik O., Lapyonok L., Chin M., Giglio L., Roberts G. J. (2009). An approach to estimate global biomass burning emissions of organic and black carbon from MODIS fire radiative power. *Journal of Geophysical Research*, vol. 114, D 18205. doi.org/10.1029/2008JD011188.
 18. Talerko M. M. (2020). Application of FRP (Fire Radiative Power) to estimate the emission of radionuclides into the atmosphere due to forest fires in the Exclusion Zone in April 2020. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 4 (19), pp. 66–74. Available at: <https://doi.org/10.31717/2311-8253.20.4.8>. (in Ukr.)
 19. Kovalets I., Romanenko O., Synkevych R. (2020). Adaptation of the RODOS system for analysis of possible sources of Ru-106 detected in 2017. *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 220–221, art. 106302. doi.org/10.1016/j.jenvrad.2020.106302.
 20. *User's guide for the industrial source complex (ISC 3) dispersion models. Vol. 1.* (1995). EPA-454/B-95-003a. Research Triangle Park, NC, U. S. Environmental Protection Agency.
 21. DSA has measured very low levels of radioactive cesium at Svanhovd and Viksjøfjell. Available at: <https://dsa.no/en/news/dsa-has-measured-very-low-levels-of-radioactive-cesium-at-svanhovd-and-viksjofjell>.
 22. EURDEP Gamma Dose Rates Advanced Map. Available at: <https://remap.jrc.ec.europa.eu/Advanced.aspx>.
 23. Traces of radioactive Cesium-137 measured along Norway's border with Russia. Available at: <https://www.thebarentsobserver.com/nuclear-safety/traces-of-radioactive-cesium137-measured-along-norways-border-with-russia/152601>.
 24. Mercier J.-F., Tracy B. L., d'Amours R., Chagnon F., Hoffman I., Korpach E. P., Johnson S., Ungar R. K. (2009). Increased environmental gamma-ray dose rate during precipitation: a strong correlation with contributing air mass. *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 100, pp. 527–533. doi.org/10.1016/j.jenvrad.2009.03.002.

Надійшла / Received 13.03.2025

Рекомендована до друку / Accepted 31.03.2025

І. В. Куцина, В. С. Гавриленко, К. В. Сімейко

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

Результати діяльності Інституту проблем безпеки атомних електростанцій НАН України у 2024 р.

Ключові слова:

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій, Національна академія наук України, підтримка держави та міжнародних партнерів, оцінювання ефективності діяльності, висвітлення наукових досягнень

Наведено найважливіші результати наукової та науково-організаційної діяльності Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України у 2024 р. Незважаючи на продовження військового стану, повітряні тривоги та відключення електропостачання, співробітники Інституту повністю виконали плани дослідницьких робіт. Це стало можливим завдяки ефективним організаційним рішенням, що сприяли підвищенню якості наукових досліджень, їх практичному впровадженню та активізації публікаційної діяльності. Інститут продовжує співпрацювати з міжнародними партнерами у різних наукових напрямках, організовувати наукові заходи, співпрацювати з закладами вищої освіти та органами державної влади.

Вступ

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України) є державною науковою неприбутковою бюджетною установою, яка у своїй діяльності керується Конституцією України, чинним законодавством України, Статутом НАН України, а також іншими нормативними актами НАН України та своїм Статутом.

Відповідно до Статуту ІПБ АЕС, затвердженого розпорядженням Президії НАН України № 366 від 16.07.2021 р., основними напрямками діяльності інституту є: проведення науково-дослідних, дослідно-конструкторських і проектних робіт, пов'язаних із перетворенням об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему; створення робототехнічних систем і радіаційних технологій поводження з ядерними матеріалами; моніторинг та прогнозування речовин, що містять ядерне паливо, стану матеріалів і будівельних конструкцій об'єкта, а також стану екологічної безпеки у зоні його впливу; проведення фундамен-

тальних і прикладних наукових досліджень у галузі безпеки АЕС; розроблення наукових основ безпеки й ефективності експлуатації ядерних установок; дослідження, розроблення та впровадження технологій зняття з експлуатації енергоблоків АЕС, поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) та радіоактивними відходами (РАВ).

Перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему

На основі системного аналізу та експериментальних досліджень температурно-вологісного режиму у комплексі «Новий безпечний конфаймент — об'єкт «Укриття» (НБК-ОУ), динаміки потужності експозиційної дози (ПЕД) та щільності потоку нейтронів (ЩПН), а також підкритичності потенційно ядерно-небезпечного скупчення лавоподібних паливовмісних матеріалів (ЛПВМ) об'єкта «Укриття», розроблено науково обґрунтовані висновки щодо поточного рівня ядерної безпеки об'єкта. Дослідження виконано на основі результатів роботи системи контролю ядер-

© І. В. Куцина, В. С. Гавриленко, К. В. Сімейко, 2025

ної безпеки (СКЯБ) ІАСК та експертної системи ІПБ АЕС за періоди до і після встановлення НБК у проектне положення. Отримані результати впроваджені в діяльність ДСП «ЧАЕС» та використовуються для забезпечення належного рівня ядерної та радіаційної безпеки персоналу, населення і довкілля (рис. 1).

У рамках аналізу стану радіаційної безпеки комплексу НБК-ОУ здійснено комплексне дослідження радіоактивно забруднених вод у зонах розташування скупчень ПВМ, а також радіоактивного аерозолі поблизу цих скупчень, у підпокрівельному просторі об'єкта «Укриття», у повітрі під НБК на різних рівнях висоти. Проаналізовано динаміку α -, β -активності аерозолів та γ -випромінювання у приміщеннях об'єкта «Укриття» за результатами роботи стаціонарної системи радіаційного контролю, а також температурно-вологісний режим комплексу. Це дозволило удосконалити підходи щодо контролю та управління радіаційною безпекою у нових умовах експлуатації НБК.

З метою вдосконалення обліку та аналізу просторового розміщення скупчень ПВМ, база даних паливовмісних матеріалів була доповнена новими відомостями, а також створено тривимірну модель об'єкта «Укриття» з прив'язкою моделей скупчень до місць їх фактичного розташування. У рамках оновлення бази після тимчасової окупації об'єкта проведено обробку

наявної інформації щодо дослідницьких свердловин, сформовано таблицю-перелік з відповідними параметрами та реалізовано просторову модель розташування свердловин і самого об'єкта «Укриття».

Результати досліджень використано для розробки технічних рішень щодо подальших заходів з перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему та формування щорічного звіту ДСП «ЧАЕС» з аналізу безпеки комплексу НБК-ОУ за 2024 р.

Окрім цього проведено аналіз технічного стану будівельних конструкцій об'єкта «Укриття», важливих для безпеки, та параметрів радіаційного стану в зонах проведення демонтажних робіт. Розроблено прогнози змін радіаційної обстановки, а також проектні критерії та вимоги до інфраструктури демонтажу нестабільних конструкцій. Зазначені результати впроваджені у діяльність ТОВ «ЮТЕМ-ІНЖИНІРІНГ» для забезпечення науково обґрунтованого підходу щодо реалізації етапу демонтажу небезпечних конструкцій об'єкта «Укриття».

Безпека експлуатації ядерних установок

Розроблено науково-технічні основи побудови сучасних систем діагностики нейтронно-фізичних, теплогідрравлічних, електротехнічних та вібраційних процесів в обладнанні енергоблоків з реакто-

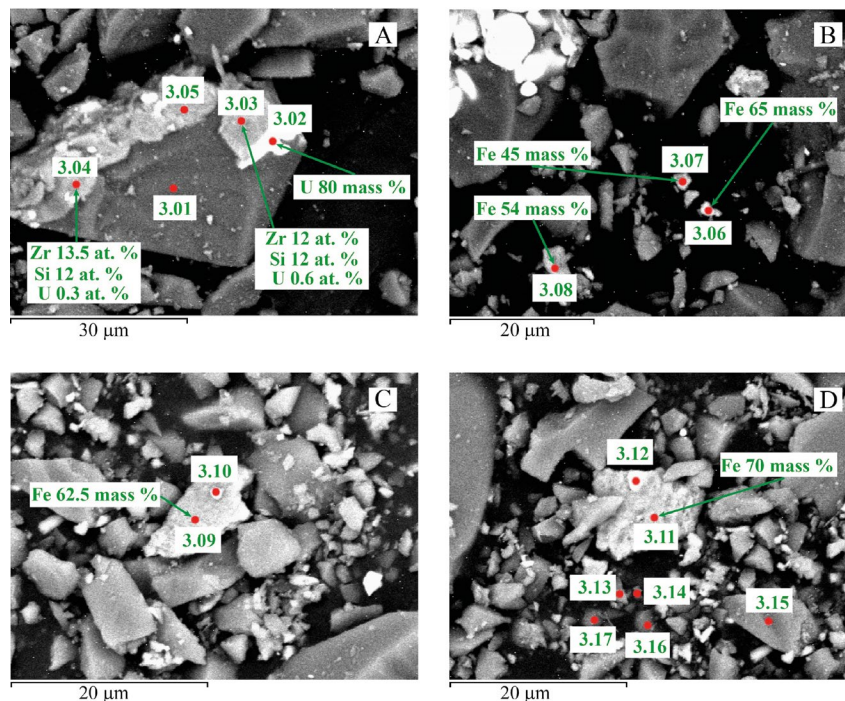


Рис. 1. Зображення частинок ЛПВМ, які отримано за допомогою електронної мікроскопії

рами типу ВВЕР-1000 з урахуванням впровадження новітніх типів ядерного палива. Дослідження базуються на комп'ютерному моделюванні відповідних фізичних процесів та валідації моделей за наявними експериментальними даними.

У напрямі нейтронно-фізичних процесів створено комплекс моделей, що відображають особливості активної зони ВВЕР-1000. Проведено валідацію нейтронно-фізичної моделі реактора та проаналізовано вплив режимів навантаження тепловидільних збірок на зміну радіаційних характеристик, зокрема активності та залишкового енерговиділення відпрацьованого ядерного палива. Отримані результати забезпечують науково обґрунтовану основу для підвищення ефективності експлуатації паливних кампаній.

У напрямі дослідження теплогідравлічних процесів встановлено вплив мікродинамічних процесів, пов'язаних із кипінням теплоносія на поверхні твелів, на теплову поведінку обладнання реакторної установки. Проведено порівняльний аналіз обчислювальних підходів до автоматичного розпізнавання експлуатаційних станів з використанням нейромережових діагностичних моделей. Запропоновані підходи дозволяють ефективно виявляти нештатні режими роботи обладнання та підвищити загальний рівень безпеки.

У сфері електротехнічного обладнання обґрунтовано нову конструкцію статора потужної електричної машини змінного струму, що включає вдосконалене осердя та систему охолодження, яка знижує температурні навантаження в крайніх пакетах. Розроблено підходи до підвищення надійності генераторів шляхом оптимізації обсягів діагностування, зменшення міждіагностичних інтервалів, а також впровадження ефективних методів діагностики технічного стану генераторів безперервно під час експлуатації. Рекомендується зосередити подальші дослідження на генераторах із повним повітряним охолодженням як таких, що демонструють високу експлуатаційну надійність.

Результати, отримані у 2024 р., повністю відповідають міжнародним стандартам високого рівня. Вони активно використовуються під час планування та оптимізації експериментальних і діагностичних робіт на ядерних установках, а також при обґрунтуванні ядерної безпеки систем поводження з відпрацьованим паливом.

Результати досягнень сприяють збереженню та покращенню стану навколишнього середовища, а також сталому розвитку ядерної енергетики. Результати планується впровадити на ядерних установках

України — атомних електростанціях, дослідницьких реакторах, сховищах відпрацьованого ядерного палива. Це дозволить підвищити безпечність експлуатації таких об'єктів і, відповідно, сприятиме екологічній безпеці.

Будівництво нових АЕС

Розроблено й удосконалено методи оцінки впливу на довкілля для нових об'єктів атомної енергетики (зокрема, реакторних установок AP1000, Westinghouse Electric Company) в процесі їх будівництва та експлуатації, які забезпечать отримання представницьких оцінок і достовірного прогнозування радіаційного стану навколишнього середовища та дозових навантажень на населення в районах розташування АЕС.

Виконано збір та аналіз даних про характеристики реакторної установки AP1000. Проведено порівняльний аналіз характеристик реакторних установок AP1000 і ВВЕР-1000. У енергетичній установці із реактором AP1000 втілено інноваційний підхід до безпеки зі значним спрощенням конструктивних та компоновальних рішень з метою підвищення надійності, полегшення будівництва, експлуатації та технічного обслуговування. Засоби глибокоешелонованого захисту реактора AP1000 дозволяють виключити великі викиди продуктів поділу з контейнменту протягом 100 годин з моменту початку руйнування активної зони. За результатами проведеного порівняльного аналізу реакторних установок AP1000 і ВВЕР-1000, основні переваги реактора AP1000 порівняно з реактором ВВЕР-1000 полягають у тому, що це реактор третього покоління, який забезпечує запобігання аваріям, які можливі в реакторах ВВЕР-1000, де необхідна участь оператора і його своєчасна реакція. Пасивна система безпеки у AP1000 містить значно менше компонентів ніж типові системи безпеки у ВВЕР-1000, що зменшує кількість необхідних випробувань та перевірок, вони мають на третину менше дистанційних клапанів і не містять насосів. Також в AP1000 виконано спрощену систему першого контуру, що полегшує її ремонт та експлуатацію. Основними недоліками AP1000 є реальні випадки наскрізної точкової корозії металевої оболонки (контейнменту), а також можливість корозії щільного типу у стінці контейнменту.

Розроблено рекомендації щодо порівняльного аналізу альтернативних майданчиків для розміщення енергоблоків АЕС. Проаналізовано більше 80 іноземних та вітчизняних літературних джерел стосовно використання методів аналізу, порівняння

та вибору майданчиків розміщення АЕС. Проведено аналіз національного законодавства та міжнародного досвіду стосовно формування груп факторів та їх критеріїв оцінки майданчиків розміщення АЕС. Представлено підхід до порівняння майданчиків розміщення АЕС за допомогою методів експертного оцінювання параметричних критеріїв. На першому етапі порівняння запропонований метод використовується для узагальненого аналізу альтернатив, без детального розгляду та порівняння всіх критеріїв за відповідними групами факторів — технічними, технологічними, соціально-економічними тощо. При цьому експертне оцінювання проводиться кожним експертом методом попарного порівняння альтернатив, критерії альтернатив розглядаються експертами комплексно і враховуються під час попарного порівняння. Цей спосіб дозволяє в короткі терміни без значних фінансових витрат провести попередній узагальнений порівняльний експертний аналіз та сформулювати рекомендації для оцінювання майданчиків розміщення нових реакторів, який ґрунтується на числових характеристиках. На прикладі проекту будівництва нових реакторів AP1000 показано процес порівняння на основі числових оцінок майданчиків із трьох запропонованих.

Розроблено та наповнено просторові бази фізико-географічних, радіоекологічних і метеорологічних даних про територію розміщення енергоблоків

Хмельницької АЕС (ХАЕС) з реакторною установкою AP1000 та окремих об'єктів на ній.

Для території 100 км зони ХАЕС було підготовлено цифрові картографічні матеріали (карта рельєфу, басейнова карта з кутами схилів, карта підстильної поверхні, карта типів ґрунтів) М 1 : 200000 з коротким описом особливостей місцевих умов на регіональному рівні. Проведено групування та класифікація екологічних параметрів (ґрунту, підстильної поверхні, висот місцевості) за радіоекологічними характеристиками. Створено тематичну карту оцінки радіоекологічної критичності території 100 × 100 км зони навколо ХАЕС з виділенням найбільш критичних територій, розташованих в основному в заплавах річок з лугово-болотною рослинністю, пасовищами та городами з торфовими та луговими ґрунтами (рис. 2).

На основі даних метеорологічних спостережень за період 2013–2023 рр. у районі розташування ХАЕС, отриманих автоматичною погодною станцією AWS-310 фірми Vaisala (Фінляндія), що входить до складу АСКРО, засобами Access 2007 та ГІС MapInfo 15.2 було створено базу даних метеорологічних параметрів, що складається з 2 243 713 записів. Додатково були використані довідкові матеріали з клімату та стихійних явищ, дані спостережень за останні 40 років (1981–2022 рр.), що надаються Національним управлінням з аеронавтики і дослідження космічного простору (НАСА) США.



Рис. 2. Межа СЗ3 ХАЕС (1), визначена в результаті проведених розрахунків згідно з вимогами, та межа існуючої СЗ3 радіусом 2700 м (2)

За результатами фізико-статистичного аналізу даних дано коротку характеристику кліматичних умов району майданчика ХАЕС за період 2013–2023 рр. порівняно з попередніми дослідженнями за 1961–1990 рр., 1985–2005 рр., 1981–2022 рр. Відзначається підвищення середньорічної температури повітря на 0,09 °C /10 років, збільшення її абсолютних максимумів та мінімумів, зменшення середньорічних сум атмосферних опадів з 714 мм (1961–1990 рр.) до 444,5 мм (2013–2023 рр.). Вітровий режим, що визначається сумарною повторюваністю швидкості та напрямів вітру за класами стійкості атмосфери, не зазнав істотних змін. Розраховано матрицю повторюваності метеорологічних умов, які характеризуються різними значеннями напрямку вітру (румбу), швидкості вітру, категорії стійкості атмосфери та інтенсивності опадів для розрахунку річних (інтегральних) оцінок забруднення навколишнього середовища в районі розташування ХАЕС в умовах її нормальної експлуатації з використанням моделі атмосферного перенесення.

Сформовано набір сценаріїв радіоактивних викидів з окремих блоків ХАЕС, який включає:

- 1) оцінки викидів радіонуклідів з енергоблоків № 1 та № 2 з реакторами ВВЕР-1000 за нормальної експлуатації (фактичні дані за 2013–2023 рр.);
- 2) оцінки викидів радіонуклідів з енергоблоків № 3 та № 4 з реакторами ВВЕР-1000 за нормальної експлуатації (проектна інформація);
- 3) оцінки викидів радіонуклідів з енергоблоків № 5 та № 6 з реакторами АР1000 за нормальної експлуатації (проектна інформація);
- 4) сценарії викидів за порушень умов нормальної експлуатації енергоблоків із реакторними установками ВВЕР-1000 та АР1000;
- 5) сценарії викидів радіонуклідів в умовах проектних та запроектованих аварій на енергоблоках ХАЕС із реакторними установками ВВЕР-1000 та АР1000. Для кожного сценарію визначено перелік основних дозоутворюючих нуклідів та їх загальну активність у викиді, наведено оцінки ефективної висоти викиду та його тривалості (для випадку радіаційних аварій).

Співпраця з національними та закордонними науковими організаціями

ІПБ АЕС за договорами про науково-технічне співробітництво взаємодіє з багатьма науковими центрами та проектними організаціями в Україні та за її межами.

Інститут має угоди про співробітництво з такими міжнародними організаціями та компаніями як: МАГАТЕ, Підрозділ з проблем безпеки НАТО (NATO Emerging Security Challenges Division, США), Відділ безпеки та радіації Дослідницького центру Юліха (Research Center Jülich, Department for Safety and Radiation), European Commission Joint Research Centre — JRC Geel/Belgium (Бельгія), Європейська комісія (ЄС), Інститут матеріалів та лазерів Fraunhofer IWS, Міжнародна консультативна група Consortium of PLEJADES GmbH, товариство Gesellschaft für Anlagen- und Reactorsicherheit, GRS (Німеччина), Японське агентство з атомної енергії (Japan Atomic Energy Agency, JAEA), Національна корпорація «Університет Фукусіми» (Японія), Ризький технічний Університет (Латвія), Арктичний університет Норвегії (Норвегія), Університет міста Тарту (Естонія), Литовський інститут енергетики (Литва), Товариство з обмеженою відповідальністю (ТОВ) «Китайсько-українські ядерно-енергетичні технології Сянчу», компанія Qingdao Xianchu Energy Development Group Ltd., Муніципалітет міста Циндао (КНР), Університет Південної Кароліни, Університет штату Східного Теннессі, Університет Клемонса, Університет Каліфорнії, Університет Берклі, Брістольський університет Королівської інженерної академії Великої Британії (Університет Брістоля, Велика Британія), Університет Упсала (Швеція) та інші.

У 2024 р. продовжується виконання наукового проекту МАГАТЕ «Розробка та застосування ізотопних методів для ефективного управління водними ресурсами в гірничих районах» (Development and Application of Isotope Techniques for Efficient Water Resources Management in Mining Areas, Research Contract No: F33026). Мета роботи — оцінка впливу підприємств Калусько-Голинського родовища калійних солей на засолення питного водоносного горизонту за допомогою ізотопного методу та математичного моделювання техногенно-геологічних умов. Під час виконання досліджень, зокрема, розроблено тривимірну математичну модель гідрогеологічних умов для прогнозу розповсюдження хімічного забруднення від джерел засолення до Добрівлянського водозабору підземних вод. Методами математичного моделювання визначено розподіл у підземних і поверхневих водах важких ізотопів водню, кисню й індикаторів забруднення.

В рамках угоди про співробітництво з компанією Qingdao Xianchu Energy Development Group Ltd. групою працівників ІПБ АЕС НАН України спільно

з китайськими інженерами розроблено обладнання, призначене для автоматичної роботи з розрізання та підготовки кромки головного циркуляційного трубопроводу (ГЦТ) парогенератора вертикального типу на АЕС з реакторами PWR при заміні парогенератора. Цей пристрій дає змогу виконувати роботи з демонтажу головного циркуляційного трубопроводу дистанційно, в автоматичному режимі, забезпечуючи безпеку персоналу під час роботи в умовах іонізуючого випромінювання (рис. 3).

У рамках угоди між Організацією Північноатлантичного договору та Урядом України про статус представництва НАТО в Україні, ІПБ АЕС разом із партнером — Університетом Брістоля — залучений до спільного проекту Підрозділу з проблем безпеки НАТО «Покращення виявлення радіації для ядерної безпеки та під час реагування на інциденти» програми «Наука заради миру та безпеки» (NATO Emerging Security Challenges Division, Science for Peace and Security Programme, project “Enhanced radiation detection for nuclear security and incident response”, No: G5913). Мета — розроблення ефективних методів визначення радіаційних умов, розвиток робототехнічних систем і цифрових вузлів комунікації для спільних наукових досліджень і використання результатів у цій галузі. Під час виконання роботи, зокрема, розроблено нову методику відбору проб радіоактивних матеріалів, що сприяє поширенню використання робототехніки для дослідження радіаційної безпеки об'єктів атомної енергетики. Результати надалі будуть використані для моніторингу джерел іонізуючого випромінювання на ЧАЕС.

З 2021 р. ІПБ АЕС залучений до проекту Балтійської дослідної програми «Інновації у виробництві бетону для застосування під час поводження з небезпечними відходами» (Baltic Research programme project “Innovation in concrete design for hazardous waste management applications (ICONDE)”). Цей проект включає партнерів з Латвії (Ризький технічний Університет), Норвегії (Арктичний університет Норвегії), Естонії (Університет міста Тарту) та Литви (Литовський інститут енергетики). Основні цілі проекту:

- 1) сприяння економіці повторного використання відходів шляхом застосування сланцевої золи, промислових відходів, що утворюються під час виробництва енергії в Естонії, як додаткового цементного матеріалу у виробництві бетону;
- 2) покращення механічних властивостей бетону шляхом додавання дисперсних волокон;
- 3) збільшення здатності матеріалу захищати від нейтронів за допомогою базальтових волокон, наповнених оксидом бору.

Ризький технічний університет планує залучити ІПБ АЕС як субконтрактну організацію для виконання нейтронного експерименту з дослідження бетонних зразків армованих базальт-борною фіброю на Рн-Ве джерелі нейтронів. У 2024 р. співробітник ІПБ АЕС НАН України завершив стажування у Ризькому технічному університеті в рамках цього проекту.

Співробітники ІПБ АЕС НАН України як спостерігачі беруть участь у міжнародному проекті, який підтримується Європейською комісією, «Щодо вдосконалення оцінки показників безпеки довгостро-

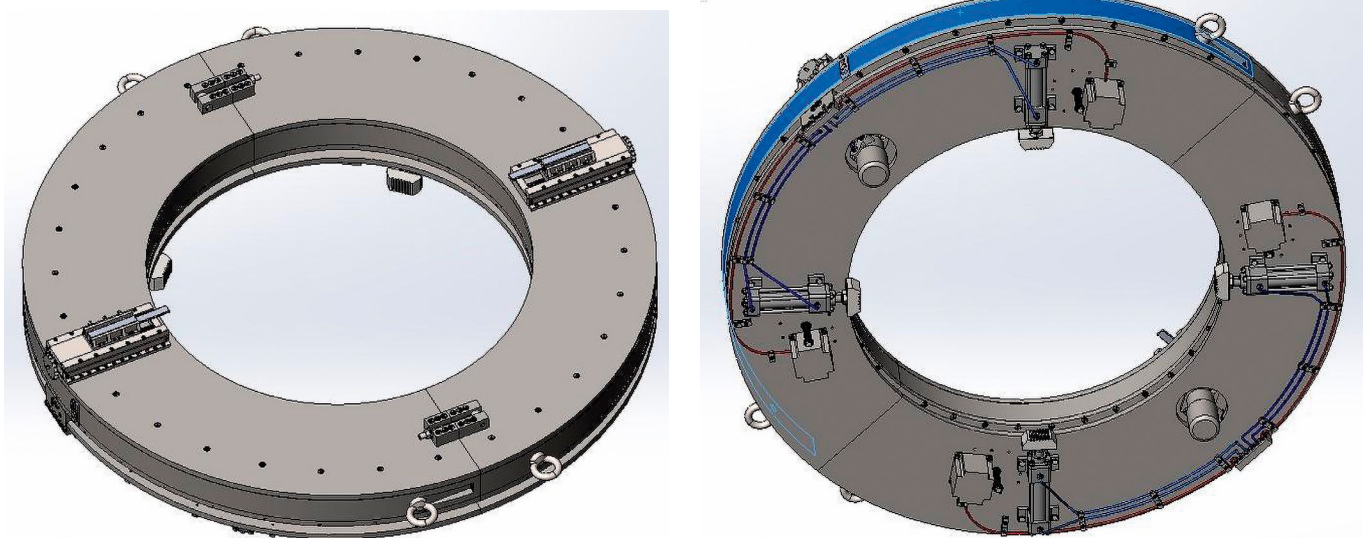


Рис. 3. Загальний вигляд зверху та знизу пристрою для відрізки ГЦТ

кової експлуатації ядерних цивільних інженерних споруд» (European Commission supported H2020—Euratom-1 project “Towards improved assessment of safety performance for long-term operation of nuclear civil engineering structures (ACES)”). Мета — дослідження впливу високих флюєнсів нейтронів на міцність бетону біологічного захисту легководяних реакторів. Під час виконання проекту, зокрема, досліджено вплив гамма-випромінювання на бетон за умов локального підвищення температури бетону та, як наслідок, пришвидшеного утворення мікротріщин, що є основною причиною деградації бетону з часом. За допомогою сучасних тривимірних моделей визначено закономірності перенесення нейтронів і гамма-квантів, що дозволило кількісно оцінити вплив руйнівних факторів на структуру бетону.

У рамках договору між ІПБ АЕС та South West Nuclear Hub/School of Physics University of Bristol (Велика Британія) виконується робота «Випробування експериментальних пристроїв для оцінки радіаційних умов об'єктів на ЧАЕС і НБК». Мета роботи – дослідження радіаційно небезпечних об'єктів ЧАЕС за допомогою нового унікального обладнання. Під час виконання роботи, зокрема, з використанням комбінованої системи тривимірного сканування Light Detection and Ranging (LiDAR), встановленої на самохідному роботизованому пристрої Boston Dynamics “Spot”, створено візуальні об'ємні зображення («хмари» або сукупності точок) важкодоступних приміщень Чорнобильської станції.

У рамках трьохстороннього меморандуму про науково-технічне співробітництво між ІПБ АЕС НАН України, Шведською агенцією оборонних досліджень (FOI) та Університетом Упсала (Швеція) продовжується виконання роботи «Моніторинг ксенону в просторі під НБК». Мета — розробка методології та технології моніторингу ізотопів ксенону в об'єкті «Укриття» для підтвердження ефективності роботи системи ядерної безпеки комплексу НБК-ОУ.

Також ІПБ АЕС НАН України цього року долучився до проекту RRADEW («Стійкість до радіологічних подій у воєнний час») у межах найбільшої програми ЄС з фінансування науки та інновацій Horizon Europe. Проект RRADEW має на меті покращити системи готовності, реагування та відновлення у відповідь на надзвичайні радіаційні ситуації в контексті війни Росії проти України.

Починаючи з 2015 р. інститут бере активну участь у роботах з подолання наслідків на АЕС «Фукусіма-1» у групі міжнародних організацій, які були запрошені

урядом Японії. У 2024 р. ІПБ АЕС НАН України брав участь у проєкті FACE, який є конструктивним та інтегрованим розширенням уже завершених проєктів (BSAF, PreADES та ARC-F), пов'язаних з аналізом аварії на АЕС «Фукусіма-Дайїчі» та підготовкою операцій із вилучення залишків палива. Виходячи з потреб Японії та очікуваних потреб партнерів ініціативи, проєкт FACE реалізується з такими загальними цілями:

- уточнення інтерпретації сценаріїв аварії на АЕС «Фукусіма-1», включаючи наслідки заходів щодо управління аварією відповідно до висновків, отриманих під час обстеження станції;

- уточнення поточних можливостей та напрямів подальшого вдосконалення моделювання розвитку важких аварій;

- інтерпретація результатів аналізу урановмісних частинок, зібраних на місці, та визначення відповідних методів та процедур гарячого лабораторного аналізу для майбутнього застосування під час аналізу залишків палива;

- підтримка каналів зв'язку між японськими організаціями та міжнародними партнерами для обміну даними, інформацією та досвідом з метою вирішення проблем, пов'язаних з виведенням з експлуатації та демонтажем АЕС «Фукусіма-1», а також підвищення безпеки реакторів у різних країнах.

Виходячи з цих загальних цілей, проєкт фокусується на трьох основних сферах роботи. Перша область — це поглиблені обговорення та аналіз розвитку аварії у пошкоджених блоках та пов'язаної з цим поведінки продуктів поділу та згоряння водню. Ця область розглядає технічні питання, виявлені в ході недавніх досліджень АЕС «Фукусіма-Дайїчі», які далекі від попередніх знань, та кількісну оцінку невизначеностей у моделюванні важких аварій (прогресування розплаву, взаємодія розплавленого коріуму з бетоном (MCCI), проблеми продуктів поділу та згоряння водню.

Друга область пов'язана з характеристикою частинок, що містять уран, та створенням методів для майбутнього аналізу залишків палива. Друга область охоплює дослідження можливих механізмів утворення частинок, що містять уран, зібраних на місці. Це сприятиме розумінню розвитку аварії та того, які технології аналізу залишків палива та методи оцінки можуть бути найбільш корисними. Міжнародна кругова аналітична діяльність з імітаторами залишків також входить до цієї галузі.

Учасники: Японія, Канада, Європейська комісія, Фінляндія, Франція, Німеччина, Корея, Іспанія,

Швеція, Швейцарія, Україна, Великобританія, США. Період проєкту липень 2022 р. — липень 2026 р.

Для зміцнення позицій України на міжнародній науковій арені ІПБ АЕС НАН України долучився до програми співпраці F-REI (Fukushima Institute for Research, Education and Innovation) разом з Науково-дослідним інститутом ядерної інженерії Фукуйського університету в Японії (Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui). У рамках співпраці будуть проведені дослідження, спрямовані на розробку нових політик, які сприятимуть вирішенню питань відновлення після ядерної катастрофи, а також накопиченню та використанню досвіду та знань щодо ядерних інцидентів для їх запобігання у майбутньому.

Продовжується робота над проєктом з протидії дезінформації УНТЦ 7109с Encouraging Journalists for Countering the Disinformation in Nuclear and Radiation Safety («Заохочення журналістів до протидії дезінформації у сфері ядерної та радіаційної безпеки»). Проведено 5 науково-популярних подій, включаючи лекцію для проєкту «Нобілітет», коментарі для журналістів, залучення співробітників ІПБ АЕС до менторської діяльності.

Також продовжуються роботи над проєктом RRADEW — участь у щомісячних координаційних зустрічах. У межах робочого пакету 0 — внесено коментарі до Data management plan: у межах робочого пакету 1 — продовжено роботу над сценаріями розвитку подій у ядерній сфері під час війни; у межах робочого пакету 3 — проведено 4 інтерв'ю зі стейкхолдерами; у межах роботи над робочим пакетом 4 — розпочато роботу щодо створення силабусу курсу з поводження з радіаційно небезпечними об'єктами для спеціалістів протимінної діяльності. У межах бюджетної тематики: за запитом 7/7/9-15 — робота з літературою. Зразки для метагеномного аналізу мікробіомів, що були направлені до США, дали змогу долучитися до міжнародного консорціуму MetaSUB Consortium (Metagenomics and Metadesign of the Subways and Urban Biomes, USA) — міждисциплінарної ініціативи, яка об'єднує експертів у галузі геноміки, аналізу даних та інженерії.

Науково-організаційна діяльність

У 2024 р. Указом Президента України від 18 травня 2024 р. № 338/2024 директору ІПБ АЕС Носовському Анатолію Володимировичу присвоєно почесне звання «Заслужений діяч науки і техніки України» [1].

За особливу участь у ліквідації наслідків Чорнобильської трагедії, з нагоди роковин аварії на ЧАЕС, високий професіоналізм, самовіддану працю та значний внесок у зміцнення безпеки атомних електростанцій України нагороджені Почесною грамотою Президії НАН України 4 працівники інституту та відзначено Подякою Президії НАН України 3 працівники. За наполегливу творчу працю та особистий внесок у розвиток наукових досліджень впливу життєдіяльності мікроорганізмів на біологічне виловування радіонуклідів на забруднених ґрунтах нагороджено Почесною грамотою Президії НАН України 1 працівника. За активну участь та вагомі досягнення у науковій діяльності Грамотою Президії НАН України та Ради молодих вчених НАН України нагороджений 1 працівник. Подякою НАН України нагороджений 1 працівник. За вагомий особистий внесок у діяльність Українського ядерного товариства, спрямовану на розвиток та розбудову атомної галузі України, нагороджений Грамотою УкрЯТ 1 працівник.

В ІПБ АЕС НАН України приділяється значна увага підвищенню кваліфікації наукових кадрів. З метою інтеграції освіти, науки та інновацій інститут підписав договір про співробітництво з Київським академічним університетом НАН України та МОН України щодо науково-освітньої діяльності на основі принципів поєднання освіти, науки й інновацій для міждисциплінарної підготовки висококваліфікованих спеціалістів для наукових установ, закладів вищої освіти та наукоємних галузей виробництва. У 2024 р., відповідно до розпорядження Президії НАН України, у межах цього співробітництва створено нову кафедру «Фізика ядерних установок та радіоекології», яка здійснює підготовку фахівців на третьому (освітньо-науковому) рівні вищої освіти за спеціальностями 143 — Атомна енергетика, 101 — Екологія. Розроблено відповідні освітні програми підготовки, які у звітному році пройшли рецензування та погодження. Згідно з наказом Київського академічного університету № 75-од від 23 липня 2024 р. до аспірантури було прийнято четверо здобувачів ступеня доктора філософії.

Науковці інституту беруть участь у проведенні навчання на базі філії Національного технічного університету України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського» (НТУУ «КПІ імені І. Сікорського»). Проведено курси підвищення кваліфікації «Зняття з експлуатації ядерних установок» у рамках існуючої в НТУУ «КПІ імені І. Сікорського» спеціальності «Атомна енергетика».

Підписано «Меморандум про співпрацю» між Національною академією внутрішніх справ України та ІПБ АЕС НАН України щодо підвищення ядерної та радіаційної безпеки працівників національної поліції в умовах воєнного стану та післявоєнного відновлення.

На сьогодні 7 фахівців ІПБ АЕС працюють над дисертаційними роботами на здобуття наукового ступеня доктора наук, 12 — над роботами на здобуття наукового ступеня доктора філософії, 5 працівників навчаються в аспірантурі, 8 працівників отримують фахову вищу або другу вищу освіту у провідних вищих навчальних закладах України.

У 2024 р. 3 співробітники ІПБ АЕС НАН України здійснювали керівництво аспірантами. Під керівництвом дослідника ІПБ АЕС — академіка НАН України А. В. Носовського — 2 магістри з НТУУ «КПІ імені І. Сікорського» успішно захистили магістерські роботи. Цього ж року 3 студенти НТУУ «КПІ імені Ігоря Сікорського» та 2 студенти КНУ імені Тараса Шевченка проходили дипломну практику в ІПБ АЕС. Троє з них виконували дипломні роботи, один — працював на інженерно-технічній посаді з оплатою.

Один працівник інституту посів III місце у конкурсі для журналістів «Атомна енергетика України: вчора, сьогодні, завтра», організованому АТ «НАЕК «Енергоатом»».

У 2024 р. 2 працівники одержали наукове звання «старший дослідник». Також 2 працівники одержали другу вищу освіту.

За ініціати́ви молоді та підтримки дирекції в ІПБ АЕС НАН України заснована рада молодих учених, яка на умовах добровільного членства об'єднує молодь (віком до 35 років включно), яка займається науковою діяльністю та сприяє розвитку науки в Україні. Загальна кількість членів ради у 2024 р. склала 9 осіб. За звітний період проведено 6 засідань ради. Д. т. н., с. д. К. В. Сімейко є заступником голови Ради молодих вчених при Відділенні енергетики та енергетичних технологій НАН України.

Важливим джерелом поповнення інженерно-технічних кадрів ІПБ АЕС НАН України залишаються молоді спеціалісти з вищою освітою. У 2024 р. на роботу було прийнято 2 спеціалістів віком до 35 років. У наукових підрозділах інституту вони залучаються до практичного виконання дослідницьких робіт, здобуття навичок у межах госпдоговірної та бюджетної тематики, а також беруть участь у міжнародних тренінгах і конференціях. Зокрема, молодий вчений ІПБ АЕС пройшов сертифікатне навчання в межах ініціати́ви з технічної оцінки ядерних об'єктів, організо-

ваної Брістольським університетом спільно з GNSP. Інший молодий дослідник бере участь у проєкті МАГАТЕ з розробки ізотопних методів для управління водними ресурсами в гірничих районах.

Станом на 31.12.2024 р. в інституті працює 9 молодих учених, серед яких 2 — доктори наук, 1 — кандидат наук (доктор філософії), 6 — без наукового ступеня. Четверо з них є стипендіатами: 2 отримують стипендії Президента України для молодих учених, ще 2 — стипендії НАН України.

У звітному році інститутом організовано або співорганізовано низку важливих наукових заходів: засідання науково-аналітичної секції громадської організації «Українське ядерне товариство» (ГО «УкрЯТ») (27 лютого, м. Київ), на якому обговорено участь українських учених у грантах Євратом та можливості застосування штучного інтелекту в ядерній галузі;

IX Міжнародну конференцію «Проблеми виведення з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища» INUDECO'2024 (24–28 квітня, м. Славутич), що об'єднала 170 учасників та була присвячена проблемам зняття з експлуатації та поводження з РАВ та ВЯП;

VI Міжнародну конференцію «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику» (26–27 вересня, м. Київ), в якій взяли участь понад 160 фахівців. Програма включала пленарні та секційні доповіді, а також експертну дискусію щодо безпеки атомної енергетики в умовах збройної агресії (рис. 4);

засідання науково-аналітичної секції ГО «УкрЯТ» у м. Славутич (2 грудня), присвячене перспективам міжнародної співпраці в галузі ядерної енергетики та питанням радіаційного контролю.

Співробітники ІПБ АЕС у 2024 р. активно долучалися до публічної наукової комунікації: взяли участь у щонайменше чотирьох телепередачах (зокрема, «Апостроф TV», «24 канал», FREEДОМ), надали численні інтерв'ю з питань ядерної безпеки, війни Росії проти України, загроз на Запорізькій АЕС та уроків Чорнобиля. Виступи опубліковані у засобах масової інформації: «ФОКУС», Громадське радіо, на YouTube та в інформаційних ресурсах НАН України [2].

У 2024 р. було видано 3 книжкові видання, авторами яких стали співробітники ІПБ АЕС НАН України (рис. 5):

Носовський А. Ліричний альбом: спогади науковця / А. Носовський. — Київ : ІПБ АЕС НАН України, 2024. — 632 с.



Рис. 4. VI Міжнародна конференція «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику»

Куценко Б. Л. Про ядерну зброю популярно / Б. Л. Куценко. — Київ : ІПБ АЕС НАН України, 2024. — 168 с.

Яценко Ю. В. Авіаційна метеорологія: навчально-методичний комплекс / Ю. В. Яценко. — Київ, 2024. — 97 с.

Ще два книжкові видання підготовлено та прийнято до друку у видавництві:

Скорбун А. Д. Комп'ютерна (обчислювальна) статистика. Методи Монте-Карло в задачах оцінки невизначеності результатів вимірювань / А. Д. Скорбун. — Чорнобиль (Київська обл.) : ІПБ АЕС НАН України, 2024. — 170 с.

Зняття з експлуатації атомних електростанцій / А. В. Носовський, В. К. Кучинський, А. І. Савін, М. В. Савельєв, Л. М. Салій. — ІПБ АЕС НАН України, 2024. — 616 с.

За участі співробітників ІПБ АЕС підготовлено електронне видання Збірник тез VI Міжнародної

конференції «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику» (26–27 вересня 2024 р., м. Київ). Під заг. ред. К. В. Сімейка, А. В. Носовського, Д. А. Лавренова [електронне джерело]. Київ. — 225 с.

Крім того, молоді науковці ІПБ АЕС у 2024 р. стали співавторами кількох розділів у зарубіжних монографіях, зокрема у виданнях серії Lecture Notes in Networks and Systems (Springer) та Springer Proceedings in Physics, які містять результати конференцій Liquid Radioactive Waste Treatment: Ukrainian Context (LWRT) 2022 та Mathematical Modeling and Simulation of Systems (MODS) 2023.

З 2018 р. ІПБ АЕС є співзасновником журналу «Ядерна енергетика та довкілля» (ISSN 2311-8253), що видається спільно з ГО «УкрЯТ». Відповідно до Наказу МОН України № 1643 від 28.12.2019 р. журнал внесено до Переліку наукових фахових видань України [3]. Журнал індексується в базах даних Index Copernicus, Google Scholar, INIS, ResearchBib.



Рис. 5. Книжкові видання співробітників ІПБ АЕС НАН України, підготовлені у 2024 р.

В інституті продовжує розвиватися напрям трансферу технологій, інноваційної діяльності та охорони інтелектуальної власності. У 2024 р. співробітниками ІПБ АЕС НАН України подано 3 заявки на винаходи та корисні моделі та отримано 5 патентів.

У 2024 р. співробітники ІПБ АЕС опублікували 98 наукових праць, з яких 26 — у виданнях, індексованих у Web of Science та Scopus. З них 6 публікацій увійшли до видань квартилів Q1/Q2, а 16 — до Q3/Q4 за класифікацією Scimago. Також підготовлено 4 розділи у монографіях, у тому числі 1 виданий за кордоном.

ІПБ АЕС НАН України має офіційний веб-сайт [4], на якому висвітлюються основні результати наукової діяльності структурних підрозділів, виконувани роботи в рамках міжнародного співробітництва, монографії й архів випусків науково-технічного збірника «Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля». Інтернет-сайт постійно оновлюється та доповнюється найактуальнішою інформацією. Інститутом підтримується також робота сайту науково-технічного журналу «Ядерна енергетика та довкілля», що має україномовну та англomовну версії. Сайт журналу містить загальну інформацію про видання та його політку, архів усіх випусків та вимоги до авторів.

Подальші плани та перспективи розвитку

Надалі інститут пропонує продовження дослідження за основними напрямками діяльності, а саме: перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему;

безпека експлуатації ядерних установок;
зняття з експлуатації ядерних установок;
поводження з ВЯП та РАВ.

Національна академія наук України погодила передачу Державної науково-дослідної установи «Чорнобильський центр» як цілісного майнового комплексу на баланс ІПБ АЕС НАН України («Про передачу об'єктів державної та комунальної власності» від 21.09.1998 р. № 1482). На базі Чорнобильського центру планується створити нове відділення ІПБ АЕС у м. Славутич.

Надалі актуальним завданням є проведення науково-дослідних і дослідно-конструкторських робіт з ліквідації наслідків влучання БПЛА та пошкодження покриття арки НБК-ОУ, яке сталося 14.02.2025 р.

У рамках підписаного «Меморандуму про співпрацю» між Національною академією внутрішніх

справ України та ІПБ АЕС НАН України задля підвищення ядерної та радіаційної безпеки працівників національної поліції в умовах воєнного стану та післявоєнного відновлення» ІПБ АЕС НАН України планує долучатися до програм підготовки Національної поліції України щодо забезпечення ядерної та радіаційної безпеки поліцейських при виявленні джерел іонізуючого випромінювання.

Висновки

ІПБ АЕС НАН України залишається єдиною науковою установою в Україні, яка починаючи з 1992 р. забезпечує науково-технічну підтримку робіт зі зняття з експлуатації енергоблоків ЧАЕС та перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему. Соціальне значення робіт, що виконуються, полягає в захисті людини та довкілля від потенційних ризиків, пов'язаних з існуванням радіаційно небезпечного зруйнованого четвертого енергоблоку, небезпека якого з часом зростає за рахунок руйнування конструкцій, що постраждали внаслідок аварії. Вирішення проблеми перетворення об'єкта на екологічно безпечну систему є актуальним завданням сьогодення не тільки для України, але й для всього міжнародного співтовариства.

Завдяки підтримці ЄС та УНТЦ розпочато роботи з відновлення лабораторного корпусу в Чорнобилі, пошкодженого в результаті окупації російськими військами в 2022 р.

У ІПБ АЕС НАН України створена волонтерська група, яка допомагає співробітникам інституту, які захищають Україну на передовій, а також іншим бригадам ЗСУ та Сил оборони України. Її діяльність полягає в допомозі у закупівлі БПЛА, РЕБу, повітряних компресорів, кодр, приладів нічного бачення та ін. Слід зазначити, що під час проведення VI Міжнародної конференції «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику», одним із головних організаторів якої є інститут, завдяки благодійному збору коштів був куплений РЕБ для 37 Бригади морської піхоти ЗСУ.

Таким чином, незважаючи на об'єктивні складнощі, ІПБ АЕС НАН України докладає всіх можливих зусиль для збереження науково-технічного потенціалу та виконання важливих завдань відповідно до основних напрямів своєї діяльності, а також керується стратегією розвитку планує стати провідною організацією України з науково-технічного супроводу діяльності з мирного використання ядерної енергії.

Список використаної літератури

1. Указ Президента України № 338/2024 Про відзначення державними нагородами України з нагоди Дня науки. – Режим доступу: https://www.president.gov.ua/documents/3382024-50873?fbclid=IwZXh0bgNhZW0CMTAAR2pse4CqAdWtLznhd_CpWGrXsARThPPLOUg9J2UmcroYGsD4zURhBhOYwM_aem_Adkc_I_7flmnHtPuPJMjLkCiCtENehsvPK0GRhNZ5uwHWWHVKYfpdmInYRpkQAJiLN0EWkfx4tGHlcpWHmikpljp.
2. Звіт про діяльність Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України у 2024 році / ІПБ АЕС НАН України. – Київ, 2024. – 186 с.
3. Ядерна енергетика та довкілля // ІАС «Українська наукова періодика». Реєстр наукових видань України. – Режим доступу: <https://nfv.ukrintei.ua/view/5b1925e37847426a2d0ab775>.
4. Інститут проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України: офіційний сайт. – Режим доступу: <http://www.ispnpp.kiev.ua>.

Results were used to support dismantling operations and inform annual safety reports.

The Institute also advanced reactor safety by developing new diagnostic systems for VVER-1000 reactors, including models of neutron-physical and thermohydraulic processes. Research focused on improving the safety and efficiency of nuclear fuel usage, optimizing the operation of electrical systems, and enhancing generator reliability.

In support of future nuclear power development, the ISP NPP evaluated the environmental impact of new nuclear facilities, including AP1000 reactors. Comparative analyses of AP1000 and VVER-1000 designs were performed, alongside studies of siting criteria, meteorological data, and release scenarios for the Khmelnytskyi NPP.

The ISP NPP is actively engaged in international cooperation through joint projects with the IAEA, NATO, and European partners, focusing on radioactive waste management, radiation monitoring, and nuclear decommissioning. The Institute also contributes to education and training through academic partnerships, graduate programs, and international research initiatives. These efforts reinforce capabilities of Ukraine in nuclear safety and environmental protection.

I. V. Kutsyna, V. S. Havrylenko, K. V. Simeiko

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

The Work Results of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine in 2024

The Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants (ISP NPP) of the National Academy of Sciences of Ukraine is a state scientific institution engaged in fundamental and applied research in the field of nuclear and radiation safety. In 2024, the Institute continued its work on the transformation of the Shelter object into an ecologically safe system. This included monitoring temperature and humidity conditions, analyzing radiation levels and neutron flux, and modeling the behavior of fuel-containing materials (FCM). Updated 3D models and FCM databases were developed to improve safety management.

References

1. Decree of the President of Ukraine No. 338/2024 On the awarding of state awards of Ukraine on the occasion of Science Day. Available at: https://www.president.gov.ua/documents/3382024-50873?fbclid=IwZXh0bgNhZW0CMTAAR2pse4CqAdWtLznhd_CpWGrXsARThPPLOUg9J2UmcroYGsD4zURhBhOYwM_aem_Adkc_I_7flmnHtPuPJMjLkCiCtENehsvPK0GRhNZ5uwHWWHVKYfpdmInYRpkQAJiLN0EWkfx4tGHlcpWHmikpljp.
2. Report on The Work Results of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine in 2024. Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 2024, 186 p. (in Ukr.)
3. Nuclear Power and the Environment: Ukrainian Scientific Periodicals. Register of Scientific Publications of Ukraine. (in Ukr.)
4. Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine: official website. Available at: <http://www.ispnpp.kiev.ua>. (in Ukr.)

Надійшла / Received 15.05.2025

Рекомендована до друку / Accepted 26.05.2025

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). Стаття повинна бути створена за допомогою текстового редактора Microsoft Word з урахуванням таких вимог: шрифт — Times New Roman; розмір — 11 пт; міжрядковий інтервал — 1,5; розстановка переносів — переносів немає; форматування — по ширині; колір шрифту — чорний; абзацний відступ — 1,5 см; розміри полів, мм: зліва — 24 мм, справа — 16 мм, зверху — 22 мм, знизу — 28 мм.

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

7. На титулі статті має бути представлено її УДК.

Українською та англійською мовами слід навести:

прізвище, ім'я та по батькові автора;

його учений ступінь, звання, посаду, ідентифікатор ORCID;

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

назву статті;

анотацію та ключові слова.

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

9. Графічний матеріал подають 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 й масиви даних.

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

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

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

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

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

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

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

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

Структура та зміст статті

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

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

Прізвища авторів англійською мовою подаються відповідно до прийнятої міжнародної системи транслітерації (з української – відповідно до Постанови Кабінету Міністрів України № 55 від 27.01.2010 «Про впорядкування транслітерації українського алфавіту латиницею»). 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).

У списку авторів вказуються лише ті особи, які зробили значний внесок у створення роботи на інтелектуальному, практичному або концептуальному рівні. Першим вказується той, хто зробив основний внесок у написання статті. У випадках, коли інші особи або організації сприяли дослідженню, опублікованому у статті, про них доречно згадати наприкінці статті у розділі Подяка (Acknowledgement).

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

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

Структура статті передбачає такі основні розділи:

вступ;

стан проблеми та аналіз літературних даних;

постановка завдань дослідження;

матеріали дослідження, експериментальна частина;

інтерпретація результатів та їх апробація;

висновки.

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

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

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

Правильно підібраний літературний огляд передбачає:

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

посилання на дослідження різних дослідницьких груп;

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

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

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

Джерела в тексті статті повинні бути відсортовані за порядком згадування.

Матеріали дослідження, експериментальна частина є розділом, зі змісту якого має бути зрозуміло, як отримано всі результати. Варто описати систему дослідження (методи, методика 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).

Забороняється генерування статті або її частин засобами штучного інтелекту. Використання таких засобів може бути припустимим лише для пошуку інформації та покращення читабельності тексту статті. Отримана інформація повина бути ретельно перевірена авторами, які несуть остаточну відповідальність за точність, достовірність і доцільність змісту своєї роботи.

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 джерела кирилицею 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 курсивним шрифтом, є факультативними. Проміжки між знаками та елементами запису є обов'язковими і використовують для розрізнення знаків граматичної і приписаної пунктуації.

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

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

5. 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.).

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 до-вкілля» взято принципи формування бібліографічних посилань American Psychological Association (APA).

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

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

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

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

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

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

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

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

ПІБ авторів (транслітерація); рік видання в дужках; назва статті у варіанті, що транслітерується, і переклад назви статті англійською мовою в квадратних дужках []; назва джерела (транслітерація) і переклад назви джерела англійською мовою []; вихідні дані з позначеннями англійською мовою. позначення мови оригіналу (in Rus., in Ukr.).

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

