

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT



Науково-технічний журнал

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

№ 2 (33) 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@isnpp.kiev.ua

Затверджено до друку вченою радою ІПБ АЕС НАН України
(протокол № 12 від 23 жовтня 2025 р.)

Підписано до друку 10.11.2025. Формат 60 × 90 1/8
Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 11,5
Тираж 120 пр. Зам. № 537

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

<i>I. S. Skiter, V. V. Derenhovskiy, V. M. Rudko, V. F. Hrechaninov</i> Assessment of safety factor criteria when selecting sites for nuclear power plant construction based on fuzzy expert evaluation	3
<i>В. І. Скалозубов, Ю. С. Кацарський, Є. О. Мазур, В. Ю. Кочнєва, Д. О. Климчук</i> Кваліфікація періодичності випробувань систем безпеки при збільшенні тривалості паливних кампаній ядерних енергоустановок	17
<i>Г. І. Шараєвський</i> Методологія оперативної діагностики корозійних пошкоджень оболонок твелів у реакторах типу ВВЕР на основі штучної нейронної мережі	23
<i>Д. І. Хвалін</i> Технічні можливості заміни турбогенераторів енергоблоків атомних електростанцій України	33
<i>С. П. Ладан, В. І. Борисенко</i> Методи розрахунків залишкового енерговиділення опроміненого ядерного палива відповідно до міжнародних стандартів ISO 10645/ANS-5.1	45
<i>В. Г. Шабалін, К. К. Ярошенко, Н. Б. Міцюк</i> Бентонітові глини Черкаського родовища як компоненти ізоляційних бар'єрів приповерхневих сховищ радіоактивних відходів	56
<i>В. К. Шинкаренко, М. М. Талерко, А. М. Новіков, В. О. Краснов, В. О. Кашпур, О. А. Свирид, В. В. Августов</i> Радіоактивні аерозолі під укриттям нового безпечного конфайнмента після удару безпілотного літального апарата 14 лютого 2025 р.	69
<i>О. В. Балан, Л. І. Павловський, В. М. Рудько, С. Г. Брилка, С. С. Підберезний</i> Особливості розбирання завалів на перекритті деаераторної етажерки об'єкта «Укриття» Чорнобильської АЕС	75
Правила для авторів	88

CONTENTS

<i>I. S. Skiter, V. V. Derenhovskiy, V. M. Rudko, V. F. Hrechaninov</i> Assessment of safety factor criteria when selecting sites for nuclear power plant construction based on fuzzy expert evaluation	3
<i>V. I. Skalozubov, Yu. S. Katsarskiy, Ye. O. Mazur, V. Yu. Kochnieva, D. O. Klymchuk</i> Qualification of safety system testing periodicity with increasing fuel campaign time at nuclear power facilities	17
<i>G. I. Sharaievskiy</i> Methodology for operational diagnosis of corrosion damage to cladding of fuel rod in VVER Reactors based on artificial neural network	23
<i>D. I. Khvalin</i> Technical possibilities for replacement of turbogenerators at Ukrainian nuclear power plants	33
<i>S. P. Ladan, V. I. Borysenko</i> Methods for calculating the decay heat of irradiated nuclear fuel in accordance with international standards ISO 10645/ANS-5.1	45
<i>B. H. Shabalin, K. K. Yaroshenko, N. B. Mitsiuk</i> Cherkasy bentonite clays as an engineered barrier component for near-surface radioactive waste disposal facilities	56
<i>V. K. Shynkarenko, M. M. Talerko, A. M. Novikov, V. O. Krasnov, V. O. Kashpur, O. A. Svyryd, V. V. Augustov</i> Radioactive aerosols under the cover of the New Safe Confinement after the strike by an unmanned aerial vehicle on February 14, 2025	69
<i>O. V. Balan, L. I. Pavlovsky, V. M. Rudko, S. G. Brylka, S. S. Pidbereznyi</i> Features of debris dismantling on the deaerator platform deck of the Shelter object at the Chornobyl NPP	75
Author Guidelines	88

I. S. Skiter¹, V. V. Derenhovskiy¹, V. M. Rudko¹, V. F. Hrechaninov²

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

² Institute of Mathematical Machines and Systems Problems, NAS of Ukraine, 42, Akademika Hlushkova Ave, Kyiv, 03187, Ukraine

Assessment of Safety Factor Criteria when Selecting Sites for Nuclear Power Plant Construction Based on Fuzzy Expert Evaluation

Keywords:

safety factor,
nuclear power plant sites,
radiation and nuclear facilities,
fuzzy logic mathematical model,
fuzzy importance coefficients,
weights of criteria,
probabilities of criteria influence,
levels of criteria influence,
Wilson Matrix,
optimal decision-making

The article presents further development of the previously developed methodology for strategic analysis of the process of selecting sites for the construction of nuclear power plants using fuzzy logic methods. The development of the research is based on the analysis of the safety factor and its criteria. The object of the study is the process of analyzing potential sites for the construction of radiation and nuclear facilities. The subject of the study is a comparative analysis of potential sites based on a comprehensive assessment of safety factor criteria. The goal is to compare potential sites based on an assessment of the safety factor and its criteria. The assessment is carried out using a model developed in previous studies based on fuzzy logic methods. The objective of the study is achieved through fuzzy expert assessment based on developed expert forms, methodological approaches, and a mathematical model. The selection of input data for the implementation of the model was carried out taking into account practical recommendations and safety documents from the IAEA and national regulators of leading countries in the field of nuclear safety. The consistent use of the fuzzy analytical hierarchy process (AHP), the center of area (CoA) method, and fuzzy simple additive weighting (SAW) allows for a qualitative and reliable expert assessment, minimizing the influence of subjective expert judgments. As a result of implementing the model when comparing sites for the construction of new AP1000 reactors, the following results were obtained: fuzzy importance coefficients and relative weights of safety factor criteria for all sites were determined; the probability of the impact of criteria for each site was assessed; fuzzy estimates of the level of impact of safety criteria for each site were determined. Based on the results obtained and their visualization using the Wilson Matrix, the Khmelnytskyi NPP site was selected as the optimal one in terms of safety. The application of the proposed methodological approach made it possible to draw reasonable conclusions about the impact of safety factor criteria on the preparation and adoption of strategic decisions regarding the selection of the optimal location for the construction of radiation and nuclear facilities.

Introduction

Until today, all NPPs in Ukraine have been constructed using Soviet technologies and designs. However, given Russia's aggression against Ukraine and the

impossibility of further cooperation with the aggressor state, the issue has arisen of introducing new technologies in nuclear energy for Ukraine that may be offered by foreign partners. In particular, in 2021, a Memorandum of Understanding was signed between Energoatom and

© I. S. Skiter, V. V. Derenhovskiy, V. M. Rudko, V. F. Hrechaninov, 2025. License CC BY 4.0

Westinghouse Electric Company [1]. It implies the participation of Westinghouse Electric Company in completing the construction of Unit 4 of the Khmelnytskyi NPP using AP1000 technology, as well as four additional units at other Ukrainian NPPs. The use of new technical solutions must be accompanied by ensuring a high level of radiation safety, which requires improving approaches to the safety justification of personnel, the public, and the environment. This is due to the fact that radiation impacts may differ as a result of using new construction and operation technologies compared to those previously applied. Moreover, the construction of NPP units in Ukraine with reactor installations produced by Westinghouse Electric Company requires additional substantiation of their environmental impact, taking into account the specific physical-geographical, ecological, and climatic conditions of the areas where the planned NPPs are to be located.

The process of selecting a site suitable for NPP construction is a multifaceted one that includes ensuring safety. From the very beginning, this process should be guided by a clearly defined set of criteria established by regulatory and technical documents. Such criteria are of particular importance for factors that may lead to site exclusion. It is necessary to establish a balance between site characteristics and specific design features, protective measures, and administrative procedures. One of the groups of such criteria is the safety factor criterion. Its analysis is a logical continuation of the implementation of a methodological approach to analyzing the process of selecting optimal NPP construction sites based on fuzzy logic methods [2]. The defined list of safety factor criteria corresponds to both the approaches of the International Atomic Energy Agency (IAEA) [3] to NPP site safety assessment and international practice in this field, as well as to the requirements of national legislation.

The object of the study is the process of system analysis of potential sites for the placement of radiation-nuclear facilities [4]. The subject of the study is the comparative analysis of potential sites based on a comprehensive assessment of safety factor criteria. The aim is to compare sites based on the evaluation of safety factor criteria obtained using the developed model based on fuzzy logic methods [2].

The relevance of the study is determined by the systemic nature of assessing the influence of environmental characteristics on the site selection process, which includes, as one of its key components, the safety factor. This approach enables the decision-maker (DM), in addition

to a generalized assessment of environmental influence, to make an optimal choice based on a detailed representation of the safety factor criteria.

The implementation of the research goal is carried out through fuzzy expert evaluation based on developed forms, methodological approaches, and a mathematical model built on the theory of fuzzy sets presented in [2]. The expert evaluation involved a sufficient number of qualified specialists in the fields of nuclear and radiation safety and ecology, determined using mathematical statistics methods [5]. The use of the developed mathematical model, which combines fuzzy logic methods, makes it possible to minimize uncertainties and subjectivity in expert assessments. The results obtained through the implementation of the proposed methodological approach and mathematical model provide DM with the ability to apply various selection strategies and improve the quality of evaluation and decision-making regarding NPP site placement.

Safety Factor in the Analysis of NPP Site Selection Process

When selecting a site for NPP construction, as a radiation-nuclear facility of increased hazard, the fundamental safety objective is the protection of people and the environment against the harmful effects of ionizing radiation [6, 7].

The requirements for site selection are established by legislative and regulatory acts of Ukraine. The procedure for decision-making and the requirements for documents justifying the admissibility of constructing nuclear installations are defined in Article 37 of the Law of Ukraine "On the Use of Nuclear Energy and Radiation Safety" and the Law of Ukraine "On the Procedure for Decision-Making on Siting, Design, and Construction of Nuclear Installations and Facilities Intended for Radioactive Waste Management of National Importance." Furthermore, in 2008, the State Nuclear Regulatory Inspectorate approved the regulatory document "Safety Requirements for Site Selection of a Nuclear Power Plant" NP 306.2.144-2008 [8], which establishes safety requirements during NPP site selection and takes into account the IAEA recommendations [9]. It states that "the fundamental safety objective is to protect people and the environment from harmful effects of ionizing radiation." Principle 8 of SF-1 [9], concerning accident prevention, states that "all practical efforts shall be made to prevent nuclear or radiological accidents and to mitigate their consequences." The main means of preventing and mitigating the consequences of accidents is

the concept of *defense in depth* (para. 3.31). Defense in depth is ensured through an appropriate combination of specified systems and measures, one of which is “*an adequate site selection and inclusion of appropriate design and engineering solutions providing safety margins, diversity, and redundancy*” (SF-1, para. 3.32). To apply this principle, it is necessary ([9], para. 4) that the suitability of the site for a nuclear installation be assessed considering the following factors:

impact of external events occurring in the region of the specific facility (which may be of natural or human-induced origin);

site and environmental characteristics that may affect the dispersion of radioactive substances in the environment;

population density and distribution, as well as other characteristics of the surrounding area, to the extent that they may affect the feasibility of emergency measures and the need for assessing risks to individuals and the public.

The detailed procedure for analyzing these factors, taking into account their criteria for the purpose of NPP site selection, is presented in [1] as a hierarchical tree, which includes a sequential process of data array formation, generalization, comparison, and decision-making (Table 1).

Table 1. General characteristics of safety criteria selected for comparative analysis of NPP siting

Criterion	General characteristics of criterion
Geology, geotechnics, and seismology (SC1)	The NPP site must be located at a safe distance from fault lines and volcanic activity zones [10, 11]. Locating NPPs in seismically unstable regions can increase construction costs and contamination risks [12, 13]. The permissible distance from an NPP site to an active fault is 8000 m [14]. The geographical characteristics of the land plot are also taken into account, including soil and rock stability [13], soil composition [11], and geological structure [15]. Areas that respond to seismic activity, regions with potential liquefaction, soft soil layers, geological anomalies, high groundwater levels, or subsurface cavities should be avoided [11].
Population density (SC2)	Priority should be given to NPP sites located in areas with low population density. Locations with a population density exceeding 194 persons per 1 km ² are not suitable for NPP siting [12]. Acceptable NPP locations must be situated at least 8 km away from populated areas [15], while [16] recommends a radius of 30 km.
Impacts on siting territory (SC3)	The criterion considers the ecological conditions surrounding the NPP site due to its potential environmental impact. Water use will influence local vegetation and agriculture. Additionally, pollution and insufficient vegetation cover can negatively affect wildlife [17]. The distance required for the management of radioactive waste disposal should also be taken into account [13]. Siting NPPs near agricultural areas is not recommended due to the potential impact of fallout deposition on farmland [11]. The presence of protected natural areas — national parks, nature reserves, and conservation zones — should also be considered [12]. The acceptable distance from an NPP site to such protected areas is 16 km [14] to avoid unacceptable environmental impacts [18].
Cooling water (SC4)	The distance from the NPP site to a water source should be less than 2 km. If the source is a reservoir or lake, a pipeline system must be constructed to transport water to the future NPP site. Sites located closer to existing water supply lines are preferable [16].
Meteorology (SC5)	Meteorological conditions, such as air temperature, wind speed and direction, humidity, atmospheric stability, and general climate, affect the operational performance of an NPP and must be considered in the design of its cooling systems [17]. Although atmospheric dispersion is generally not a critical factor for determining site suitability, atmospheric characteristics must be assessed to ensure compliance with local requirements for radioactive release dispersion in air [19].
Hydrology (SC6)	The water supply system must remain reliable both under normal operating conditions and during natural events. Sites with abundant water resources and low water quality risks are more favorable [19]. The risk assessment for groundwater contamination is based on potential core-melt accidents in which molten fuel penetrates the containment and reaches subsurface layers. In such cases, most fission products may penetrate up to 30 m below the containment; therefore, groundwater should be located deeper than 30 m [17]. Additionally, regions with low precipitation are preferable to those with heavy rainfall [11]. Potential flood parameters must be evaluated, as flooding could negatively affect safety by allowing water ingress or disrupting transportation and communication networks [12]. Therefore, the elevation of the water supply and drainage systems must be considered [18]. Potential sites for NPP location that are susceptible to flooding are generally preferred [11].

Continuation of Table 1

Proximity to hazardous facilities (SC7)	The IAEA recommends assessing the hazard potential of nearby industrial infrastructure, transportation networks, key infrastructure facilities, and military installations to ensure that these facilities do not pose a threat to the NPP and vice versa [12]. Such facilities include pipelines, industrial and mining operations, and dams. The NPP site must be located at a safe distance from these structures. The IAEA also recommends maintaining an 8 km buffer zone between the NPP and potentially hazardous facilities. Small airports should be at least 10 km away, and large airports at least 16 km.
Topography (SC8)	The terrain structure is important for NPP reactor safety primarily due to slope instability. Sites with steep slopes are unsuitable for NPP construction because of erosion risks [18]. Relatively flat terrain is preferable from a topographical standpoint [11]. Land plots with a slope angle of less than 20° (or 12%) are considered suitable for NPP siting [20]. The elevation of the site may range between 300 and 350 m, with shallow valleys preferred [17].
Land use (SC9)	According to IAEA standards and regulations [14], forests, meadows, and agricultural lands are of low suitability for NPP siting. Moreover, protected or conservation areas are strictly prohibited for such use. Some of these territories may also be unsuitable for future recreational or tourism development.
Sites of wetlands (SC10)	The permissible distance from NPP sites to wetlands such as lakes and rivers is 16 km [14]. Sites with minimal risks to wetlands are considered more favorable [11].
Evacuation routes (SC11)	Evacuation routes must be considered in case of an emergency. These routes should be planned based on monthly, annual, daytime, and nighttime wind directions around the NPP during potential radiological incidents. The population density along evacuation routes must be analyzed, taking into account the proximity to safe infrastructure near the NPP.

*Compiled from [\[https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S2666546823000356\]](https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S2666546823000356)

Analysis of Methods for Evaluating the Safety Factor in the Design of Nuclear Power Plant Siting

Considering that NPPs are radiation-nuclear facilities of increased hazard, the IAEA has developed specific standards and guidelines for selecting sites for such facilities. Publication [21] summarizes the practical experience of various IAEA member states in addressing the requirements of SSR-2/1 (Rev. 1) [22] regarding the design and safety confirmation of new NPPs. The general practices of member states include approaches to implementing enhanced requirements when assessing new NPP sites, taking into account both external hazards considered during design and natural hazards that exceed those accounted for in design. The recommended methods for addressing external hazards are presented in the following IAEA Safety Standards Series:

IAEA Safety Standards Series No. SSG-68, *Design of Nuclear Installations against External Events except Earthquakes* [23];

IAEA Safety Standards Series No. SSG-67, *Seismic Design of Nuclear Installations* [24].

Consideration of external hazards during NPP design generally involves the following steps:

identification of all external events and their combinations that need to be considered in design as part of site

assessment tasks (as required by IAEA Safety Standards Series No. SSR-1);

site evaluation for nuclear installations.

External hazards depend on the specific site, and various IAEA Safety Standards [9, 23, 24] define typical hazards that should be considered as design basis external hazards applicable to a specific site and installation. Thus, requirement 1 of SSR-1 [9] emphasizes that *“the safety objective in the evaluation of sites for nuclear installations shall be to characterize the natural and human-induced external hazards that could affect the safety of the nuclear installation, in order to provide adequate information to demonstrate the protection of people and the environment against harmful effects of ionizing radiation.”*

In accordance with requirement 1 of SSR-1 [9], site evaluation involves determining a list of external events of:

natural origin (e.g., earthquakes, floods, extreme meteorological conditions, extreme winds, dust and sand storms, lightning, volcanic activity);

human-induced origin (e.g., accidental aircraft crashes, explosions, fires, vehicle impacts, releases of hazardous gases or liquids that may cause corrosion).

Depending on the site characteristics, external events from the above list, as well as appropriate combinations of events where relevant, are considered design basis ex-

ternal events. For example, in Kyiv, the determination of relevant combinations takes into account:

- 1) combinations of hazards resulting from a common initiating phenomenon (e.g., precipitation and flood / extreme wind / lightning; extreme wind and flood);

- 2) combinations between an external event and its consequences, such as:

- earthquake and internal fire / flood / pipe rupture / heavy load drop;

- earthquake and external flood / explosion;

- loss of off-site power due to earthquake, flood, strong wind, tornado, lightning, explosion, or aircraft crash;

- aircraft crash and subsequent explosion;

- 3) combinations between an external event and an independent external event or a postulated initiating event identified either through probabilistic analysis or considered for assessing design margins based on engineering judgment (e.g., earthquake and design-basis accident).

However, external hazards and anthropogenic events that may occur independently (external hazards caused by human activity and equipment failures or operator errors) are not considered relevant combinations unless it can be shown that such combinations have a sufficiently high probability of occurrence. Similar types of combinations are considered in other countries, including France and Japan (Hitachi GE).

Based on the relevant data collected during site evaluation, the magnitude level for each considered external event (or combination of events) is determined according to regulatory requirements, guidelines, and/or designer's rules and instructions.

In China, the application of the national regulatory guide [25] and additional safety guides on external hazards [26, 27] combines deterministic and probabilistic methods applied to site data to determine the appropriate magnitude levels of the considered events.

In the Republic of Korea [28, 29], the approach involves determining, based on site data analysis, the magnitude level that bounds the most probable maximum event that could occur during the plant's lifetime.

In Japan, under the NRA Ordinance on Installation Permit Standards [30], regulatory requirements for external events (both natural and human-induced) have been significantly strengthened, taking into account the lessons learned from the Fukushima Daiichi-1 accident.

In some countries (France, the United Kingdom), regulatory guidance such as the Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) safety reference

levels for existing reactors [31] and target values in terms of annual exceedance frequency are applied. These are used to characterize the magnitude levels of natural external events.

In addition to the regulatory guidelines mentioned above, general approaches are also used to determine the magnitude levels of various external hazards. The determination of magnitude levels considers all available data, including historical records of past events at and near the site, as well as hazard assessment data. The processing of available data may include deterministic and probabilistic considerations with proper treatment of uncertainties.

Where necessary, projected increases in hazard levels are accounted for from the early stages of design to reduce risks in future periodic safety reviews. This is particularly relevant to hazards associated with geological and meteorological conditions. Ultimately, when the calculated frequency of occurrence of an external hazard (or combination of hazards) is sufficiently low, the hazard may either be excluded from further consideration or treated with special assessment, as practiced in China, France, Japan (Hitachi GE), and the Republic of Korea.

In some countries (e.g., France, Japan (Hitachi GE), the Republic of Korea), a specific plant design may be developed or selected for several different sites. In such cases, a "reference" or "generic" design is defined for the main structural components of the plant (e.g., reactor vessels, safety system buildings). Therefore, the list of hazards to be considered and their magnitude levels are defined so as to ensure a bounding case — meaning that the reference plant design can be implemented at any of the considered sites with only limited adaptation to account for site-specific features.

Thus, analysis of the sources shows that adopting a safety-based approach in NPP site selection is essential for determining the radiological risk to the public and the environment from internal and external events or possible failures caused by human or equipment errors. The principle of nuclear safety is to ensure the protection of NPP personnel, the public, and the environment. It can be concluded that existing requirements for site selection and regulatory documents are consistent with the objectives of protecting public health, safety, and the environment.

Algorithm for Safety Factor Analysis

The algorithm for studying the safety factor is based on the methodology for NPP site selection analysis us-

ing the theory of fuzzy sets, presented in [2]. A specific feature of the proposed model, in relation to the factors and their criteria presented for evaluation and comparison, is that the model factors and their components are formalized in accordance with linguistic expert assessments obtained through the sequential application of fuzzy logic methods — Fuzzy AHP [32], CoA [33], and Fuzzy SAW [34].

This approach allows for higher-quality and more reliable expert evaluation, accounting for and minimizing the influence of subjectivity in expert opinions and judgments. The research algorithm developed on the basis of [2] is shown in Fig. 1.

Identification of the safety factor criteria influencing NPP site selection was carried out in accordance with [2] and Table 1.

Fuzzy expert pairwise comparison of the i -th criterion with the j -th within the evaluation of a specific site is performed by each of the $k = (1, \bar{K})$ experts using the term set $T_1 = \{E, M, S, VS, ES\}$, which defines the degree of criterion comparison as: Equal (E), Moderate (M), Strong (S), Very Strong (VS), and Extremely Strong (ES). The result of such expert comparisons is a set of linguistic pairwise comparison matrices for all considered sites. In the next step, their contents are transformed into matrices of fuzzy triangular numbers using the term set $T1^*$ (see Fig. 1).

$$\tilde{A} = (\tilde{a}_{ij})_{n \times n} = \begin{bmatrix} (1,1,1) & (\alpha_{12}, \beta_{12}, \gamma_{12}) & \dots & (\alpha_{1n}, \beta_{1n}, \gamma_{1n}) \\ (\gamma_{21}, \beta_{21}, \alpha_{21}) & (1,1,1) & \dots & (\alpha_{2n}, \beta_{2n}, \gamma_{2n}) \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ (\gamma_{n1}, \beta_{n1}, \alpha_{n1}) & (\gamma_{n2}, \beta_{n2}, \alpha_{n2}) & \dots & (1,1,1) \end{bmatrix} \quad (1)$$

where $\tilde{a}_{ij} = (\alpha_{ij}, \beta_{ij}, \gamma_{ij})$, $\tilde{a}_{ji} = \tilde{a}_{ij}^{-1} = (\frac{1}{\gamma_{ij}}, \frac{1}{\beta_{ij}}, \frac{1}{\alpha_{ij}})$, $i, j = \overline{1, n}$; n is number of criteria.

By determining the fuzzy geometric means for the components of the matrix and the inverse fuzzy vector of the sum of geometric mean values

$$\begin{cases} \tilde{S}_i = (\sqrt[n]{\alpha_{i1} \times \dots \times \alpha_{in}}; \sqrt[n]{\beta_{i1} \times \dots \times \beta_{in}}; \sqrt[n]{\gamma_{i1} \times \dots \times \gamma_{in}}) = (\alpha_i, \beta_i, \gamma_i) \\ \tilde{r} = \tilde{S}_1 \oplus \dots \oplus \tilde{S}_n = \left(\frac{\alpha_1 + \dots + \alpha_n}{\gamma_1 + \dots + \gamma_n}, \frac{\beta_1 + \dots + \beta_n}{\gamma_1 + \dots + \gamma_n}, \frac{\gamma_1 + \dots + \gamma_n}{\gamma_1 + \dots + \gamma_n} \right) = (r_\alpha, r_\beta, r_\gamma) \\ (\tilde{r})^{-1} = \left(\frac{1}{r_\alpha}, \frac{1}{r_\beta}, \frac{1}{r_\gamma} \right) \end{cases} \quad (2)$$

the fuzzy coefficients of importance and the relative weights of the safety factor criteria for all sites included in the analysis are calculated:

$$\begin{cases} \tilde{v}_i = (\alpha_i, \beta_i, \gamma_i) \otimes (\tilde{r})^{-1} = (v_{1i}; v_{2i}; v_{3i}) \\ \tilde{w}_i = \left(\frac{v_{1i}}{\sum_{i=1}^n (\tilde{v}_{1i})}; \frac{v_{2i}}{\sum_{i=1}^n (\tilde{v}_{2i})}; \frac{v_{3i}}{\sum_{i=1}^n (\tilde{v}_{3i})} \right) = (w_{1i}; w_{2i}; w_{3i}) \end{cases} \quad (3)$$

Using a similar but simplified algorithm that excludes pairwise comparison of criteria, the probabilities of impact realization (“Very Low”, “Low”, “Medium”, “High”, “Very High”) of the safety criteria are determined based on the linguistic terms $T2 = \{VL, L, M, H, VH\}$ and T^* (see Fig. 1) as well as fuzzy estimates of the level of impact (“No Significant”, “Very Low”, “Low”, “Medium”, “High”, “Very High”, “Extremely High”) of the safety criteria according to terms $T3 = \{NS, VL, L, M, H, VH, EH\}$ and $T3^*$, taking into account the direction of influence (“t” — Threats, “o” — Opportunities).

The results obtained in Stages 2, 3, and 4 of the algorithm of assessment of fuzzy triangular importance coefficients and relative weights, probabilities of influence realization, and fuzzy estimates of the level of influence — are used for visualization by means of the Wilson Matrix of positive and negative factor influence (advantages and disadvantages) (Fig. 2). This matrix defines influence zones ranging from A (maximum) to D (minimum), describing their impact on the process of NPP site selection.

Implementation of the Safety Factor Analysis Algorithm for the Selection of Potential NPP Construction Sites

The safety factor criteria identified in Stage 1 for strategic analysis during the selection of potential NPP construction sites form the set $SC = \{SC_1, \dots, SC_{11}\}$.

Following the approach presented in [5], 12 qualified experts were involved in the expert evaluation process. The minimum required number of experts, determined using mathematical statistics, was $m = 11$. The linguistic confidence level of experts was defined as High (H). As a result, $12 \text{ experts} \times 3 \text{ sites} = 36$ matrices were obtained, the structure of which for the different algorithm stages is shown in Fig. 3.

A fragment of expert evaluation results according to the algorithm presented in Fig. 1 for the Khmelnytskyi NPP site, in triangular form, is shown in Fig. 4.

Sequential implementation of Stage 2 of the algorithm made it possible to obtain the fuzzy importance coefficients and their relative weights. The results are presented in Tables 2 and 3.

At Stage 3, the fuzzy values of the probabilities of influence realization of the safety factor criteria on the NPP site selection process were determined using the proposed algorithm (Table 4).

At Stage 4, the levels of impact of safety factor criteria on the decision-making strategy for NPP siting were

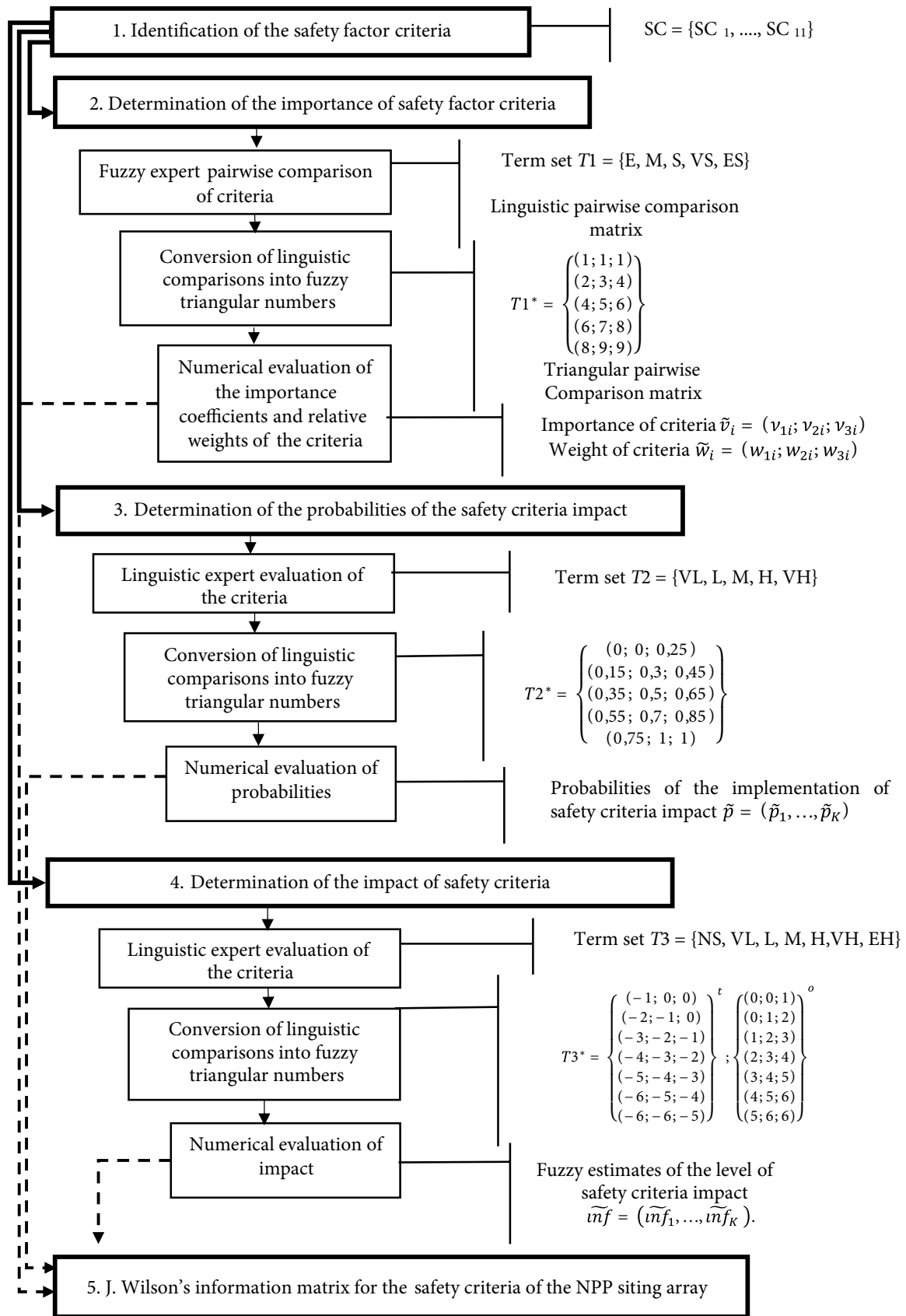


Fig. 1. Algorithm for the safety factor analysis in selecting NPP siting location

Disadvantages						Probability of factor impact occurrence		Advantages					
EHt	VHt	Ht	Mt	Lt	VLt	Vlo		Lo	Mo	Ho	VHo	EHo	
	At					VH					Ao		
						H							
			Bt			M			Bo				
			Ct		Dt	L	Do	Co					
						VL							
-6	-5	-4	-3	-2	-1	1		2	3	4	5	6	
level of factor impact													

Fig. 2. Fuzzy evaluation matrix of advantages and disadvantages of safety criteria influence on NPP site assessment [1]

Criterion	Expert evaluation					Linguistic evaluation				
	SC ₁	SC ₂	...	SC ₁₀	SC ₁₁	SC ₁	SC ₂	...	SC ₁₀	SC ₁₁
SC ₁	1, 1, 1	2, 3, 4	...	4, 5, 6	6, 7, 8	E	M	...	S	VS
SC ₂	1/4, 1/3, 1/2	1, 1, 1	...	2, 3, 4	8, 9, 9	1/M	E	...	M	ES
...	...	...	1, 1, 1	...	...	...	...	E	...	...
SC ₁₀	1/6, 1/5, 1/4	1/4, 1/3, 1/2	...	1, 1, 1	4, 5, 6	1/S	1/M	...	E	S
SC ₁₁	1/8, 1/7, 1/6	1/9, 1/9, 1/9	...	1/6, 1/5, 1/4	1, 1, 1	1/VS	1/ES	...	1/S	E

a

Criterion	Expert evaluation					Linguistic evaluation				
	SC ₁	SC ₂	...	SC ₁₀	SC ₁₁	SC ₁	SC ₂	...	SC ₁₀	SC ₁₁
SC ₁	1, 1, 1	0.55, 0.7, 0.85	...	0.15, 0.3, 0.45	6, 7, 8	E	H	...	L	M
SC ₂	1/(0.85, 0.7, 0.55)	1, 1, 1	...	0.55, 0.7, 0.85	8, 9, 9	1/H	E	...	H	VH
...	...	...	1, 1, 1	...	...	...	...	E	...	...
SC ₁₀	1/(0.45, 0.3, 0.15)	1/(0.85, 0.7, 0.55)	...	1, 1, 1	4, 5, 6	1/S	1/H	...	E	L
SC ₁₁	1/(0.65, 0.5, 0.35)	1(1, 1, 0.75)	...	1/(0.45, 0.3, 0.15)	1, 1, 1	1/M	1/VH	...	1/L	E

b

Criterion	Expert evaluation					Linguistic evaluation				
	SC ₁	SC ₂	...	SC ₁₀	SC ₁₁	SC ₁	SC ₂	...	SC ₁₀	SC ₁₁
SC ₁	1, 1, 1	1, 2, 2	...	2, 3, 4	3, 4, 5	E	L	...	M	H
SC ₂	1/2, 1/2, 1	1, 1, 1	...	4, 5, 6	5, 6, 6	1/L	E	...	VH	EH
...	...	...	1, 1, 1	...	...	...	...	E	...	...
SC ₁₀	1/4, 1/3, 1/2	1/6, 1/5, 1/4	...	1, 1, 1	1, 2, 3	1/M	1/M	...	E	L
SC ₁₁	1/5, 1/4, 1/3	1/6, 1/6, 1/5	...	1/3, 1/2, 1	1, 1, 1	1/H	1/EH	...	1/L	E

c

Fig. 3. Structure of expert and linguistic evaluation of safety factor criteria according to the stages of the algorithm: (a) Stage 2 (pairwise comparison of criteria); (b) Stage 3 (probability of influence realization); (c) Stage 4 (level of influence of criteria)

Khmelnyskyi NPP						Expert 1					
	SC ₁	SC ₂	SC ₃	SC ₄	SC ₅	SC ₆	SC ₇	SC ₈	SC ₉	SC ₁₀	SC ₁₁
SC ₁	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(4; 5; 6)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(4; 5; 6)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(4; 5; 6)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)
SC ₂	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)
SC ₃	(0,17;0,2;0,25)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(0,17;0,2;0,25)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(0,17;0,2;0,25)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(0,17;0,2;0,25)	(0,25; 0,33;0,5)
SC ₄	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(4; 5; 6)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(4; 5; 6)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(4; 5; 6)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)
SC ₅	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)
SC ₆	(0,17;0,2;0,25)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(0,17;0,2;0,25)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(0,17;0,2;0,25)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(0,17;0,2;0,25)	(0,25; 0,33;0,5)
SC ₇	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(4; 5; 6)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(4; 5; 6)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(4; 5; 6)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)
SC ₈	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)
SC ₉	(0,17;0,2;0,25)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(0,17;0,2;0,25)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(0,17;0,2;0,25)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(0,17;0,2;0,25)	(0,25; 0,33;0,5)
SC ₁₀	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(4; 5; 6)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(4; 5; 6)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(4; 5; 6)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)
SC ₁₁	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)	(2; 3; 4)	(0,25; 0,33;0,5)	(1; 1; 1)

a

Khmelnyskyi NPP							
Expert 1		Expert 2		Expert 3		Expert 4	
SC ₁	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₁	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₁	(0.1, 0.1, 0.25)	SC ₁	(0.35, 0.5, 0.65)
SC ₂	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₂	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₂	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₂	(0.35, 0.5, 0.65)
SC ₃	(0.75, 1, 1)	SC ₃	(0.55, 0.7, 0.85)	SC ₃	(0.15, 0.3, 0.45)	SC ₃	(0.35, 0.5, 0.65)
SC ₄	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₄	(0.75, 1, 1)	SC ₄	(0.55, 0.7, 0.85)	SC ₄	(0.55, 0.7, 0.85)
SC ₅	(0.15, 0.3, 0.45)	SC ₅	(0.15, 0.3, 0.45)	SC ₅	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₅	(0.35, 0.5, 0.65)
SC ₆	(0.1, 0, 0.25)	SC ₆	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₆	(0.75, 1, 1)	SC ₆	(0.35, 0.5, 0.65)
SC ₇	(0.15, 0.3, 0.45)	SC ₇	(0.15, 0.3, 0.45)	SC ₇	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₇	(0.15, 0.3, 0.45)
SC ₈	(0.15, 0.3, 0.45)	SC ₈	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₈	(0.1, 0.1, 0.25)	SC ₈	(0.35, 0.5, 0.65)
SC ₉	(0.15, 0.3, 0.45)	SC ₉	(0.15, 0.3, 0.45)	SC ₉	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₉	(0.15, 0.3, 0.45)
SC ₁₀	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₁₀	(0.55, 0.7, 0.85)	SC ₁₀	(0.1, 0.1, 0.25)	SC ₁₀	(0.15, 0.3, 0.45)
SC ₁₁	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₁₁	(0.35, 0.5, 0.65)	SC ₁₁	(0.15, 0.3, 0.45)	SC ₁₁	(0.35, 0.5, 0.65)

b

Khmelnyskyi NPP							
Expert 1		Expert 2		Expert 3		Expert 4	
SC ₁	(-4,-3,-2)	SC ₁	(2,3,4)	SC ₁	(4,5,6)	SC ₁	(2,3,4)
SC ₂	(-5,-4,-3)	SC ₂	(2,3,4)	SC ₂	(3,4,5)	SC ₂	(3,4,5)
SC ₃	(-4,-3,-2)	SC ₃	(2,3,4)	SC ₃	(2,3,4)	SC ₃	(3,4,5)
SC ₄	(-6,-5,-4)	SC ₄	(5,6,6)	SC ₄	(5,6,6)	SC ₄	(5,6,6)
SC ₅	(-4,-3,-2)	SC ₅	(1,2,3)	SC ₅	(1,2,3)	SC ₅	(3,4,5)
SC ₆	(-3,-2,-1)	SC ₆	(2,3,4)	SC ₆	(5,6,6)	SC ₆	(4,5,6)
SC ₇	(-3,-2,-1)	SC ₇	(1,2,3)	SC ₇	(1,2,3)	SC ₇	(1,2,3)
SC ₈	(-3,-2,-1)	SC ₈	(2,3,4)	SC ₈	(1,2,3)	SC ₈	(2,3,4)
SC ₉	(-3,-2,-1)	SC ₉	(1,2,3)	SC ₉	(4,5,6)	SC ₉	(1,1,2)
SC ₁₀	(-3,-2,-1)	SC ₁₀	(2,3,4)	SC ₁₀	(2,3,4)	SC ₁₀	(1,1,2)
SC ₁₁	(-3,-2,-1)	SC ₁₁	(2,3,4)	SC ₁₁	(1,1,1)	SC ₁₁	(2,3,4)

c

Fig. 4. Fragment of expert evaluation results represented as triangular fuzzy numbers:

a — pairwise comparison of criteria; b — probability of influence realization;

c — impact level of criteria

Table 2. Fuzzy averaged importance coefficients of safety factor criteria

Criterion	Importance coefficient of criterion		
	Khmelnyskyi NPP	Rivne NPP	South Ukraine NPP
SC ₁	0.198	0.177	0.189
SC ₂	0.177	0.188	0.168
SC ₃	0.193	0.197	0.188
SC ₄	0.167	0.180	0.181
SC ₅	0.215	0.214	0.212
SC ₆	0.200	0.208	0.204
SC ₇	0.176	0.170	0.166
SC ₈	0.191	0.194	0.191
SC ₉	0.171	0.173	0.162
SC ₁₀	0.185	0.178	0.203
SC ₁₁	0.211	0.209	0.207

Table 3. Fuzzy averaged relative weights of safety factor criteria

Criterion	Importance coefficient of criterion		
	Khmelnyskyi NPP	Rivne NPP	South Ukraine NPP
SC ₁	0.079	0.070	0.075
SC ₂	0.070	0.075	0.067
SC ₃	0.077	0.078	0.075
SC ₄	0.066	0.072	0.072
SC ₅	0.085	0.085	0.084
SC ₆	0.080	0.083	0.081
SC ₇	0.070	0.068	0.066
SC ₈	0.076	0.077	0.076
SC ₉	0.068	0.069	0.064
SC ₁₀	0.073	0.071	0.081
SC ₁₁	0.084	0.083	0.082

determined. The fuzzy triangular expert evaluations, aggregated into generalized influence parameters, are presented in Table 5.

Thus, the results of the expert evaluation of the safety factor criteria make it possible to assess the impact of the components of the safety factor in the “Threats — Oppor-

tunities” coordinate system.

The obtained results serve as the basis for constructing the Wilson Information Matrix to visualize threats and opportunities in NPP site selection and to support the formation of optimal management decisions (Fig. 5).

Table 4. Probabilities of realization of safety factor criteria impact on the NPP site selection process

Criterion	Probabilities of impact realization of criteria		
	Khmelnytskyi NPP	Rivne NPP	South Ukraine NPP
SC ₁	0.072	0.078	0.072
SC ₂	0.094	0.097	0.092
SC ₃	0.088	0.091	0.082
SC ₄	0.103	0.097	0.087
SC ₅	0.088	0.087	0.092
SC ₆	0.087	0.091	0.077
SC ₇	0.082	0.084	0.087
SC ₈	0.069	0.071	0.071
SC ₉	0.082	0.083	0.077
SC ₁₀	0.072	0.074	0.077
SC ₁₁	0.087	0.096	0.098

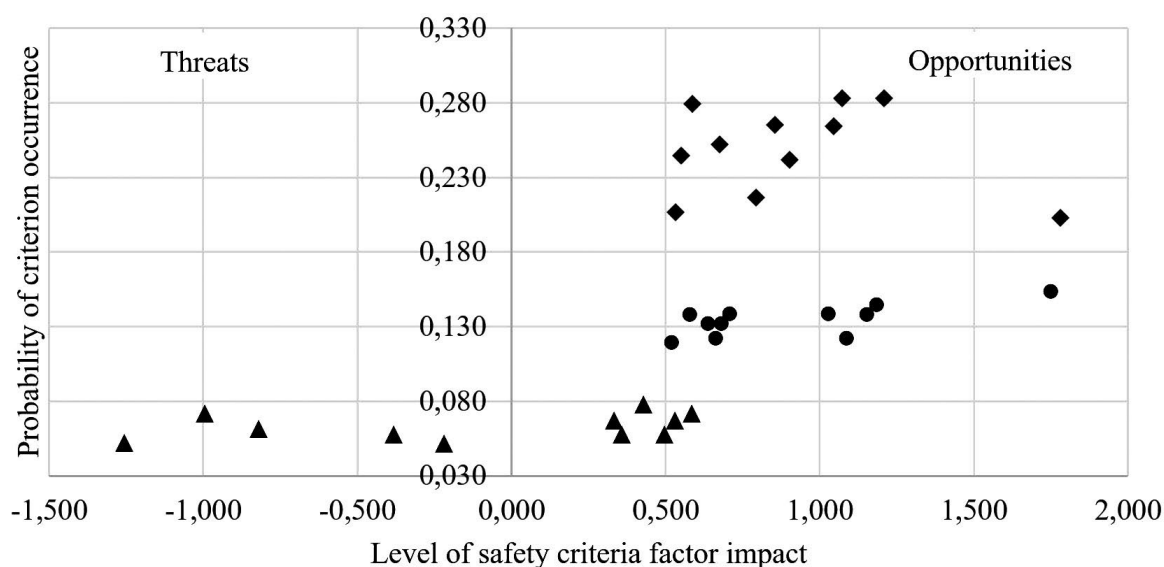
Table 5. Quantitative estimates of the influence levels of safety factor criteria on NPP site selection

Criterion	Influence levels of safety factor criteria		
	Khmelnytskyi NPP	Rivne NPP	South Ukraine NPP
SC ₁	1.781	1.087	-1.255
SC ₂	1.207	1.187	-0.995
SC ₃	1.045	1.028	-0.821
SC ₄	1.073	1.752	0.527
SC ₅	0.673	0.712	0.582
SC ₆	0.854	1.152	0.358
SC ₇	0.550	0.638	0.334
SC ₈	0.531	0.523	-0.219
SC ₉	0.903	0.680	0.497
SC ₁₀	0.794	0.662	-0.384
SC ₁₁	0.588	0.578	0.428

The structure of Wilson Matrix for the specified research objects and their criteria clearly shows the advantages of the Khmelnytskyi and Rivne NPP sites compared to the South Ukraine NPP site. Thus, according to the indicator “probability of safety criteria implementation” (Fig. 5, a), the safety criteria assessments for the Khmelnytskyi

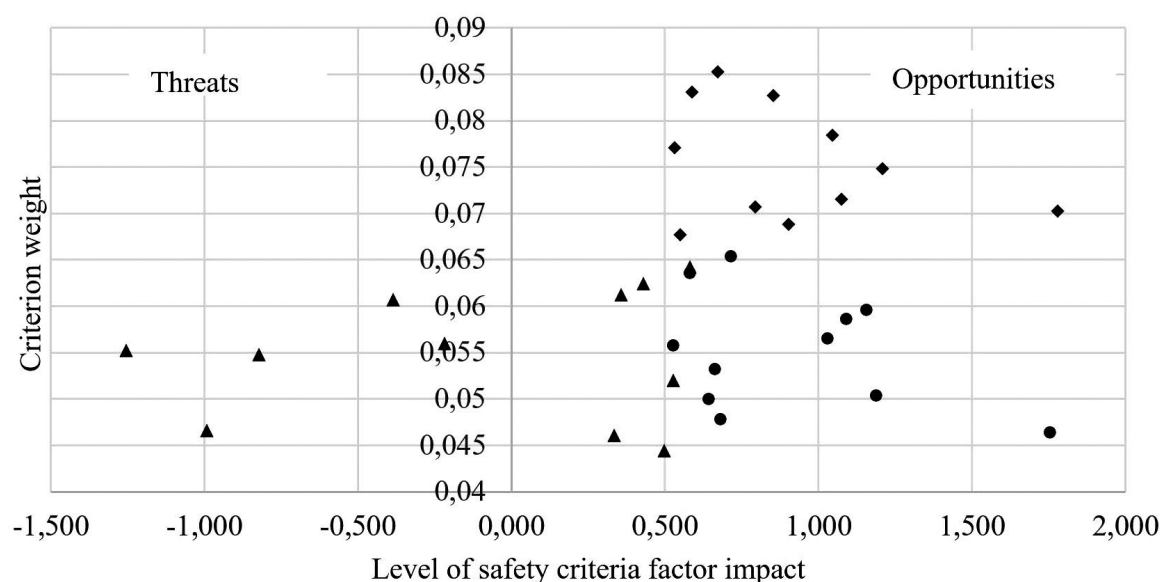
NPP site are clearly formed within the A0-B0 zone (see Fig. 2). The localization of the probability of safety criteria implementation assessments indicates a significant advantage of the Khmelnytskyi NPP site compared to others.

The Wilson matrix for the “criterion weight” indicator (Fig. 5, b) is somewhat less structured. All es-



◆ Khmelnytskyi NPP ▲ South Ukraine NPP ● Rivne NPP

a



◆ Khmelnytskyi NPP ▲ South Ukraine NPP ● Rivne NPP

b

Fig. 5. Modified Wilson matrix for safety factor criteria in NPP site assessment:
a – probability of realization of criteria; b – relative weights of criteria

timates of the weights of safety criteria are grouped in the B0-C0 advantage area for the Khmelnytskyi and Rivne NPP sites. However, the center of the indicator cluster for the Khmelnytskyi NPP has a higher absolute value and better localization in terms of threats and opportunities.

Conclusions

The analysis of safety factor criteria represents a logical continuation of the methodological approach to strategic analysis of optimal siting for radiation-nuclear facilities based on fuzzy logic methods. The defined list of safety

factor criteria corresponds to IAEA approaches to NPP site safety assessment, international practices in this field, and the requirements of Ukrainian national legislation. The safety assessment of the analyzed sites was carried out using expert evaluation of criteria and the developed fuzzy set-based model. As an example, the process of comparing three proposed sites for the construction of new AP1000 reactors was demonstrated. Based on the obtained results and their visualization using the Wilson matrix, it can be concluded that the optimal alternative is A1 — the Khmelnytskyi NPP site. The proposed methodological approach provides well-substantiated conclusions regarding the influence of safety factor criteria, supporting strategic decision-making for selecting optimal sites for radiation-nuclear facility construction.

The results obtained using the proposed methodology — as demonstrated in the safety factor analysis — justify further research aimed at developing a comprehensive analysis algorithm, determining integral indicators, and integrating the developed model into a decision support system for NPP siting analysis.

References

- Galushhenko G. (2021). [Memorandum of understanding between Energoatom and Westinghouse Electric-a step towards significant investments in Ukraine's nuclear energy]. *Uriadovyi portal* [Government portal]. Available at: <https://www.kmu.gov.ua/news/german-galushchenko-memorandum-provzayemorozuminnya-mizh-energoatomom-ta-westinghouse-electric-krok-do-znachnih-investicij-v-atomnu-energetiku-ukrayini> (in Ukr.)
- Skiter I. S., Derenhovskiy V. V., Mykhailov O. V., Menshenin Ye. A., Savchuk O. B., Trunov O. I. (2024). [Strategic analysis in the selection of sites for NPP construction based on fuzzy logic methods]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 3 (31), pp. 12–22. doi.org/10.31717/2311-8253.24.3.2.
- IAEA (2019). *Application of Multi-criteria decision analysis methods to comparative evaluation of nuclear energy system options*: Final report of the INPRO collaborative project KIND. Vienna: IAEA, 229 p. Available at: www.iaea.org/publications/12373/application-of-multi-criteria-decision-analysis-methods-to-comparative-evaluation-of-nuclear-energy-system-options-final-report-of-the-inpro-collaborative-project-kind.
- SSR 6.177-2005-09-02. *Basic Sanitary Rules for ensuring radiation safety in Ukraine*, no. 54, dated February 02, 2005. Available at: zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0552-05#Text (in Ukr.)
- Skiter I. S., Derenhovskiy V. V., Rudko V. M. (2024). [Comparison of nuclear power plant sites using expert assessment of parametric criteria]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (30), pp. 13–22. (in Ukr.)
- IAEA (1999). *Basic safety principles for nuclear power plants*. 75-INSAG-3 rev. 1. STI/PUB/1082. Vienna: IAEA, 97 p.
- IAEA (2006). *Fundamental safety principles: safety fundamentals*. STI/PUB/1273. Vienna: IAEA, 21 p.
- NR 306.2.144-2008. *Requirements for safety in choosing a site for the placement of a nuclear power plant*, dated April 07, 2008. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0467-08#Text>. (in Ukr.)
- IAEA (2019). *Site evaluation for nuclear installations specific safety requirements*. Vienna: IAEA, 56 p.
- Susiati H., Udiyani P. M., Setiawan M. B. (2022). An external event identification for nuclear power plant (NPP) siting project at West Kalimantan, Indonesia. *IOP Conference Series Earth Environ Sci*, vol. 986 (1). Available at: doi.org/10.1088/1755-1315/986/1/012066.
- Abudeif A. M., Abdel Moneim A. A., Farrag A. F. (2015). Multicriteria decision analysis based on analytic hierarchy process in GIS environment for siting nuclear power plant in Egypt Ann. *Nuclear Energy*, vol. 75, pp. 682–692. Available at: doi.org/10.1016/j.anucene.2014.09.024.
- Agyekum E. B., Amjad F., Aslam F., Ali A. (2021). Application of weighted linear combination approach in a geographical information system environment for nuclear power plant site selection: the case of Ghana. *Annals of Nuclear Energy*, vol. 162. Available at: doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108491.
- Ekmekçioğlu M., Can Kutlu A., Kahraman C. (2011). A fuzzy multi-criteria swot analysis: an application to nuclear power plant site selection. *International Journal of Computational Intelligence Systems*, vol. 4 (4), pp. 583–595. Available at: doi.org/10.1080/18756891.2011.9727814.
- Barzehkar M., Dinan N. M., Salemi A. (2016). Environmental capability evaluation for nuclear power plant site selection: a case study of Sahar Khiz Region in Gilan Province, Iran. *Environmental Earth Sciences*, vol. 75 (12), article No 1016. Available at: <http://doi.org/10.1007/s12665-016-5825-9>.
- Salsabila K., Saraswati R., Shidiq I. P. A., Susiati H. (2021). GIS-based multi-criteria analysis for nuclear power plant site selection in West Kalimantan. *IOP Conference Series: Earth and Environmental Science*, vol. 623 (1). Available at: doi.org/10.1088/1755-1315/623/1/012049.
- Hussein F. M., Obeid M. A., El-Malahy K. S. (1987). Site selection of a dual purpose nuclear power plant in Saudi Arabia. *Nuclear Technology*, vol. 79 (3), pp. 311–321. Available at: doi.org/10.13182/NT87-A34020.

17. Lugasi Y., Mehrez A., Sinuany-Stern Z. (1985). Nuclear power plant site selection: a case study. *Nuclear Technology*, vol. 69 (1), pp. 7–13. Available at: doi.org/10.13182/NT85-A33590.
18. Baskurt Z. M., Aydin C. C. (2018). Nuclear power plant site selection by Weighted Linear Combination in GIS environment, Edirne, Turkey. *Progress in Nuclear Energy*, vol. 104, pp. 85–101. Available at: doi.org/10.1016/j.pnucene.2017.09.004.
19. Basri N. A., Hashim S., Ramli A. T., Bradley D. A., Hamzah K. (2016). Regulatory requirements for nuclear power plant site selection in Malaysia. *Journal of Radiological Protection*, vol. 36 (4). Available at: doi.org/10.1088/0952-4746/36/4/R96.
20. Erol I., Sencer S., Özmen A., Searcy C. (2014). Fuzzy MCDM framework for locating a nuclear power plant in Turkey. *Energy Policy*, 67, pp. 186–197. Available at: doi.org/10.1016/j.enpol.2013.11.056.
21. IAEA (2023). *Experience in applying IAEA principles for design safety to new nuclear power plants*. IAEA TECDOC series. Vienna: IAEA, 149 p.
22. IAEA (2016). *Safety of nuclear power plants: Design*. Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1). Vienna: IAEA, 71 p.
23. IAEA (2021). *Design of nuclear installations against external events excluding earthquakes*. Specific Safety Guide. Safety Standards Series No. SSG-68. Vienna: IAEA, 91 p.
24. IAEA (2021). *Seismic design for nuclear installations*. Specific Safety Guide. Safety Standards Series No. SSG-67. Vienna: IAEA, 65 p.
25. National Nuclear Safety Administration (2007). *Site Survey for Nuclear Power Plant*. Chinese National regulatory guide HAD 101/07.
26. National Nuclear Safety Administration (1989). *External human induced events in relation to nuclear power plant siting*. Chinese National regulatory guide HAD 101/04-1989.
27. National Nuclear Safety Administration (1991). *Design basis tropical cyclone for nuclear power plants*. Chinese National regulatory guide HAD 101/11-1991.
28. Nuclear Safety and Security Commission (NSSC) (2012c). *Technical standards for locations of nuclear reactor facilities*. Nuclear Safety and Security Commission, NSSC Notice No. 2012-03. (in Korean)
29. Nuclear Safety and Security Commission (NSSC) (2012d). *Technical standards for the location of low and intermediate level radioactive waste disposal facilities*. Nuclear Safety and Security Commission, NSSC Notice No. 2012-50. (in Korean)
30. Nuclear Regulation Authority (2013). *Ordinance Prescribing Standards for the Location, Structures, and Equipment of Commercial Power Reactors and their Auxiliary Facilities*, Reactor Establishment Permit Ordinance.
31. Western European Nuclear Regulators' Association (2014). Safety reference levels for existing reactors – Update in relation to lessons learned from TEPCO Fukushima Dai-ichi accident, WENRA Reactor Harmonisation Working Group.
32. Taghavifard M. T., Mahdiraji H. A., Alibakhshi A. M., Zavadskas E. K., Bausys R. (2018). An extension of fuzzy SWOT Analysis: An application to information technology. *Information*, vol. 9 (3), pp. 46. Available at: doi.org/10.3390/info9030046.
33. Milošević D. M., Milošević M. R., Simjanović D. J. (2020). Implementation of adjusted fuzzy AHP method in the assessment for reuse of industrial buildings. *Mathematics*, vol. 8 (10), art. 1697. Available at: https://doi.org/10.3390/math8101697.
34. Simon J., Santa R. (2023). Energy efficient smart home heating system using renewable energy source with fuzzy-control design. *Decision Making: Applications in Management and Engineering*, vol. 6 (2), pp. 948–974. Available at: doi.org/10.31181/dmame622023825.

Надійшла / Received 06.08.2025

Рекомендована до друку / Accepted 15.09.2025

В. І. Скалозубов, Ю. С. Кацарський, Є. О. Мазур, В. Ю. Кочнева, Д. О. Климчук

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

Кваліфікація періодичності випробувань систем безпеки при збільшенні тривалості паливних кампаній ядерних енергоустановок

Ключові слова:
кваліфікація,
система безпеки,
ядерна енергоустановка

На основі проведеного аналізу результатів імовірнісного аналізу безпеки ядерних енергоустановок з ВВЕР установлено необхідність розробки альтернативних методів кваліфікації періодичності випробувань систем безпеки в режимах збільшення тривалості паливних кампаній ядерних реакторів. Розроблено альтернативний ризик-орієнтований метод кваліфікації періодичності випробувань активних і пасивних систем безпеки в режимах збільшення тривалості паливних кампаній. Критерій кваліфікації розробленого методу — імовірність відмови систем управління аваріями для трьох груп вихідних аварійних подій: теча реакторного контура до гермооб'єму ядерної енергоустановки, міжконтурні течії через парогенератор та вихідні події з герметичним реакторним контуром. Умови кваліфікації розробленого методу — забезпечення проектного показника надійності систем управління аваріями в режимах збільшення тривалості паливних кампаній. На основі розробленого методу кваліфікації встановлено: необхідні модернізації періодичності планових випробувань активних систем безпеки на потужності реактора; відсутність підстав необхідності кваліфікації періодичності планових випробувань пасивних систем безпеки в режимах збільшення тривалості паливних кампаній.

Актуальність проблеми

Впровадження стратегій експлуатації ядерних енергоустановок (ЯЕУ) в умовах підвищеної номінальної потужності та/або збільшеної тривалості робочих режимів реакторів (збільшеної тривалості паливних кампаній — ЗТПК) може забезпечити значне підвищення ефективності експлуатації атомних електростанцій (АЕС) — збільшення коефіцієнта використання встановленої потужності до 10 % [1–3]. Особливо актуальним є впровадження стратегій за підвищеної номінальної потужності та/або ЗТПК у сучасних екстремальних умовах воєнного часу

України внаслідок руйнування або окупації значної частини енергогенеруючих об'єктів і безперервних пошкоджень або руйнувань критичної енергетичної інфраструктури.

Однак впровадження стратегій ЗТПК визначає необхідність модернізації стратегії планових випробувань систем безпеки (СБ) у період планово-попереджувальних ремонтів (ППР) енергоблоків АЕС.

Наразі на українських АЕС із реакторами типу ВВЕР установлено проектну щорічну періодичність планових випробувань СБ у період ППР енергоблоків.

Активні багатоканальні СБ ЯЕУ з ВВЕР, що забезпечують подачу середовища насосами або компресо-

рами до об'ємів із протитиском, проходять планові випробування також і в робочих режимах реактора під час експлуатації на потужності.

Пасивні СБ ЯЕУ, що забезпечують подачу середовища за рахунок природного перепаду тиску (наприклад, запобіжні клапани реактора чи парогенератора), проходять планові випробування тільки в період ППР. Тому при переході на стратегію ЗТПК необхідна кваліфікація вимушеної зміни періодичності планових випробувань СБ у період ППР енергоблоків АЕС, що й визначає актуальність цієї роботи.

Аналіз результатів імовірнісного аналізу безпеки ЯЕУ

Основний показник (критерій) ядерної безпеки ЯЕУ в методології імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ) — частота пошкодження активної зони (ЧПАЗ).

Визначальні параметри ЧПАЗ [1–3]:

частота вихідної події аварії (ВПА), 1/рік;

імовірність відмови критичних для забезпечення безпеки систем управління аваріями (СУА) для кожної групи ВПА (Р).

Проведений у роботах [1–11] аналіз результатів ІАБ ЯЕУ з ВВЕР дозволяє сформулювати такі узагальнення:

показники ймовірності відмови окремих пасивних СБ (наприклад, запобіжних клапанів реактора та парогенератора) надмірно завищено, тому що в більшості випадків вони базуються на статистиці порушень, некритичних для працездатності та надійності цих СБ;

значна невизначеність та/або недостатня обґрунтованість показників імовірності ВПА, які в більшості випадків встановлюються апіорі (наприклад, ВПА «Повне знеструмлення енергоблоків АЕС», смерчі, затоплення проммайданчиків АЕС, падіння великих/вибухонебезпечних об'єктів).

Останнє твердження можливо продемонструвати на наведених нижче характерних прикладах.

1. В ІАБ ВВЕР ВПА «Повне тривале знеструмлення енергоблоку» (аналог вихідної події ядерних аварій на АЕС «Фукусіма») було апіорі прийнято приблизно 10^{-7} 1/рік в умовах повної відмови СУА ($P = 1$). Тому «вклад» цієї ВПА у гранично допустиме значення ЧПАЗ (10^{-4} – 10^{-5} 1/рік) був несуттєвим, що визначило неперіоритетність для безпеки ВПА з повним знеструмленням енергоблоків та відсутністю відповідних протиаварійних заходів.

Однак наслідки та уроки Фукусімської аварії визначили необхідність враховувати в аналізі безпеки

відносно малоімовірні аварійні події, які мають катастрофічні екологічні наслідки.

В екстремальних умовах воєнного часу в Україні тільки за три роки відбулося кілька десятків аварійних зупинок енергоблоків АЕС з причини знеструмлення.

2. В ІАБ ВВЕР в аналізі впливу зовнішніх екстремальних подій на показник ЧПАЗ апіорі та без необхідних обґрунтувань прийнято повну відмову СУА ($P = 1$) за будь-якого класу інтенсивності смерчів (торнадо), але ВПА «Смерч» прийнято на декілька порядків меншою за граничне допустиме значення ЧПАЗ, що також визначило неперіоритетність впливу зовнішніх екстремальних подій на умови безпеки енергоблоків.

Прийняте в ІАБ допущення щодо ВПА «Смерч» суперечить реальним зонам смерченебезпеки України [11], а допущення повної відмови СУА ЯЕУ за будь-якого класу інтенсивності смерчів також є необґрунтованим і суперечить багаторічному практичному досвіду щодо впливу екстремальних природних явищ на умови безпеки АЕС України [11].

В екстремальних умовах воєнного часу України внаслідок численних ракетних атак відбулися серйозні пошкодження й руйнування ряду енергогенеруючих об'єктів та численні пошкодження й руйнування критичної інфраструктури енергетики.

За визнанням експлуатуючої організації ТЕРСО виключалась можливість затоплення цунамі проммайданчика АЕС «Фукусіма» (розташованої на висоті 10 м над морем), тому що максимальна розрахункова висота хвилі не більша за 5 м, і також було передбачено систему хвилерізів висотою більш за 4 м. Однак унаслідок запроектного землетрусу висота хвилі біля узбережжя досягла більш ніж 14 м, що призвело до затоплення проммайданчика і катастрофічних наслідків.

На основі результатів ІАБ розроблено ризик-орієнтовані методи модернізації стратегій планових випробувань/ремонтів СБ [11, 12], які базуються на принципі ймовірнісної оцінки впливу відносного збільшення $\Delta\text{ЧПАЗ}$ внаслідок збільшення періодичності випробувань СБ щодо базового значення ЧПАЗ_0 .

Умови кваліфікації такого ризик-орієнтованого підходу модернізації стратегії періодичності планових випробувань/ремонтів СБ [11]:

$$\frac{\Delta\text{ЧПАЗ}}{\text{ЧПАЗ}_0} \ll 1.$$

Основні недоліки ризик-орієнтованого підходу до модернізації стратегії періодичності планових випробувань і ремонтів СБ, що базується на результатах ІАБ наведені нижче.

1. Фактично допускається «штучне» зниження безпеки ЯЕУ з метою підвищення ефективності експлуатації, що суперечить вимогам ядерного законодавства України [1–3, 11].

2. На базові значення ЧПАЗ₀ найбільше впливають відмови із загальної причини та/або помилкові дії персоналу під час управління аварією [11]. Тому базові значення ЧПАЗ₀ можуть бути «не чутливими» до скорочення частоти випробування чи ремонту СБ.

Таким чином, актуальною є розробка альтернативних ризик-орієнтованих методів кваліфікації стратегій випробувань СБ у режимах ЗТПК ядерних реакторів, що базуються на показниках (критеріях) та умовах кваліфікації забезпечення проектної надійності і не залежать від невизначеності ймовірності ВПА.

Метод кваліфікації періодичності випробувань СБ в умовах ЗТПК

1. Критерій кваліфікації періодичності планових випробувань СБ в умовах ЗТПК — ймовірність відмови СУА щодо забезпечення функцій безпеки Р, що визначається добутками П ймовірностей відмов критичних для безпеки активних P_{AS} і пасивних P_{PS} СБ:

$$P = \prod_{i=1}^{N_{AS}} P_{ASi}(T/n_{AS}, \lambda_{AS})_i \prod_{j=1}^{N_{PS}} P_{PSj}(T, \lambda_{PSj})_j, \quad (1)$$

де P_{ASi} — ймовірність відмови i -ї активної СБ; P_{PSj} — ймовірність відмови j -ї пасивної СБ; T — тривалість паливної кампанії в міжремонтний період енергоблоку; n_{AS} — кількість планових випробувань активних СБ у міжремонтний період енергоблоку; λ_{ASi} , λ_{PSj} — ймовірнісний показник інтенсивності потоку накопичення «прихованих» відмов [1–3] у міжремонтний період i -ї активної та j -ї пасивної СБ. Параметри λ_{ASi} , λ_{PSj} визначаються за статистикою результатів планових випробувань.

2. Умова кваліфікації періодичності планових випробувань СБ в умовах ЗТПК — забезпечення збереження надійності СУА при ЗТПК і проектній тривалості паливної кампанії

$$P_m(T_m) \leq P_D(T_D), \quad (2)$$

де P_m , P_D — імовірність відмови СУА в умовах ЗТПК T_m і проектної тривалості паливної кампанії T_D .

3. Для спрощення аналізу приймаються лінійні апроксимації ймовірностей накопичення «прихова-

них» відмов у активних і пасивних СБ у робочих режимах реактора на потужності:

$$P_{AS} \leq \lambda_{AS} T / n_{AS}, \quad (3)$$

$$P_{PS} \leq \lambda_{PS} T. \quad (4)$$

Тоді, враховуючи (3) і (4), умова кваліфікації СУА:

$$\prod_{i=1}^{N_{AS}} (\lambda_{AS} T_m / n_{ASm})_i \prod_{i=1}^{N_{PS}} (\lambda_{PS} T_m)_i \leq \prod_{i=1}^{N_{AS}} (\lambda_{AS} T_D / n_{ASD})_i \prod_{i=1}^{N_{PS}} (\lambda_{PS} T_D)_i, \quad (5)$$

де n_{ASm} , n_{ASD} — кількість випробувань активних СБ на потужності реактора в умовах ЗТПК і проектної тривалості паливної кампанії.

Склад критичних для безпеки активних і пасивних СБ визначається ВПА.

ВПА «Максимальна проектна аварія (МПА)» — розрив головного циркуляційного трубопроводу.

Критичні СБ для ВПА МПА [1–3]:

пасивна СБ гідроємностей системи аварійного охолодження активної зони реактора (ГЄ САОЗ);

активна система аварійного охолодження активної зони реактора низького тиску (САОЗ НТ).

ВПА «Міжконтурні течі через парогенератор (ПГ)» — течі або розриви теплообмінних труб ПГ.

Критичні СБ для ВПА «Міжконтурні течі через ПГ» у загальному випадку [1–3]:

активна система підживлення та регулювання концентрації бору в реакторному контурі (ТК);

активна система аварійного охолодження активної зони реактора високого тиску (САОЗ ВТ);

активна САОЗ НТ;

активна система аварійного підживлення ПГ електронасосами (АЖЕН);

пасивна система пароскидальних пристроїв ПГ (ПСП ПГ).

ВПА «Аварійна зупинка з герметичним реакторним контуром» — знеструмлення енергоблоку, заклинювання й відмови головних циркуляційних насосів, зовнішні екстремальні явища та ін.

Критичні СБ для ВПА «Аварійна зупинка з герметичним реакторним контуром» [1–3]:

активна АЖЕН;

пасивна система імпульсно-запобіжного пристрою компенсатора тиску (ІЗП КТ);

пасивна ПСП ПГ.

Умова кваліфікації (5) для ВПА МПА:

$$\frac{\lambda_{AS1} \lambda_{PS1}}{n_{ASm}} T_m^2 \leq \frac{\lambda_{AS1} \lambda_{PS1}}{n_{ASD}} T_D^2, \quad (6)$$

де $\lambda_{AS1}, \lambda_{PS1}$ — інтенсивність потоку «прихованих» відмов САОЗ НТ і ГЕ САОЗ.

З рівняння (6) випливає умова кваліфікації модернізації періодичності планових випробувань для ВПА МПА щодо кількості випробувань САОЗ НТ у міжремонтний період за стратегією ЗТПК:

$$\frac{\lambda_{AS1} \lambda_{PS1}}{n_{ASm}} T_m^2 \leq \frac{\lambda_{AS1} \lambda_{PS1}}{n_{ASD}} T_D^2. \quad (7)$$

Умова кваліфікації (5) для ВПА «Міжконтурні течі через ПГ»:

$$\frac{\lambda_{AS1} \lambda_{AS2} \lambda_{AS3} \lambda_{AS4} \lambda_{PS2}}{n_{ASm}^4} T_m^5 \leq \frac{\lambda_{AS1} \lambda_{AS2} \lambda_{AS3} \lambda_{AS4} \lambda_{PS2}}{n_{ASD}^4} T_D^5, \quad (8)$$

де $\lambda_{AS2}, \lambda_{AS3}, \lambda_{AS4}, \lambda_{PS2}$ — інтенсивність потоку «прихованих» відмов СБ ТК, САОЗ ВТ, АЖЕН і ПСП ПГ.

З рівняння (8) випливає умова кваліфікації модернізації періодичності планових випробувань для ВПА «Міжконтурні течі через ПГ» у міжремонтний період ЗТПК:

$$n_{ASm} = n_{ASD} \left(\frac{T_m}{T_D} \right)^{5/4}. \quad (9)$$

Умова кваліфікації (5) для ВПА «Аварійна зупинка з герметичним реакторним контуром»:

$$\frac{\lambda_{AS4} \lambda_{PS2} \lambda_{PS3}}{n_{ASm}} T_m^3 = \frac{\lambda_{AS4} \lambda_{PS2} \lambda_{PS3}}{n_{ASD}} T_D^3, \quad (10)$$

де λ_{PS3} — інтенсивність потоку «прихованих» відмов ІЗП КТ.

З рівняння (10) випливає умова кваліфікації модернізації періодичності планових випробувань для ВПА «Аварійна зупинка з герметичним реакторним контуром»:

$$n_{ASm} = n_{ASD} \left(\frac{T_m}{T_D} \right)^3. \quad (11)$$

Результати розрахунків за формулами (7), (9) і (11) представлено на рисунку.

Аналіз отриманих результатів

1. Установлені умови кваліфікації модернізації періодичності планових випробувань у режимах ЗТПК (7), (9) і (11) враховують необхідний перелік проектних ВПА та склад критичних для безпеки СБ ЯЕУ з ВВЕР.

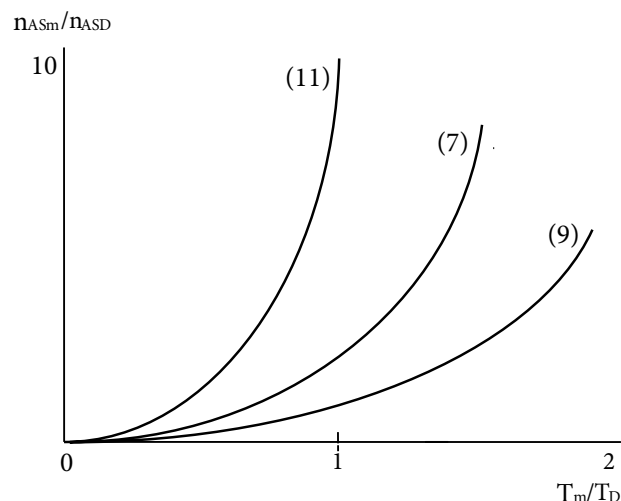


Рис. 1. Результати розрахунків

2. Умови кваліфікації модернізації періодичності планових випробувань СБ у режимах ЗТПК (2) можуть бути забезпечені модернізацією періодичності планових випробувань тільки активних СБ.

Зокрема, при переході на півторарічну паливну кампанію з умов кваліфікації (7), (9) і (11) за регламентованої проектом частоти планових випробувань каналу активної СБ у міжремонтний період енергоблоків (одне випробування на три місяці [1–3]) впливає середня частота планових випробувань для кожного каналу: САОЗ НТ, ТК та САОЗ ВТ — два випробування на три місяці, АЖЕН — щомісячні випробування.

3. Збільшення частоти (зменшення періодичності) планових випробувань впливає на показники надійності СБ двох протилежних ефектів: з одного боку, зменшення періодичності планових випробувань збільшує ймовірність виявлення «прихованих» відмов — позитивний ефект; з іншого боку, надмірна частота планових випробувань збільшує знос і деградацію та зменшує залишковий ресурс обладнання — негативний ефект.

Тому для активних СБ необхідна оптимізація періодичності планових випробувань у режимі ЗТПК.

4. Відсутні підстави необхідності кваліфікації модернізації періодичності планових випробувань пасивних СБ (ІЗП КТ, ПСП ПГ), які проходять планові випробування тільки в період ремонтних кампаній енергоблоків, у режимах ЗТПК, тому що домінуючий вплив на загальний показник надійності СУА (1) визначається найменш надійними СБ. Згідно з численними результатами планових випробувань СБ

ЯЕУ з ВВЕР (наприклад, [1–3]) показники надійності активних СБ значно менші за показники надійності пасивних СБ ($\lambda_{AS} \gg \lambda_{PS}$).

Висновки

1. На основі проведеного аналізу результатів ІАБ ЯЕУ з ВВЕР встановлено необхідність розробки альтернативних методів кваліфікації періодичності випробувань СБ в режимах ЗТПК ядерних реакторів.

2. Розроблено альтернативний ризик-орієнтований метод кваліфікації періодичності випробувань активних і пасивних СБ у режимах ЗТПК.

3. Критерій кваліфікації розробленого методу – ймовірність відмови СУА для трьох груп вихідних аварійних подій: теча реакторного контуру до гермооб'єму ЯЕУ, міжконтурні течії через ПГ та вихідні події з герметичним реакторним контуром.

4. Умови кваліфікації розробленого методу – забезпечення проектного значення показника надійності СУА в режимах ЗТПК.

5. На основі розробленого методу кваліфікації встановлено:

необхідні модернізації періодичності планових випробувань активних СБ на потужності реактора;

відсутність підстав необхідності кваліфікації періодичності планових випробувань пасивних СБ в режимах збільшення тривалості паливних кампаній.

Список використаної літератури

1. Научно-технические основы мероприятий повышения безопасности АЭС с ВВЭР / под ред. А. А. Ключникова. – Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2010. – 200 с.
2. Развитие и оптимизация систем контроля атомных электростанций с ВВЭР / под ред. А. А. Ключникова. – Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2008. – 506 с.
3. Основы управления запроектными авариями с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР / под ред. А. А. Ключникова. – Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2010. – 400 с.
4. Повышение экологической безопасности атомной энергетики Украины в постфукусимский период / под ред. В. И. Скалозубова. – Киев : А.С.К., 2013. – 128 с.
5. Тяжелые аварии на атомных станциях с корпусными ядерными реакторами. Основы моделирования и анализ / под ред. В. И. Скалозубова. – Одесса : Од. национ. политехн. ун-т, 2015. – 320 с.
6. Підвищення безпеки ядерної енергетики з урахуванням уроків важких аварій / В. А. Кондратюк,

Є. М. Письменний, О. М. Верінов [та ін.] // Ядерна та радіаційна безпека. – 2022. – № 3 (95). – С. 76–81.

7. Скалозубов В. Безопасность диверсификации ядерного топлива. Анализ условий безопасности при диверсификации ядерного топлива атомных электростанций / В. Скалозубов, В. Гриб, В. Спинов. – Lambert Academic Publishing, 2020. – 64 с.
8. Method of analysis of thermophysical properties and composition of nuclear fuel during modernization of active zones of nuclear power reactors / V. Vashchenko, V. Skalozubov, I. Korduba [et al.] // Ecological Engineering and Environmental Technology. – 2023. – Vol. 6 (24). – P. 186–191.
9. The method of express analysis of nuclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel / V. I. Skalozubov, S. I. Melnik, V. M. Vashchenko [et al.] // Journal of Geology, Geography and Geoecology. – 2023. – Vol. 2 (32). – P. 388–395.
10. Порівняльний метод кваліфікації систем безпеки ядерних енергоустановок з ВВЕР-1000 та AP1000 / В. І. Скалозубов, В. А. Кондратюк, О. А. Дорож, В. І. Флатов // Ядерна енергетика та довкілля. – 2023. – № 1 (26). – С. 3–8.
11. Комплекс методов переоценки безопасности атомной энергетики Украины с учетом уроков экологических катастроф в Чернобыле и Фукусиме / под ред. В. И. Скалозубова. – Одесса : Астропринт, 2013. – 244 с.
12. Criteria for conditions of hydrodynamic instability of the coolant in accidents with reactor circuit leaks / V. Kondratyuk, Ju. Komarov, O. Dorozh, V. Filatov // Proc. of Odesa Polytechnic University. – 2022. – Vol. 2 (66). – P. 52–57.

**V. I. Skalozubov, Yu. S. Katsarskyi, Ye. O. Mazur,
V. Yu. Kochnieva, D. O. Klymchuk**

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

Qualification of Safety System Testing Periodicity with Increasing Fuel Campaign Time at Nuclear Power Facilities

Based on the analysis of the results of the probabilistic safety analysis of nuclear power facilities with VVER, the need to develop alternative methods for qualifying safety system testing periodicity in modes of increasing the time of nuclear reactor fuel campaigns has been recognized. An alternative risk-informed method for qualifying the

periodicity of tests of active and passive safety systems in modes of increasing the time of fuel campaigns has been developed. The qualification criterion of the developed method is the probability of failure of accident control systems for three groups of initial accident events: reactor circuit leakage to the containment of the nuclear power facility, inter-circuit leaks in the steam generator, and initial events with a leak proof reactor circuit. The qualification conditions of the developed method are ensuring the design reliability indicator of accident control systems in modes of increasing the time of fuel campaigns. Based on the developed qualification method, the following has been recognized: it is necessary to modernize the periodicity of scheduled tests of active safety systems at reactor power; lack of grounds for the need to qualify the periodicity of scheduled tests of passive safety systems in modes of increasing the time of fuel campaigns.

Keywords: qualification, safety system, nuclear power facility.

References

1. Klyuchnikov A. A. (ed.) (2010). *Nauchno-tehnicheskie osnovy meropriyatiy povysheniya bezopasnosti AES s VVER* [Scientific and technical basics of measures to improve the safety of NPPs with VVER]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 200 p. (in Rus.)
2. Klyuchnikov A. A. (ed.) (2008). *Razvitie i optimizatsiya system kontrolya atomnykh elektrostantsiy s VVER* [Development and optimization of control systems for nuclear power plants with VVER]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 506 p. (in Rus.)
3. Klyuchnikov A. A. (ed.) (2010). *Osnovy upravleniya zaproektnymi avariymi s poterey teplonositelya na AES s VVER* [Basics for beyond design basis loss-of-coolant accident management at NPPs with VVER]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 400 p. (in Rus.)
4. Skalozubov V. I. (ed.) (2013). *Povyshenie ekologicheskoy bezopasnosti atomnoy energetiki Ukrainy v postfukusimskiy period* [Improving the ecological safety of Ukrainian nuclear energy in the post-Fukushima period]. Kyiv: A.S.K., 128 p. (in Rus.)
5. Skalozubov V. I. (ed.) (2015). *Tyazhelye avarii na atomnykh stantsiyah s korpusnymi yadernymi reaktorami. Osnovy modelirovaniya i analiz* [Severe accidents at nuclear power plants with pressure vessel nuclear reactors. Basics for modelling and analysis]. Odessa: Odessa Polytechnic National University, 320 p. (in Rus.)
6. Kondratyuk V., Pysmennyi Y., Verinov O., et al. (2022). Pidvyshchennia bezpeky yadernoi enerhetyky z urakhuvanniam urokiv vazhkykh avarii [Improvement of nuclear safety taking into account the lessons learned from severe accidents]. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 3 (95), pp. 76–81.
7. Skalozubov V., Grib V., Spinov V. (2020). *Bezopasnost diversifikatsii yadernogo topliva. Analiz usloviy bezopasnosti pri diversifikatsii yadernogo topliva atomnykh elektrostantsiy* [Safety of nuclear fuel diversification. Analysis of safety conditions during nuclear fuel diversification at nuclear power plants]. Lambert Academic Publishing, 64 p. (in Rus.)
8. Vashchenko V., Skalozubov V., Korduba I., et al. (2023). Method of analysis of thermophysical properties and composition of nuclear fuel during modernization of active zones of nuclear power reactors. *Ecological Engineering & Environmental Technology*, vol. 6 (24), pp. 186–191.
9. Skalozubov V. I., Melnik S. I., Vashchenko V. M., et al. (2023). The method of express analysis of nuclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel. *Journal of Geology, Geography and Geoecology*, vol. 2 (32), pp. 388–395.
10. Skalozubov V. I., Kondratiuk V. A., Dorozh O. A., Filatov V. I. (2023). [Comparative method of qualifying safety systems of nuclear power plants with VVER-1000 and AP1000]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 1 (26), pp. 3–8. (in Ukr.)
11. Skalozubov V. I. (ed.) (2013). *Kompleks metodov pereotsenki bezopasnosti atomnoy energetiki Ukrainy s uchetom urokov ekologicheskikh katastrof v Chernobyle i Fukusime* [A set of methods for reviewing the safety of nuclear energy in Ukraine, taking into account the lessons of ecological disasters in Chernobyl and Fukushima]. Odessa: Astroprint, 244 p. (in Rus.)
12. Kondratyuk V., Komarov Ju., Dorozh O., Filatov V. (2022). Criteria for conditions of hydrodynamic instability of the coolant in accidents with reactor circuit leaks. *Proceeding of Odessa Polytechnic University*, vol. 2 (66), pp. 52–57.

Надійшла / Received 14.02.2025

Рекомендована до друку / Accepted 06.10.2025

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

Методологія оперативної діагностики корозійних пошкоджень оболонок твелів у реакторах типу ВВЕР на основі штучної нейронної мережі

Ключові слова:

превентивна діагностика,
корозійні пошкодження,
початок кипіння теплоносія,
спектри нейтронного шуму,
розпізнавання спектральних
сигнатур,
автоматичне розпізнавання
діагностичних сигналів,
штучна нейронна мережа,
топологія Кохонена

Розглянуто результати практичної реалізації запропонованого автором теоретичного підходу до вирішення проблемного завдання раннього виявлення передаварійного теплового стану оболонок твелів у легководному реакторі з докритичними термодинамічними параметрами теплоносія. Реалізація такого підходу забезпечує автоматичне виявлення початкових етапів виникнення на поверхні тепловіддачі твелів перших проявів початку генерації парової фази на їхніх поверхнях. З позицій математичної формалізації запропонованого діагностичного підходу його фізичний принцип полягає у своєчасному безконтактному розпізнаванні режиму активації перших центрів пароутворення на основі комп'ютерної ідентифікації спектральних сигнатур діагностичних сигналів цього аномального температурного стану поверхонь тепловіддачі твелів. Комп'ютерна реалізація цього превентивного діагностичного підходу передбачає використання обчислювальних алгоритмів для забезпечення автоматичного розпізнавання сигналів нейтронного шуму в активній зоні енергетичного ядерного реактора типу ВВЕР у багатомірному просторі спектральних ознак. Як такі ознаки теплогідравлічних режимів, що підлягають автоматичному розпізнаванню, запропоновано використовувати кінцеву множину спектральних складових шумових діагностичних сигналів, які реєструються на виходах вимірювальних сенсорів, зокрема електронно-емісійних детекторів потоку нейтронів.

Вступ

Сучасні програмно-технічні комплекси діагностики обладнання АЕС України та інших країн світу забезпечують лише надання експлуатаційних даних для оперативного персоналу, який евристично формує діагностичні рішення щодо поточного технічного стану елементів головного обладнання ядерного енергоблоку. У більшості випадків можливих небезпечних пошкоджень цього обладнання, зокрема руйнації твелів ядерного реактора (ЯР), можна уникнути завчасним попередженням цих аварій завдяки

ранньому автоматичному виявленню відповідних нештатних експлуатаційних режимів у головному обладнанні ядерної енергоустановки. Очевидно, що для автоматизації процесу формування діагностичних рішень необхідно створити програмні засоби:

1) розпізнавання режимів експлуатації обладнання АЕС за спектральними параметрами діагностичних сигналів;

2) ідентифікації початкових фаз переходу цього обладнання до нештатних режимів його експлуатації.

Реалізація першої із зазначених функцій ускладнюється обмеженням обсягом навчальних даних,

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

стохастичною природою діагностичних сигналів та високим рівнем їхньої зашумленості маскуючими технологічними шумами. З огляду на ці чинники використання відомих методів статистичного, геометричного та структурного розпізнавання таких діагностичних об'єктів значно ускладнюється або взагалі є неможливим. У той же час нейромережевий підхід до їхньої ідентифікації, зокрема на основі самоорганізації штучних нейронних мереж (ШНМ), принципово дає змогу забезпечити функціонування такої системи розпізнавання з використанням обмежених навчальних даних та в реальному часі.

Використання карт самоорганізації в структурі ШНМ із топологією Кохонена загалом відповідає характеру сформульованого вище завдання автоматичної оперативної діагностики важливих для безпеки елементів головного обладнання АЕС. Методи навчання ШНМ цього типу досліджувались Т. Кохоненом, Р. Х. Садиховим, М. Є. Ваткіним та іншими розробниками діагностичних комп'ютерних комплексів відповідно до даних [1]. Проте запропоновані цими дослідниками алгоритми функціонування карт самоорганізації не тільки не забезпечують високої надійності розпізнавання, але й не дають також змоги забезпечити самоадаптацію ШНМ в умовах апіорної невизначеності класів, що підлягають ідентифікації. Утім саме такі апіорні інформаційні обмеження відповідають реальним умовам функціонування систем розпізнавання при ідентифікації аномальних та передаварійних режимів експлуатації в елементах АЕС. Крім того, алгоритми самоадаптації ШНМ в умовах апіорної невизначеності класів до теперішнього часу фактично відсутні.

Таким чином, розробка нейромережевих алгоритмів та створення на їхній основі прикладних програмних засобів для автоматичної діагностики обладнання АЕС у реальному часі є актуальним науково-технічним завданням, вирішення якого забезпечує необхідні передумови для суттєвого підвищення експлуатаційної безпеки ядерних енергоблоків.

Метою цієї роботи є розробка нейромережевих діагностичних алгоритмів та створення на їхній основі програмних засобів для оперативної діагностики активних зон (АкЗ) реакторів типу ВВЕР. Зокрема це стосується корозійних пошкоджень оболонок твелів цих реакторів, що спричиняють виникнення в тепловидільних збірках (ТВЗ) нерегламентних теплогідравлічних процесів (ТГП).

Проблеми оперативної діагностики теплогідравлічних режимів водоохолоджуваних ЯР

Експлуатація АкЗ сучасних водоохолоджуваних (ВО) ЯР реалізується на рівні режимних параметрів, близьких до максимально допустимих. Особливо це стосується густини теплового потоку на поверхні твела, яка досягла гранично можливого рівня. Разом з тим, з огляду на пріоритет підвищення техніко-економічних показників ядерного енергоблоку, імовірність виникнення аномальних і передаварійних режимів теплообміну та подальшого їхнього розвитку до аварійних ТГП у ВО ЯР суттєво зросла.

При цьому для ВО ЯР, які складають переважну більшість парку сучасних АЕС, позаштатними режимами теплообміну є аномальні, передаварійні та аварійні режими генерації парової фази під час кипіння теплоносія на поверхнях твелів. Найбільшу небезпеку в базових експлуатаційних режимах зазначених ЯР становить виникнення криз тепловіддачі 1-го та 2-го типу при кипінні теплоносія на поверхнях твелів в АкЗ, відповідно до умов експлуатації некиплячих (ВВЕР, PWR) та киплячих (РБМК, BWR) реакторів. Відомо, що в умовах виникнення криз тепловіддачі на поверхні кипіння спостерігаються такі фізичні процеси: різкий стрибок температури на кілька сотень або десятків градусів; руйнування оболонок твелів; викид високорадіоактивних продуктів поділу безпосередньо в теплоносії.

У цьому контексті та з точки зору оцінки характеру аварійних режимів теплообміну в АкЗ варто звернути увагу на головні фізичні особливості кризи тепловіддачі 1-го типу, що відповідає умовам переходу пазиркового кипіння в аварійний плівковий режим. При цьому також необхідно охарактеризувати фізику розвитку кризових явищ 2-го типу, викликаних пересиханням пристінної рідинної мікроплівки теплоносія та початком переходу дисперсно-кільцевої структури парорідинного потоку до його дисперсного режиму. При цьому слід відзначити головні проблеми автоматичної діагностики кризових явищ у цих умовах:

1. Існуючі емпіричні розрахункові кореляції для визначення інтегральної характеристики кризи тепловіддачі, а саме аварійного рівня густини теплового потоку $q_{кр}$ на поверхнях твелів, тобто критичного теплового потоку (КТП), не можуть бути ефективно використані для надійного оперативного прогнозування криз тепловіддачі 1-го та 2-го типу. Причина

цього полягає не тільки в недостатній надійності залежностей для емпіричного розрахунку КТП, але й у відсутності оперативної інформації щодо низки важливих локальних параметрів процесу тепловіддачі на поверхнях твелів. При цьому маються на увазі, насамперед, розподіли масової швидкості теплоносія та рівні його ентальпії в суттєво нерівноцінних теплогідрравлічних комірках ТВЗ.

2. Крім передаварійних ТГП, формування яких у ТВЗ відповідає початковим фазам розвитку кризових явищ на поверхнях твелів, оперативній автоматичній ідентифікації підлягає також низка потенційно небезпечних теплогідрравлічних (ТГ) аномалій. До них, зокрема, належать: початок кипіння теплоносія; структури течії діабатного парорідинного потоку; позаштатні рівні масового паровмісту; режими термоакустичної нестійкості теплоносія в ТВЗ. При цьому слід зазначити, що сучасні технічні засоби моніторингу технічного стану АкЗ ВО ЯР не забезпечують виявлення зазначених ТГ аномалій та передаварійних режимів теплозйому з поверхонь твелів.

3. Стохастичний характер [2] сигналів датчиків теплофізичних параметрів АкЗ ЯР, зокрема нейтронного потоку, тиску теплоносія, температури тощо, обумовлений імовірнісною природою нейтронних та ТГП в АкЗ ВО ЯР. Показово, що випадкова структура цих технологічних параметрів проявляється в наявності шумових флуктуаційних складових («реакторних шумів») на виході відповідних вимірювальних каналів.

З огляду на вищезазначене далі мають бути конкретизовані актуальні завдання оперативної діагностики АкЗ ВО ЯР.

Актуальні завдання оперативної діагностики ТГП в АкЗ ВО ЯР

У результаті досліджень, що були виконані в останні десятиліття (R. Urig, L. Blumentritt, R. Fuge, A. I. Могільнер та ін. [3]), було з'ясовано, що в реакторних шумах міститься суттєва діагностична інформація про характер ядерно-фізичних і теплових процесів в АкЗ ВО ЯР. У той же час ефективні методи вилучення цієї інформації зі стохастичних діагностичних сигналів та використання відповідних реакторних шумів для технологічного контролю реакторної установки (РУ) поки відсутні. У цьому зв'язку слід відзначити, що математичне забезпечення детермінованого типу, яке використовується в сучасних інформаційних моніторингових комп'ютерних комплексах системи підтримки операторів (СПО)

АЕС, зокрема ALLY, SPDS, pwVDN (США); KUS'95, PC SUS (ФРН); DMS, PODIA (Японія); СКУД (Росія), не відповідає ймовірнісній природі нейтронно-фізичних та теплофізичних процесів в АкЗ ВО ЯР, включаючи передаварійні та аномальні теплогідрравлічні режими. У всіх зазначених сучасних моніторингових системах, зокрема в системі внутрішньореакторного контролю (СВРК), діагностичні сигнали піддаються частотній фільтрації, амплітудній дискримінації, осередненню тощо, у результаті чого ймовірнісна структура цих сигналів та діагностична інформація, що міститься в них, втрачаються. Слід відзначити, що реалізовані за останні роки для вирішення діагностичних завдань методичні підходи, що були запропоновані різними авторами, виявились безуспішними. Так, детерміновані підходи до моніторингу умов виникнення кризи тепловіддачі 1-го типу, запропоновані останніми роками в Одеському політехнічному інституті (О. Ю. Погосов, О. В. Корольов), реально не можуть бути використані для реалізації завдань оперативної діагностики ТГП, що мають місце в АкЗ ВО ЯР. Так, зокрема, слід відзначити, що відомі спроби виявлення КТП за допомогою шумових діагностичних сигналів (А. М. Кічигін та Л. О. Кесова, Є. І. Несіс та Б. М. Дорофєєв, А. І. Могільнер, В. І. Мельников, R. Fuge та ін. [3]) теж не дали практичних результатів.

Таким чином, удосконалення функціональних можливостей сучасних інформаційних моніторингових підсистем має зосереджуватися на автоматизації процедур інформаційної підтримки операторів ядерних енергоблоків. При цьому основною функцією, яку необхідно розробити і реалізувати в перспективних комп'ютерних діагностичних системах, слід вважати автоматичне розпізнавання аномальних та передаварійних ТГП у ТВЗ. Надійна оперативна (тобто в режимі реального часу – online) ідентифікація нештатних режимів експлуатації АкЗ ВО ЯР має бути забезпечена на основі інформації, що міститься в реакторних шумах. Очевидно, що вирішення цих завдань вимагає проведення циклу досліджень для розробки нових математичних і програмних засобів, що мають скласти основу інтелектуалізації діагностичних функцій спеціалізованих моніторингових обчислювальних комплексів СПО наступного покоління. Один з таких підходів запропоновано в цій роботі. З огляду на це необхідність адекватного врахування характеру фізики генерації парової фази на окремому центрі пароутворення, що за певних умов є здатним активуватися на поверхнях твелів, зумовлює

необхідність системного аналізу теплофізичних процесів, що реалізуються на цій поверхні теплозйому, яка охолоджується плином теплоносія в ТВЗ ВО ЯР.

Мікродинаміка руйнації захисного пасивуючого оксидного шару на поверхні твела

Відомо [3, 4], що потенційна небезпека неконтрольованого переходу режиму теплозйому з поверхонь твелів в АкЗ ЯР типу ВВЕР від конвективної тепловіддачі до розвиненого бульбашкового кипіння, а згодом і до його плівкової форми (тобто до кризи тепловіддачі 1-го типу) об'єктивно зумовлює необхідність раннього виявлення початку кипіння (ПК) теплоносія. Проте має бути відзначений також і матеріалознавчий аспект впливу мікродинаміки процесу кипіння на адгезію захисної пасивуючої оксидної плівки на зовнішній поверхні оболонки твела. Як свідчить низка експериментальних досліджень, проаналізованих у монографії [5], на поверхні тепловіддачі киплячого апарата, включаючи також і ТВЗ, виникають пульсації температури цієї поверхні, що мають достатньо високу частоту та амплітуду. Дослідження показали [4], що ці коливальні параметри процесу кипіння залежать від густини теплового потоку на поверхні твела, масової швидкості теплоносія в певній теплогідравлічній комірці ТВЗ, а також довжини економайзерної ділянки до настання режиму ПК у цій комірці. За останні роки теплофізичні дослідження мікродинаміки процесу кипіння, проаналізовані у [4, 5], показали, що, насамперед, в умовах фіксованої масової швидкості теплоносія частота пульсацій температури під діючими активними центрами пароутворення тим вище, чим більша густина теплового потоку. Крім того, у вищенаведених роботах було обґрунтовано гіпотезу з безпеки експлуатації твелів. Згідно з цією гіпотезою скорочення ресурсу експлуатації поверхні кипіння в кожному високофорсованому теплообмінному апараті, включаючи ТВЗ реакторів типу ВВЕР та PWR, фізично є наслідком мікрогідравлічних ударів, що виникають під час деградації парових утворень у процесі недогрітого кипіння. Крім того, додатковим чинником руйнації поверхні тепловіддачі в зоні ПК є термомеханічні напруження, що здатні проникати вглиб оболонки твела на всю її товщину.

Як ілюстрацію топології мікрошару в околиці діючого центру пароутворення на рис. 1, за даними роботи [5], зображено два типи парових утворень у режимі ПК: генерації парової фази в умовах вільної конвекції (а); кипіння теплоносія в парогенеруючому каналі (б). В обох випадках випаровування мікроша-

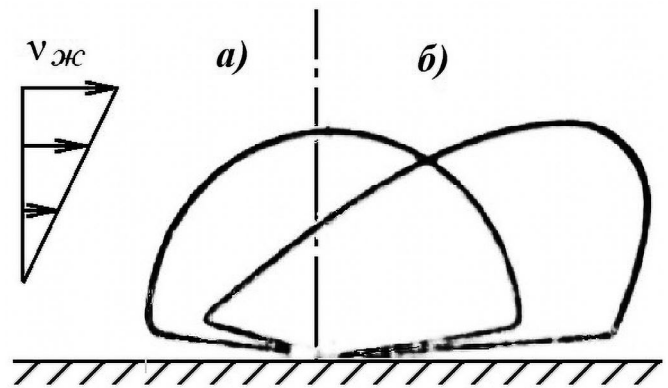


Рис. 1. Топологія мікрошару та поверхні парового бульбашки в різних гідродинамічних умовах за даними [5]: а — вільна конвекція; б — кипіння в парогенеруючому каналі з відповідним профілем швидкості $V_{жс}$ у пристінковому шарі

ру всередину порожнини парового бульбашки викликає зміну його форми та спричиняє локальні пульсації температури поверхні під діючим центром пароутворення, зумовлюючи відповідні флуктуації густини теплового потоку в цій зоні.

Таким чином, відповідно до даних роботи [5], однією з причин руйнації оболонки твела в зоні кипіння теплоносія є втомні термічні напруження, що виникають у матеріалі цирконієвої оболонки, яка вже могла зазнати руйнівного впливу водню в теплоносії, що й призвів до водневого окрихчування матеріалу цієї оболонки. Слід зазначити, що локальні пульсації температури поверхні кипіння в околиці діючого центру пароутворення досягають декількох десятків градусів та мають частоту, що становить кілька десятків герц. Параметри цих коливальних процесів залежать, головним чином, від густини теплового потоку, масової швидкості теплоносія та глибини його недогріву до температури насичення T_s . Як ілюстрацію кількісних характеристик такої мікродинаміки процесу кипіння на рис. 2 за даними [5] представлено результати експериментальних вимірювань динаміки процесу генерації парової фази під окремим діючим центром пароутворення. На рисунку представлено зареєстровані флуктуації: температури стінки киплячої поверхні (а); густини теплового потоку під діючим центром пароутворення (б).

Таким чином, за результатами аналізу фізико-хімічного впливу мікродинаміки процесу кипіння на розвиток локальної корозії нодулярного (тобто точкового) типу [6] слід зазначити:

1. Виникнення проникаючої корозії нодулярного типу є безпосередньо пов'язаним із процесом кипіння теплоносія на поверхні твела.

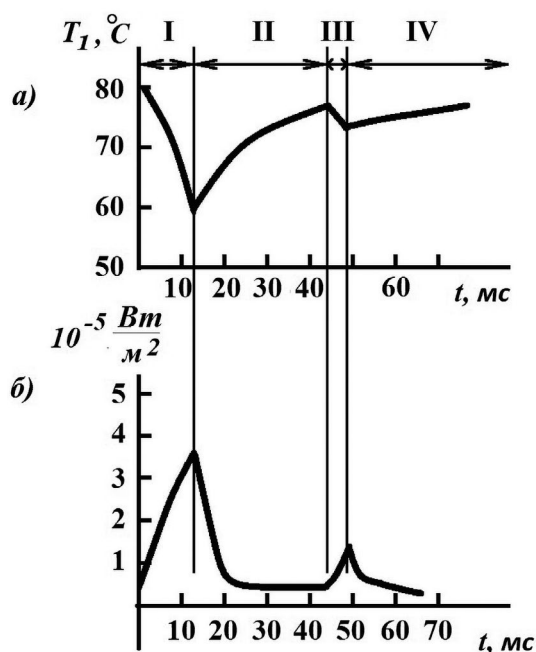


Рис. 2. Мікродинаміка кипіння під діючим центром пароутворення з локальними флуктуаціями:
а — температури стінки;
б — густини теплового потоку — за даними [5]

2. Скорочення експлуатаційного ресурсу поверхні твела є наслідком прискореної руйнації захисної пасивуючої плівки ZrO та розмивання накопиченого під нею корозійного продукту ZrO_2 , який не має адгезійних властивостей.

3. Руйнація захисної пасивуючої плівки ZrO на поверхні оболонки твела є наслідком розвитку в ній термомеханічних напруг у результаті флуктуацій температури в околиці активних центрів пароутворення та завдяки впливу мікрогідролітичних ударів, що виникають у процесі деградації парових утворень.

4. Процес кипіння є важливим фізичним чинником розвитку проникаючої корозії нодулярного типу і з огляду на це підлягає оперативному виявленню.

5. Згідно з даними аналізу роботи [4], надійних методів розрахункового визначення режиму ПК в АкЗ ВО ЯР на сьогодні не існує.

6. Відповідно до даних [3], наявні системи діагностики РУ типу ВВЕР та PWR не вирішують завдань оперативного виявлення ПК в АкЗ цих реакторів.

7. З огляду на обмеженість функціоналу існуючих на сьогодні засобів діагностики обладнання АЕС, далі розглянуто запропонований у роботі [7] нейромережевий підхід до оперативного виявлення ПК в АкЗ ЯР типу ВВЕР. Методику нейтронно-фізичних вимірювань, що передували цій розробці, розглянуто в монографії [3].

Методологія побудови та архітектура нейромережевого діагностичного комплексу

У монографії [3] досліджено особливості фізичного взаємозв'язку між параметрами діагностичних сигналів, що реєструються на виходах електронно-емісійних детекторів потоку нейтронів в АкЗ реактора ВВЕР-440, та фізичними закономірностями виникнення та розвитку ПК на поверхнях твелів у термометричній ТВЗ, що використовувалась у міжнародному експерименті [7] на АЕС «Райнсберг» (Німеччина). Відповідно до даних аналізу цих результатів слід відзначити:

1. Флуктуації нейтронного потоку в АкЗ реакторів типу ВВЕР зумовлені не тільки стохастичною природою нейтронно-фізичних процесів, вібраціями його внутрішньокорпусних елементів та іншими фізичними чинниками, але є також безпосередньо пов'язаними з коливаннями термалізаційних властивостей уповільнювача, зокрема внаслідок можливого переходу до процесу кипіння теплоносія на поверхні твела в нештатних умовах експлуатації РУ цього типу.

2. Існує фізичний взаємозв'язок між окремими інформаційно значущими спектральними діапазонами нейтронного шуму на виході електронно-емісійних детекторів потоку нейтронів у структурі комплексу СВРК реактора типу ВВЕР та конкретними фізичними чинниками, що зумовлюють формування цих діапазонів у спектрах автоспектральної густини (АСГ) та когерентноспектральної густини (КСГ) нейтронного шуму в полосі частот $f = 1,6 \dots 40$ Гц.

3. Спектральний діапазон нейтронного шуму в АкЗ реактора типу ВВЕР, що відповідає частотній полосі $f = 10 \dots 40$ Гц, визначальною мірою зумовлюється процесами термалізації нейтронів, хоча саме інфранизькі спектральні складові в частотній полосі від $f = 0,05$ Гц до декількох герц містять діагностичну інформацію щодо виникнення аномальних та передаварійних теплогідравлічних процесів, включаючи ПК на поверхні твела [3].

4. Визначальною структурною особливістю АСГ нейтронного шуму, що реєструється в АкЗ реактора типу ВВЕР, в умовах відсутності кипіння теплоносія на поверхнях твелів є низькочастотна (досліджувався спектральний діапазон $f = 0,1 \dots 63,0$ Гц) випадкова $1/f$ -структура цих спектрів, що має характерні ознаки фліккер-шуму. Початок кипіння теплоносія в ТВЗ супроводжується пропорційним збільшенням інтенсивності спектральної густини складових АСГ нейтронного шуму на величину близько 20 %.

Як приклад на рис. 3 наведено дві типові спектральні реалізації діагностичних сигналів нейтронного шуму, що відповідають: а) класу А1, тобто конвективній тепловіддачі з поверхонь реальних твेलів в експериментальній ТВЗ реактора ВВЕР-440; б) аномальному режиму (клас А3) у цій ТВЗ, що відповідає пухирковому кипінню теплоносія в активній зоні цього реактора. Слід відзначити, що спектральні структури цих сигналів є суттєво подібними і в реальних умовах експертом-діагностом ідентифіковані бути не можуть. Таким чином, аномальний теплогидравлічний режим, що відповідає початку кипіння теплоносія на поверхні твела і становить клас А2, уможливно не може бути ідентифікований експертом-діагностом на основі візуального аналізу спектральної структури цього сигналу.

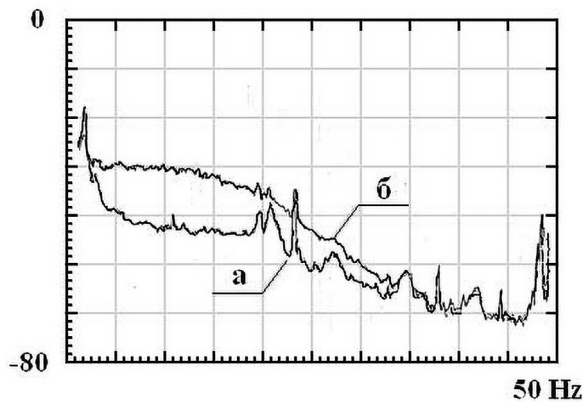


Рис. 3. Типові реалізації діагностичних сигналів нейтронного шуму: а — штатний режим (клас А1) конвективної тепловіддачі з поверхонь твелів в експериментальній ТВЗ реактора ВВЕР-440; б — аномальний режим (клас А3) у цій ТВЗ з пухирковим кипінням теплоносія — за даними [3]

Визначення межі між класами А1 та А2, що є невідомою експертам, у цій роботі запропоновано реалізувати на основі математичного підходу до визначення моменту розладки випадкового часового ряду [7]. При цьому останній утворено відповідною послідовністю рівнів спектральної повності в спектрах діагностичного сигналу нейтронного шуму в умовах збільшення теплової потужності реакторного каналу. Дослідження зазначених випадкових часових рядів, що були виконані в цій роботі, довели можливість їхньої ефективної апроксимації випадковими послідовностями авторегресійного типу. Так, якщо $w_1, w_2, \dots, w_N$ є проінтегрованою послідовністю авторегресії, то може бути записане рівняння

$$\nabla^d W_t = x_t, \quad \nabla^1 W_t = W_{t-1}, \quad x_t = \sum_{i=1}^p \Phi_i x_{t-i} + \varepsilon_t,$$

де ∇^d — оператор різності; d — порядок різності; p — порядок авторегресії; $\Phi_1, \dots, \Phi_p$ — коефіцієнти авторегресії; ε_t — незалежна гауссівська послідовність.

Аналіз послідовностей рівнів спектральної повності в інформаційно значущих інформаційних ознаках нейтронного шуму показав, що міжкласовий перехід супроводжується суттєвою зміною $(p+1)$ — мірного вектора параметрів моделі (1), тобто $\theta^T = (\Phi_1, \dots, \Phi_p, \sigma_\varepsilon)$. Формально, тобто з математичної точки зору, виявлення факту зміни цього вектора параметрів моделі авторегресії, а саме коефіцієнтів авторегресії $\Phi_1, \dots, \Phi_p$, дає змогу вирішити задачу виявлення початку міжкласового переходу.

Як відомо [3], характерною особливістю спектрального складу нейтронного шуму в АкЗ енергетичних ЯР є його низькочастотний характер. Показово, що в цьому сигналі є та особливість, що верхня спектральна межа флуктуацій нейтронного потоку в АкЗ ВО ЯР звичайно не перевищує 30–40 Гц. При цьому спектральні складові нейтронного шуму в частотній смузі вище кількох герц фізично зумовлені переважно локальними змінами термалізаційних властивостей уповільнювача, що проявляються разом із впливом інших фізичних ефектів. Розроблений свого часу в РНЦ «Курчатовський інститут» апаратно-програмний комплекс МІК [8], призначений для вимірювання та експериментального моніторингу параметрів нейтронного шуму (діапазон вимірюваних частот 0...200 Гц), який реєструється на виході електронно-емісійних детекторів потоку нейтронів, був використаний для вимірювання спектральних параметрів нейтронного шуму в АкЗ реактора ВВЕР-70 на АЕС «Райнсберг» в описуваних експериментах. Зазначена синхронна реєстрація забезпечувалась фіксацією сигналів потоку нейтронів та сигналів датчиків температури поверхонь експериментальних твелів. Методика виконання описуваних експериментів розглянута в монографії [3].

На рис. 4 представлено схему результатів пошуку розладки в трьох спектральних каналах у момент міжкласового переходу від класу А1 до класу А2.

На цій же схемі наведено обчислені відповідно до запропонованого алгоритму параметри авторегресії відповідного часового ряду, зміна яких свідчить про наявність факту зміни статистичних властивостей цього ряду в момент зафіксованого міжкласового переходу. Слід зазначити, що спектральні канали для пошуку розладки були попередньо визначені експертом, виходячи з розглянутих вище фізичних особливостей процесу кипіння теплоносія на поверх-

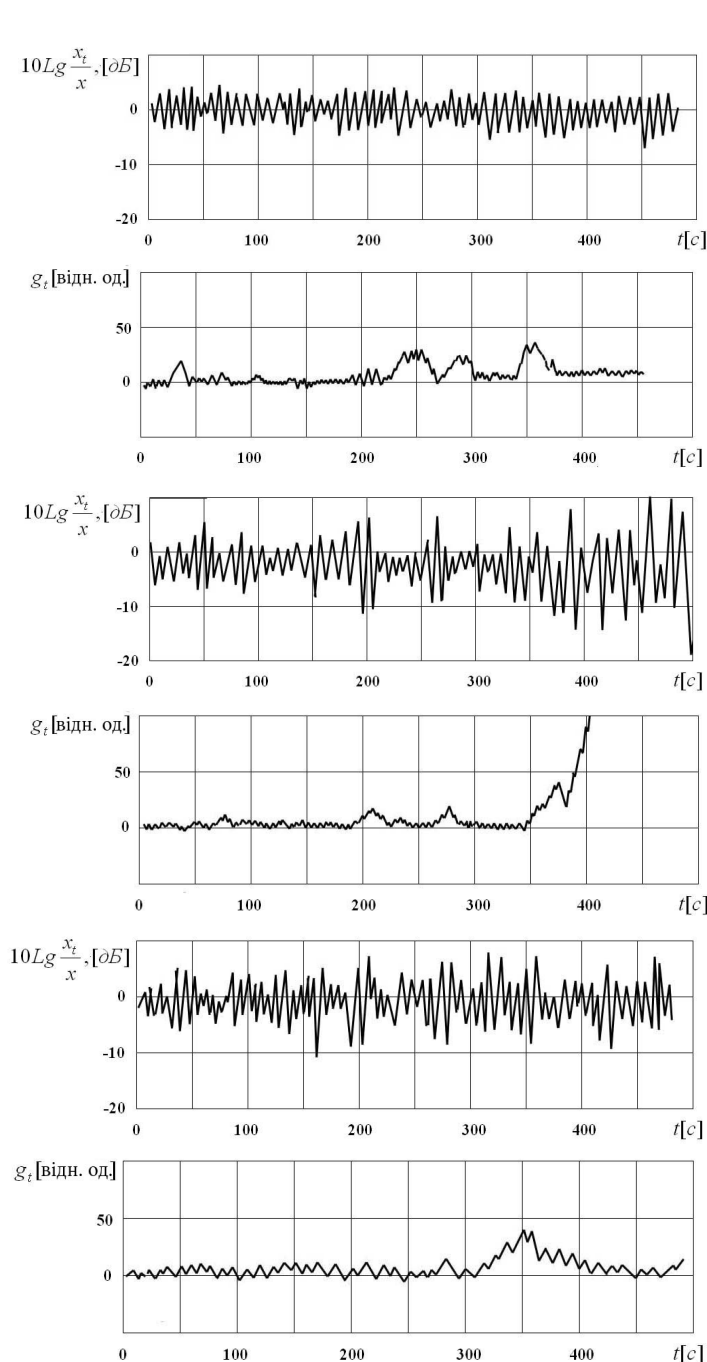


Рис. 4. Схема функціонування алгоритму визначення моменту міжкласового переходу за умови апіорної невизначеності класів відповідно до даних [7]

ні твела та вищезазначених характерних властивостей нейтронного шуму як діагностичного сигналу. Автоматичне визначення межі між класами A1 та A2, а також подальше виокремлення класу A3 дало змогу сформувати відповідні навчальні вибірки та сформувати центри кластерів цих класів на основі запропонованого в [7] підходу. У результаті ця діагностична модель дає змогу ефективно використати

нейрокомп'ютерний діагностичний підхід для забезпечення автоматичної діагностики попередньо невідомих експерту фізичних класів для запропонованої модифікованої штучної нейронної мережі діагностичного призначення з топологією Кохонена.

На рис. 5 представлено узагальнену структурну схему функціонування розробленої в цій роботі нейрокомп'ютерної системи для комп'ютерної реалізації

$$x_{15} : f_{15} = 10\Gamma y$$

$\hat{\Phi}_K$	$\{X_1^N\}$	$\{X_1^{t_0-1}\}$	$\{X_{t_0}^N\}$
$\hat{\Phi}_1$	0,61	0,61	
$\hat{\Phi}_2$	0,51	0,51	
$\hat{\Phi}_3$	0,13	0,13	
$\hat{\Phi}_4$	-0,14	-0,14	
$\hat{\Phi}_5$	-0,32	-0,32	
$\hat{\delta}_\varepsilon$	9,98	9,98	

$$x_{16} : f_{16} = 15,5\Gamma y$$

$\hat{\Phi}_K$	$\{X_1^N\}$	$\{X_1^{t_0-1}\}$	$\{X_{t_0}^N\}$
$\hat{\Phi}_1$	0,73	2,05	
$\hat{\Phi}_2$	0,20	-0,99	
$\hat{\Phi}_3$	-0,14	-0,35	
$\hat{\Phi}_4$	0,02	0,11	
$\hat{\Phi}_5$	-0,23	0,15	
$\hat{\delta}_\varepsilon$	1,14	15,79	

$$x_{17} : f_{17} = 16\Gamma y$$

$\hat{\Phi}_K$	$\{X_1^N\}$	$\{X_1^{t_0-1}\}$	$\{X_{t_0}^N\}$
$\hat{\Phi}_1$	0,82	0,82	
$\hat{\Phi}_2$	0,35	0,35	
$\hat{\Phi}_3$	0,16	0,16	
$\hat{\Phi}_4$	-0,13	-0,13	
$\hat{\Phi}_5$	-0,21	-0,21	
$\hat{\delta}_\varepsilon$	2,20	2,20	

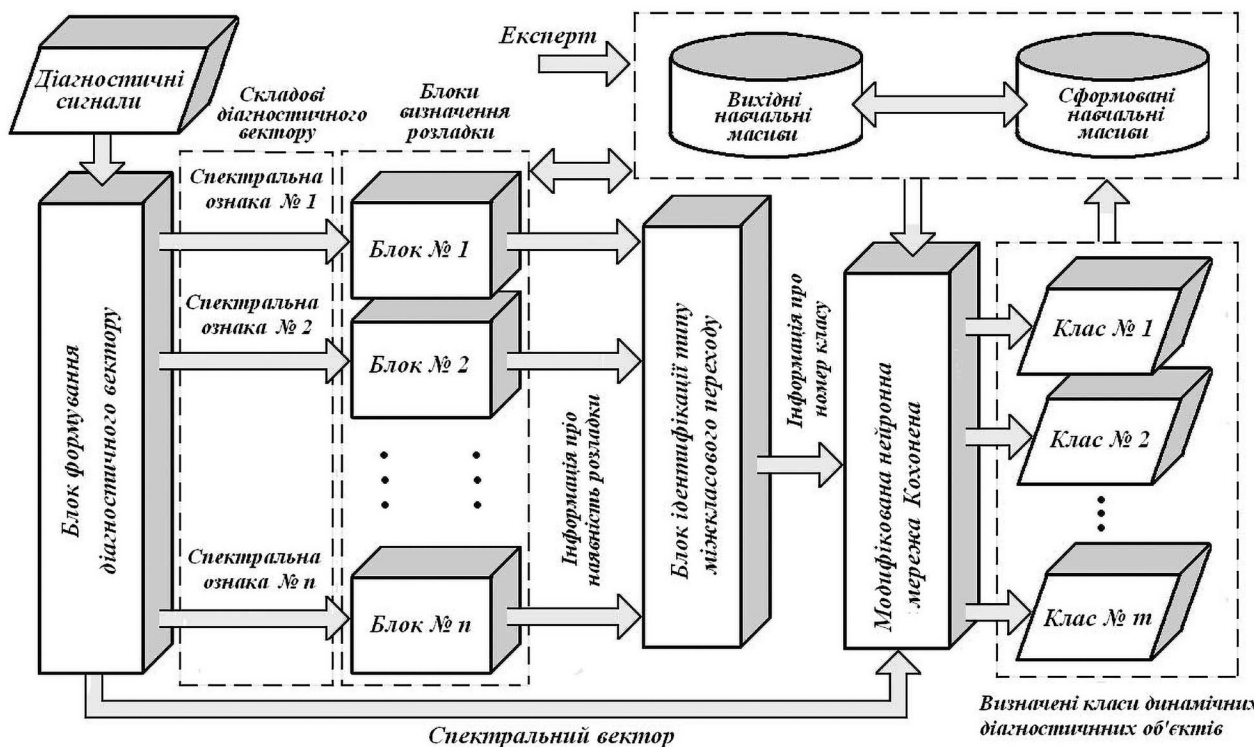


Рис. 5. Узагальнена структурна схема функціонування нейрокомп'ютерного комплексу для оперативного пошуку можливих корозійних пошкоджень за даними [7]

оперативного пошуку корозійних пошкоджень ТВЗ реактора типу ВВЕР за параметрами нейтронного шуму. Відповідно до цієї схеми діагностичний сигнал, що підлягає ідентифікації, надходить до блоку спектрального аналізу, в якому на основі відповідного типу спектрального перетворення (зокрема алгоритму швидкого перетворення Фур'є) формуються спектральні ознаки цього сигналу. На основі інформації, попередньо наданої експертом, з множини цих спектральних ознак виокремлюються певні діапазони сигналу, зміна статистичних властивостей в яких відповідає за факт міжкласового переходу. У кожному з таких блоків виявлення факту розладки реалізується на основі вищерозглянутого алгоритму визначення моменту зміни статистичних властивостей відповідного часового ряду.

Інформація про визначені таким чином спектральні канали, які характеризують початок відповідного міжкласового переходу, на основі логічного аналізу узагальнюється в блоці ідентифікації типу міжкласового переходу, на виході якого формується номер класу, що попередньо був невідомим. Синхронно з визначенням типу цього класу з блоку спектрального аналізу на вхід до модифікованої штучної нейронної мережі Кохонена [7] надається відповідна

цьому типу класу спектральна реалізація. За відсутності реалізацій цього типу в карті самоорганізації, відповідно до запропонованого в цій роботі алгоритму самоорганізації, здійснюється автоматичне динамічне додавання нового класу до множини класів діагностичних об'єктів А, що підлягають розпізнаванню. Усі ідентифіковані таким чином (раніше невідомі) типи класів діагностичних об'єктів та відповідні цим класам спектральні реалізації реєструються в базі даних системи автоматичної діагностики та надаються експерту для подальшого аналізу.

Практична перевірка запропонованого в цій роботі алгоритму адаптивної діагностики корозійних пошкоджень в АкЗ реакторів типу ВВЕР за параметрами нейтронного шуму, що реєструється на виходах електронно-емісійних детекторів потоку нейтронів, дає змогу зробити наведені нижче висновки.

1. Реалізований у цій роботі алгоритм автоматичного аналізу випадкових часових рядів, що утворені рівнями спектральної повноти в інформаційно значущих частотних діапазонах спектрів діагностичних сигналів, які надходять з виходів штатної системи СВРК на вхід запропонованої системи автоматичної діагностики нейромережевого типу, дає змогу надійно розпізнавати початок генерації парової фази

та розвиненого пазиркового кипіння на поверхні твела, яке могло виникнути в результаті корозійних пошкоджень цирконієвої оболонки.

2. Вирішення завдання адаптації програмно реалізованої діагностичної нейромережевої структури в умовах апіорної невизначеності класів випадкових об'єктів, що підлягають розпізнаванню, може бути ефективно реалізоване на основі виявлення моменту статистичної розладки випадкового часового ряду з використанням його авторегресійної математичної моделі.

Висновки

1. Обґрунтовано фізичний взаємозв'язок, що існує між процесом початку кипіння теплоносія в реакторі типу ВВЕР та розвитком аварійного зростання температури поверхонь твелів у результаті корозійного ураження цих поверхонь.

2. Показана можливість використання нейтронних діагностичних сигналів системи СВРК для раннього автоматичного виявлення початку кипіння теплоносія в АкЗ реактора типу ВВЕР.

3. Запропоновано та реалізовано алгоритми автоматичного розпізнавання сигналів нейтронного шуму в АкЗ реактора типу ВВЕР в умовах активації перших центрів пароутворення на поверхнях твелів.

4. Практично реалізовано підхід до використання кінцевої множини спектральних складових нейтронного шуму, що реєструються на виходах електронно-емісійних детекторів потоку нейтронів системи СВРК в АкЗ реактора типу ВВЕР, для оперативної діагностики нерегламентного режиму початку кипіння теплоносія на поверхнях твелів цього реактора.

5. Запропоновано структуру комп'ютерного комплексу для автоматичного виявлення початку кипіння теплоносія, зокрема внаслідок корозійних пошкоджень поверхонь твелів в АкЗ реакторів типу ВВЕР.

Список використаної літератури

1. Шаповалова С. І. Комп'ютерне моделювання карти самоорганізації для розв'язання задачі розпізнавання сигналів / С. І. Шаповалова, Г. І. Шараєвський // Вісник національного університету «Львівська політехніка». Автоматика, вимірювання та керування. – 2007. – № 574. – С. 75–81.
2. Толубинский В. И. Теплообмен при кипении / В. И. Толубинский. – Киев : Наукова думка, 1980. – 315 с.

3. Теплофизика ресурса ядерных энергоустановок / А. В. Носовский, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко [и др.]. – Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2017. – 624 с.
4. Теплофизика безопасности атомных электростанций / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко [и др.]. – Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2010. – 484 с.
5. Несис Е. И. Кипение жидкостей / Е. И. Несис. – Москва : Наука, 1973. – 280 с.
6. Андреева А. Б. Очаговая коррозия циркониевых сплавов. Факторы и механизмы. Обзор / А. Б. Андреева, Г. И. Маершина, Г. П. Кобылянский. – Москва : ЦНИИатоминформ, 1989. – 42 с.
7. Шараєвський Г. І. Нейромережеві програмні засоби для автоматичної діагностики елементів обладнання атомних електростанцій: автореф. дис. на здобуття наук. ступеня канд. техн. наук / Г. І. Шараєвський. – Київ : ІПМЕ НАН України, 2011. – 24 с.
8. Аппаратно-програмный комплекс для шумовой диагностики реакторов ВВЭР. Техническое описание. – Москва : РЦН «Курчатовский институт», 1992. – 235 с.

G. I. Sharaievskyi

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

Methodology for Operational Diagnosis of Corrosion Damage to Cladding of Fuel Rod in VVER Reactors Based on Artificial Neural Network

This work examines the practical implementation of the author's theoretical approach to solving the problem of early detection of pre-accident thermal state of the fuel rod cladding in a light water reactor with critical thermodynamic parameters of the coolant. The goal is to automatically detect the initial stages of vapor phase generation on the surface of the heat exchanger. The physical principle of the proposed diagnostic model involves timely, non-contact recognition of the activation regime of the first centers of vapor formation based on computer identification of spectral signatures of diagnostic signals of this abnormal thermal state of the fuel rod surface. The computer implementation of this preventive diagnostic approach involves the use of computational algorithms to ensure automatic recognition of neutron noise signals in the reactor core of a nuclear power reactor of the VVER type in a multi-dimensional space of spectral features.

As indicators of thermohydraulic regimes subject to automatic recognition, the work proposes using a set of spectral components of noise diagnostic signals recorded at the outputs of measurement sensors, primarily electron-emission neutron flow detectors.

The work demonstrates the possibility of using neutron diagnostic signals and their spectral signatures in computational procedures that ensure automatic recognition of non-regulated thermal contact regimes with the fuel rod surface. Practical verification of the developed mathematical support and the created software complex for automatic identification of non-regulated thermohydraulic regimes in the area of critical thermodynamic parameters of light water coolant has been carried out. The possibility of preventive detection of an emergency heat transfer crisis by the parameters of neutron noise in the heat-releasing assembly of fuel rod has been demonstrated.

Keywords: preventive diagnostics, corrosion damage, start of boiling coolant, neutron noise spectra, spectral signature recognition, automatic recognition of diagnostic signals, artificial neural network, Kohonen topology.

References

1. Shapovalova S. I., Sharayevskyi G. I. (2007). [Computer modeling of a self-organization map for solving the problem of signal recognition]. *Bulletin of the National University "Lviv Polytechnic". Automation, Measurement and Control*, vol. 574, pp. 75–81. (in Ukr.)
2. Tolubinsky V. I. (1980). *Teploobmen pri kypenii* [Heat transfer during boiling]. Kyiv: Naukova Dumka, 315 p. (in Rus.)
3. Nosovskyi A. V., Sharaevsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaevsky G. I. (2017). *Teplofizika resursa jadernykh energoustanovok* [Thermal physics of NPP resource]. ISP NPP, NAS of Ukraine, 624 p. (in Rus.)
4. Kliuchnikov A. A., Sharaevskyi I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaevskyi G. I. (2010). *Teplofizika bezopasnosti atomnykh elektrostancii* [Thermophysics of NPP safety]. Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 484 p. (in Rus.)
5. Nesis E. I. (1973). *Kipeniye zhidkostey* [Boiling of Liquids]. Moscow: Nauka, 280 p. (in Rus.)
6. Andreeva A. B., Maershina G. I., Kobylinsky G. P. (1989). *Ochagovaya korroziya tsirkoniyevykh splavov. Faktory i mekhanizmy. Obzor* [Localized corrosion of zirconium alloys. Factors and mechanisms. Review]. Moscow: TsNII-Atominform, 42 p. (in Rus.)
7. Sharaevsky G. I. (2011). *[Neural network software for automatic diagnostics of nuclear power plant equipment elements]* (PhD Thesis). Kyiv: G. E. Pukhov Institute for Modelling in Energy Engineering, NAS of Ukraine, 24 p. (in Ukr.)
8. *Hardware and software complex for noise diagnostics of VVER reactors*. Technical description. Moscow: National Research Centre "Kurchatov Institute", 1992, 235 p. (in Rus.)

Надійшла / Received 27.01.2025

Рекомендована до друку / Accepted 12.06.2025

Д. І. Хвалін*Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна*

Технічні можливості заміни турбогенераторів енергоблоків атомних електростанцій України

Ключові слова:

атомна електростанція,
енергоблок,
потужний турбогенератор,
конструкція,
система охолодження,
надійність,
безпека

З урахуванням надійності та економічності виконання конструкцій для турбогенераторів різної потужності визначено допустимі границі застосування їхніх систем охолодження. Показано, що підвищення потужності турбогенератора зі зростанням ступеня використання матеріалів відбувається не тільки за рахунок нових допоміжних систем для інтенсифікації охолодження, але й ускладнення конструкції основних вузлів, і супроводжується появою специфічних дефектів цих вузлів, властивих за наявності певної системи охолодження. Шляхом оброблення експлуатаційних даних отримано показники зниження надійності турбогенераторів у разі застосування складніших конструктивних рішень для інтенсифікації охолодження. Науково обґрунтовано технічні можливості заміни турбогенераторів енергоблоків атомних електростанцій України на інші — вітчизняного виробництва, в системі охолодження яких відсутній водень, що дає змогу підвищити надійність станцій та забезпечити пожежо- і вибухобезпеку машинних залів.

Вступ

Свого часу основна тенденція розвитку енергетики й електромашинобудування завжди полягала в постійному підвищенні одиничної потужності турбогенераторів (ТГ) електричних станцій, оскільки за таких умов знижувалися питомі вартості виготовлення та будівельно-монтажних робіт, зменшувалися кількість експлуатаційного персоналу та витрата матеріалів на одиницю встановленої потужності, а також підвищувався коефіцієнт корисної дії (ККД) [1]. З урахуванням обмеження габаритів підвищення потужності ТГ досягається за рахунок збільшення густини струму статора, яке можливе лише з одночасною інтенсифікацією охолодження. У цьому аспекті доцільно розглянути етапи розвитку систем охолодження на прикладі конструкцій ТГ, які були розроблені та виготовлені за часів СРСР заводами «Електросила» (колишнє Ленінградське виробниче

електромашинобудівне об'єднання «Електросила», на сьогодні — завод «Електросила», філіал відкритого акціонерного товариства «Силові машини», м. Санкт-Петербург, Росія), «Електроважмаш» (колишній Харківський турбогенераторний завод, на сьогодні — акціонерне товариство «завод “Електроважмаш”», м. Харків, Україна), «Сибелектроважмаш» (колишній Новосибірський турбогенераторний завод, на сьогодні — публічне акціонерне товариство «Науково-виробниче об'єднання “Елсіб”», м. Новосибірськ, Росія).

Найпершу серію ТГ із повним повітряним охолодженням (Т) почали виробляти в 1929 р. на заводі «Електросила». Конструкція машин цієї серії передбачала опосередковане повітряне охолодження обмотки статора (ОС) і обмотки ротора (ОР), осердя статора — повітрям, з діапазоном потужності 0,6–24 МВт. У період 1932–1935 рр. була розроблена модифікована серія Т2, у 1937 р. виготовлено ТГ по-

тужністю 100 МВт і частотою обертання 3000 об./хв із опосередкованим повітряним охолодженням, а виробництво цієї серії продовжувалося до кінця 1940 р. Наступна серія ТГ із позначеннями ТВ і ТВ2 здебільшого конструктивно повторювала серію Т2. Водночас було впроваджено ефективнішу систему водневого охолодження (ОС і ОР — опосередковане водневе, осердя статора — форсоване водневе), що дало можливість знизити робочу температуру активних елементів конструкції, підвищити одиничну потужність і ККД, а також збільшити період експлуатації. Виробництво ТГ цієї серії з діапазоном потужності 25–150 МВт здійснювалося в період 1946–1965 рр. На початку 1950-х рр. завод «Електроважмаш» почав виробництво ТГ із аналогічною системою охолодження: серії ТГВ і ТВС потужностями 25 і 30 МВт відповідно. Виробництво заводом «Електросила» ТГ серії ТВФ із діапазоном потужності 60–200 МВт припадає на 1957–1988 рр. Головною особливістю цих ТГ було безпосереднє (форсоване) водневе охолодження ОР. Виробництво заводом «Електроважмаш» машин серії ТГВ із застосуванням безпосереднього газового охолодження ОР також розпочалося в 1957 р., а ТГ цієї серії принципово відрізнялись від ТГ серії ТВФ низкою конструктивних особливостей, наприклад, безпосереднім (форсованим) водневим охолодженням ОС і ОР. Наприкінці 1950-х рр. були введені в серійне виробництво найбільші на той час дво- полюсні ТГ серії ТГВ потужностями 200 і 300 МВт із повним безпосереднім водневим охолодженням активних частин. Згодом у 1960-х рр. було впроваджено безпосереднє водяне охолодження ОС для дво- полюсних ТГ потужністю 200 МВт (ТГВ-200М), у 1970-х рр. — безпосереднє водяне охолодження ОС і ОР для дво- та чотириполюсних ТГ потужністю 500 МВт (ТГВ-500). Виробництво заводом «Електросила» перших ТГ серії ТВВ припадає на 1959 р. Ці генератори мають безпосереднє водяне охолодження ОС, безпосереднє форсоване водневе охолодження ОР, форсоване водневе охолодження осердя статора. До кінця 1980-х рр. було розроблено 9 типів ТГ цієї серії з діапазоном потужності 165–1200 МВт (машини потужністю 1000 МВт у дво- та чотириполюсному виконанні). У 1960–1970 рр. заводом «Сибелектроважмаш» розроблено та виготовлено ТГ серії ТВМ потужністю 300 МВт із безпосереднім охолодженням обмотки й осердя статора ізоляційним маслом, ОР — водою. Пізніше було налагоджено виробництво ТГ цієї серії потужністю 500 МВт, а згодом завод розпочав виробництво ТГ чотирьох типів серії ТВМ із діа-

пазоном потужності 160–500 МВт і заміною в системі охолодження масла на негорючий рідкий діелектрик. У 1970 р. завод «Електросила» розробив і налагодив виробництво принципово нових ТГ серії ТЗВ із повним безпосереднім водяним охолодженням активних частин (так звана система «три води»: три основних контури охолодження водою — ОС, ОР і осердя статора) потужностями 60 і 800 МВт. Надалі розроблено сім типів ТГ цієї серії з діапазоном потужності 60–1200 МВт.

Отже, сьогодні в пострадянських країнах на електростанціях експлуатуються ТГ із високим ступенем використання активних матеріалів різних конструкцій, потужностей та схем охолодження.

Основна частина

На всіх енергоблоках атомних електростанцій (АЕС) України функціонують ТГ серії ТВВ трьох типів, а переважна частина вироблення електроенергії забезпечується генераторами потужністю 1000 МВт. Більшість ТГ відпрацювала або наближається до закінчення свого ресурсу, тому останнім часом відмови в роботі генеруючого обладнання АЕС відбуваються частіше. Водночас причинами цих відмов здебільшого стають фактори, які на початку експлуатації ТГ не спостерігалися. Крім цього, під час усіх найважчих аварій на теплових електростанціях (ТЕС) і АЕС водень був якщо не причиною безпосередньо аварії, то фактором багатократного підсилювання її наслідків. Відтак існує актуальне завдання забезпечення пожежо- і вибухобезпеки електроенергетичного обладнання станцій, яке насамперед зумовлене циркуляцією водню в системі охолодження ТГ [2]. Також необхідно враховувати, що зі спеціалістами заводу-виробника, який територіально знаходиться в Росії, ніякі спільні роботи з модернізації чи заміни ТГ виконуватися не будуть.

Структура потужностей генерування електроенергії та особливості її споживання в Україні зумовлюють маневрені режими енергоблоків теплових електроцентралей (ТЕЦ), ТЕС і гідроелектростанцій (ГЕС) за активною та реактивною потужностями, а також коливання реактивної потужності енергоблоків АЕС [3]. Водночас генератори всіх енергоблоків запроектовані для експлуатації у номінальних режимах, тобто їхні конструкції є застарілими, а технічний стан не відповідає сучасним вимогам з ефективності, надійності та маневреності. Робота в маневрених режимах обумовлює часті пуски, зу-

пини, синхронізації, перехідні процеси генераторів, а також їхню роботу в режимах компенсаторів, неповного навантаження й обертового резерву. Частота пошкоджень генераторів, які працюють у маневрених режимах, у 3 рази вище, ніж для тих, що працюють у базових режимах. Тому особливості експлуатації та фізичні процеси, які відбуваються в обладнанні, призводять до повільної зміни параметрів і характеристик, накопичення дефектів і пошкоджень, що зумовлює поступову деградацію устаткування та значне зниження його ресурсу та надійності. За оцінками, додаткові втрати в енергосистемі від скорочення експлуатаційного ресурсу електротехнічного обладнання щорічно становлять близько 2 млрд грн [4].

У цілому надійність та ефективність експлуатації енергоблоку АЕС залежать від показників надійності кожного елемента технологічного ланцюга перетворення енергії «ядерний реактор — парогенератор — турбіна — ТГ — блоковий трансформатор», а ймовірність безвідмовної роботи ТГ визначається як добуток імовірностей безвідмовної роботи його складових частин, вузлів і допоміжних систем. Зі свого боку, надійність експлуатації потужних ТГ знижується із введенням нових допоміжних систем, кожна з яких має свої специфічні недоліки, що можуть обумовити пошкодження ТГ в цілому, а також відключення енергоблоку від мережі. Водночас підвищення потужності ТГ зі зростанням ступеня використання матеріалів відбувається не тільки за рахунок нових допоміжних систем для інтенсифікації охолодження, але й ускладнення конструкції основних вузлів (обмоток, статора, ротора, корпусу тощо) і супроводжується появою специфічних дефектів цих вузлів, властивих за наявності певної системи охолодження. Ці дефекти такі:

А. Конструкції ТГ незалежно від системи охолодження:

- 1) дефекти високовольтної ізоляції статора та старіння ізоляції;
- 2) послаблення кріплення обмотки й осердя статора;
- 3) послаблення пресування та місцеві нагріви осердя статора;
- 4) попадання феромагнітних предметів у статор;
- 5) виткові та корпусні замикання в ОС;
- 6) тріщини вала ротора, бандажних кілець та інших деталей ротора;
- 7) порушення балансування ротора;
- 8) порушення щільності теплообмінників (повітро- та газоохолодників, охолодників дистилляту) й елементів їхньої обв'язки.

Б. Конструкції ТГ за наявності системи водневого охолодження (опосередкованого чи безпосереднього):

- 1) порушення газощільності корпусу статора, ротора, елементів газової системи (відмови за рахунок витікання крізь нерухомі й обертові ущільнення);
- 2) пожежо- та вибухонебезпека;
- 3) ушкодження масляних ущільнень та вала;
- 4) відмови елементів газомасляної системи;
- 5) попадання масла всередину конструкції (підвищене замаслювання внутрішнього об'єму).

В. Конструкції ТГ за наявності водяного охолодження ОС:

- 1) порушення щільності з'єднань гідравлічного тракту, в тому числі водоз'єднувальних трубок та ізоляційних шлангів;
- 2) корозія внутрішнього тракту;
- 3) тріщини в порожнистих мідних провідниках ОС;
- 4) корозія та закупорювання провідників;
- 5) ушкодження високовольтної ізоляції внаслідок зволоження;
- 6) відмови елементів системи водяного охолодження (зниження питомого опору дистилляту; відмови двигунів, насосів, фільтрів тощо).

Г. Конструкції ТГ за наявності водяного охолодження ОР:

- 1) порушення щільності з'єднань гідравлічного тракту, в тому числі водорозподільних втулок і водопідводів;
- 2) тріщини в порожнистих мідних провідниках котушок ротора;
- 3) корозія та зношення міді провідників;
- 4) тепловий небаланс (підвищення вібрації ротора в разі порушення рівномірності водяного охолодження).

Показники зниження надійності ТГ в разі застосування складніших конструктивних рішень для інтенсифікації охолодження можливо отримати шляхом оброблення експлуатаційних даних пошкоджуваності великої сукупності машин за низку років [2, 5, 6, 7]. Так, згідно з усередненими даними за період 1993–2022 рр. залежно від потужності (200–1000 МВт) та системи охолодження (без урахування повітряного) найменший коефіцієнт вимушеного простою в роботі q мають тільки ТГ типу ТГВ потужностями 200 і 300 МВт із водневим охолодженням: 0,2–0,3 % за гранично нормативного значення 0,5 %. За умов воднево-водяного охолодження з восьми типів ТГ тільки два відповідають нормам надійності (типу ТВВ потужностями 200 і 320 МВт), для ТГ типу ТГВ-200М,

ТВВ-800-2, ТВВ-800-2Е та ТВВ-1000-4 коефіцієнт q знаходиться в межах 0,5–1,0 %, для ТВВ-500 цей коефіцієнт досягає 2 %, ТВВ-1000-2 — 3,3 %. У групі машин із двома та більше рідкими охолодними середовищами жоден ТГ не відповідає вимогам надійності: для ТГ типу ТВМ потужностями 300 і 500 МВт коефіцієнт q знаходиться в межах 0,5–1,0 %, для двота чотиріполюсних ТГВ-500 цей коефіцієнт досягає 2,0–2,5 %, для ТЗВ-800 — 3,0 %.

Оскільки нормам надійності відповідають тільки ТГ потужністю до 320 МВт із водневим і воднево-водяним охолодженням, доцільно провести більш розгорнутий аналіз для таких машин. Згідно з усередненими даними за 1993–2022 рр. для потужності 25–30 МВт перехід від повітряного до водневого опосередкованого охолодження обумовлює зниження ймовірності безвідмовної роботи ТГ з 0,93 до 0,76–0,81. Для потужності 50–100 МВт перехід від опосередкованого водневого до безпосереднього водневого охолодження ОР зумовлює зниження ймовірності безвідмовної роботи з 0,73–0,85 до 0,65–0,69. Вплив переходу до безпосереднього водяного охолодження ОС у разі безпосереднього водневого ОР для потужності 150–300 МВт можливо оцінити тільки за умов виключення впливу значної відмінності ймовірності безвідмовної роботи для систем збудження, щітково-контактного апарата й інших вузлів ТГ різних типів. З цією метою можна порівняти ймовірність

безвідмовної роботи для системи «статор-ротор»: ця величина становить 0,93–0,95 за відсутності водяного охолодження ОС і знижується до 0,75–0,82 за наявності такого охолодження ОС (табл. 1).

Загалом середня величина питомого недовиробітку електроенергії з причини дефектів статора на 21 % вища в разі безпосереднього водяного охолодження ОС порівняно з безпосереднім водневим охолодженням цієї обмотки.

Як приклад, перевагою ТГ серії ТЗВ є відсутність водню в системі охолодження та можливість використання для змащування підшипників негорючої рідини (наприклад, синтетичного вогнетривкого турбінного масла ВМТІ), що забезпечує пожежо- та вибухобезпеку конструкції. Ці машини відрізняються високим ступенем використання матеріалів, підвищеним ККД (не нижче 98,9 %), а також значними показниками надійності — коефіцієнтом готовності 0,996 (99,6 %) і напрацюванням на відмову 18 000 год. Але така система вміщує велику кількість гілок охолодження та, як наслідок, велику кількість з'єднань металевих і фторопластових трубок. Тільки система охолодження осердя статора містить понад 2500 з'єднувальних трубок [8]. Навіть за ймовірності безвідмовної роботи одного з'єднання «штуцер охолоджувача — з'єднувальна трубка» 0,99999 (що неможливо), ймовірність безвідмовної роботи всієї системи охолодження осердя статора становить 0,951,

Таблиця 1. Вплив типу охолодження на ймовірність безвідмовної роботи ТГ потужністю 150–300 МВт

Вузол ТГ	Схема охолодження і тип ТГ			
	повне безпосереднє водневе охолодження активних елементів конструкції		безпосереднє водневе — ОР, безпосереднє водяне — ОС, водневе — осердя статора	
	ТГВ-200	ТГВ-300	ТВВ-165-2	ТВВ-200-2
Статор	0,98	0,97	0,85	0,77
Ротор	0,95	0,98	0,97	0,98
Щітково-контактний апарат	0,91	0,76	0,85	0,93
Збудник і система збудження	0,83	0,82	0,87	0,92
Газощільність (корпус ТГ, трубопроводи, арматура тощо)	0,79	0,69	0,81	0,91
Масляні ущільнення вала та система їхнього маслопостачання	0,84	0,85	0,78	0,87
ТГ у цілому	0,47	0,35	0,39	0,51
Статор і ротор	0,93	0,95	0,82	0,75

тобто з урахуванням інших допоміжних систем водяного охолодження ОС і ОР, а також систем збудження, щітково-контактного апарата й інших вузлів — надійність ТГ в цілому не буде перевищувати величину 0,2–0,25.

Таким чином, ускладнення конструкції та введення нових допоміжних систем для інтенсифікації охолодження зі зростанням одиничної потужності призводять до зниження надійності ТГ. З іншого боку, чим потужніший ТГ, тим більшу кількість електроенергії він може виробити, але його зупин спричиняє значний її недовиробіток і відповідні фінансові збитки. Так, узагальнено за енергоблоками АЕС України в середньому за весь період експлуатації ТГ типу ТВВ-1000-2 фактично виробляє у 3,2 раза більше електроенергії, ніж ТГ типу ТВВ-220-2 (замість 4,5 раза відповідно до номінальної потужності), але зумовлює фінансові збитки через її недовиробіток у 730 разів більші, а ТГ типу ТВВ-1000-4 фактично виробляє у 4,3 раза більше електроенергії, ніж ТГ типу ТВВ-220-2, водночас обумовлює фінансові збитки з причини її недовиробітку більші в 138 разів [3].

З урахуванням викладених вище об'єктивних причин можна зробити такий логічний висновок: задля досягнення найвищої можливої надійності для будь-якого ступеня одиничної потужності генератора необхідно максимально обмежити застосування води та інших рідких агентів як охолодного середовища, а для досягнення достатньої пожежо- та вибухобезпеки не застосовувати водень взагалі. Тому доцільно розглянути технічні можливості заміни ТГ енергоблоків АЕС України на інші, в системі охолодження яких відсутній водень, а за рахунок спрощення конструкції та кількості допоміжних систем підвищується надійність їхньої експлуатації. За таких умов головну увагу необхідно зосередити на ТГ із повним повітряним охолодженням або змішаним повітряно-водяним як екологічно сумісних охолодних середовищ.

Досягнення сучасного електромашинобудування щодо розроблення енергетичного обладнання великої потужності з безпосереднім охолодженням обмоток та активної сталі водою створили можливості для вдосконалення конструкції генераторів із повітряним і повітряно-водяним охолодженням на основі застосування найефективніших схем безпосереднього охолодження, термореактивної корпусної ізоляції ОС із підвищеними механічною й електричною міцністю, нових видів ізоляції ротора, електротехнічної сталі зі зменшеними питомими втратами, сучасних конструктивних матеріалів. Велике зна-

чення має також розвиток чисельних методів розрахунку та комп'ютеризованого проектування, що дає змогу максимально зберегти переваги водневого охолодження активних частин ТГ під час переходу до їхнього повітряного охолодження. Наприклад, на АЕС Olkiluoto (Фінляндія) експлуатуються два ТГ потужністю 1000 МВт виробництва фірми ABB із водяним охолодженням обмоток статора та ротора, повітряним — осердя статора.

Водночас зростає зацікавленість споживачів до ТГ середньої та малої потужності, а питання екології набувають важливого значення. Характерним є також різко нерівномірний графік навантаження сучасних енергосистем, що зі свого боку підвищує вимоги до маневреності агрегатів. Пристосованість ТГ малої та середньої потужності до таких режимів значно вище, ніж ТГ великої потужності, що й зумовило розвиток газових турбін, призначених насамперед для покривання пікового навантаження та парогазового устаткування з високим значенням ККД. Ця тенденція спричинила підвищену зацікавленість до «старої» техніки — ТГ із повітряним охолодженням, які свого часу були замінені на ТГ більшої потужності. Відтак провідні електромашинобудівні компанії поступово відмовляються від розроблення турбоагрегатів надвисокої потужності, з пріоритетом на ТГ потужністю до 500 МВт і переходом на їхнє повітряне охолодження. Прикладами таких розробок є ТГ потужністю 212 МВт виробництва фірми Siemens, потужністю 240 МВт — фірми ABB, 400 МВт — фірми Alstom Power і 520 МВт — фірми Toshiba [6].

Відповідно до [1] ККД для ТГ однієї серії підвищується зі зростанням потужності, але за умов переходу до серій з більшим ступенем використання матеріалів цей коефіцієнт, як правило, дещо знижується (рис. 1). Згідно з вимогами ГОСТ 533-2000 ККД повинен мати значення від 97,0 % для ТГ малої потужності (з повітряним охолодженням) до 98,8 % для ТГ потужністю 1200 МВт. Максимальний ККД відповідає навантаженню, за умов якого змінні (залежні від навантаження) втрати дорівнюють постійним (незалежним від навантаження). У разі опосередкованого охолодження ОС і ОР постійні втрати ТГ великої потужності перевищують змінні, у разі безпосереднього охолодження тільки ОР постійні та змінні втрати приблизно рівні, а в разі безпосереднього охолодження ОС і ОР змінні втрати більше постійних. Тому підвищення інтенсивності охолодження та густини струму зумовлює зниження ККД за умов повного навантаження. Але в разі переходу

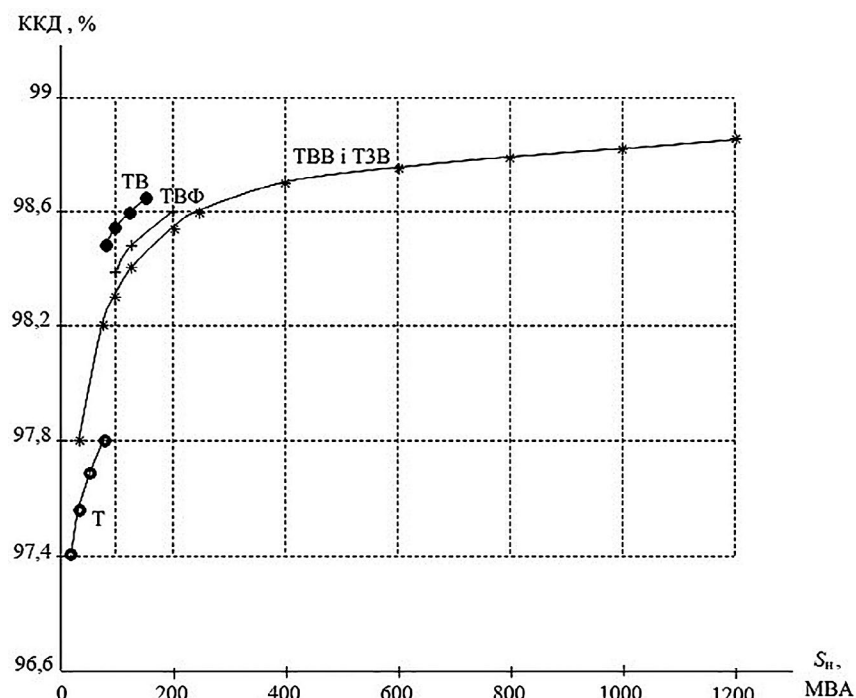


Рис. 1. Залежність ККД ТГ від потужності та системи охолодження

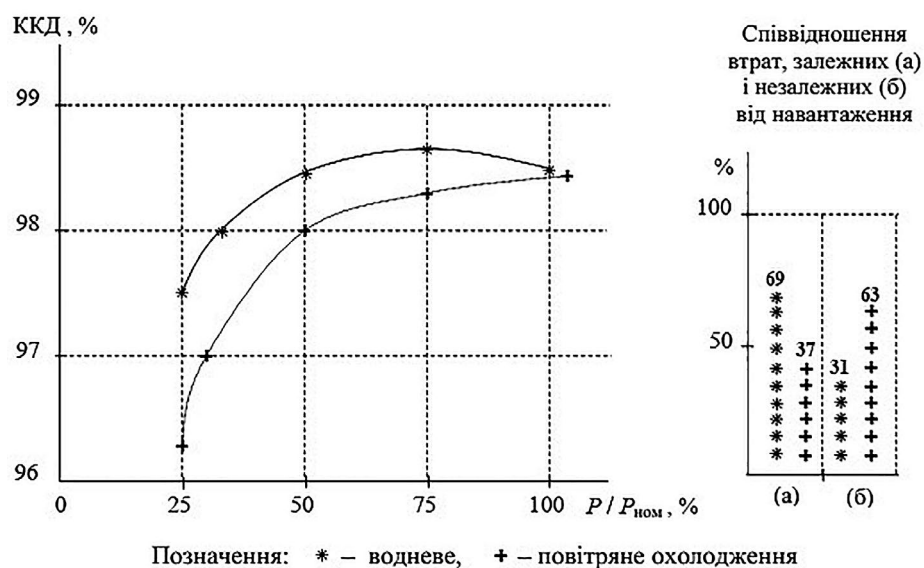


Рис. 2. Залежність ККД ТГ потужністю 150 МВт від навантаження й охолодного середовища

до повітряного охолодження ТГ зі зростанням навантаження ККД підвищується, тобто існує оптимальне співвідношення втрат, яке забезпечує необхідне значення ККД за умов номінального навантаження.

Прикладом машини з оптимальним співвідношенням змінних і постійних втрат є ТГ потужністю 150 МВт із повітряним охолодженням і частотою обертання 3000 об./хв, розміщений на ТЕЦ у Фін-

ляндії [6]. Відповідно до аналізу технічних даних і показників експлуатації ступінь використання матеріалів цього ТГ менше приблизно у 1,5 раза порівняно з аналогічним із водневим охолодженням, але досягнуте співвідношення залежних і незалежних від навантаження втрат дозволило забезпечити рівність ККД обох машин за умов номінального навантаження (рис. 2). У разі зниження навантаження ККД ТГ

з повітряним охолодженням знижується порівняно з ККД аналогічного з водневим охолодженням, оскільки залежні від навантаження втрати для першого ТГ мають величину 37 %, для другого — 69 %.

Водночас існує досвід будівництва АЕС Temelin (Чеська республіка), енергоблоки якої складаються з російської реакторної установки (ВВЕР-1000), турбінного та генераторного устаткування — власного чеського виробництва. У цьому аспекті під час розроблення нового генераторного устаткування для енергоблоків АЕС в Україні має бути максимально використаний вітчизняний промисловий потенціал, насамперед заводу «Електроважмаш».

На цьому заводі була розроблена серія ТГ із повним повітряним охолодженням (опосередкованим — ОС, безпосереднім — ОР, форсованим — осердя статора) одиначної потужності від 120 до 320 МВт [7]. Ще на початку 2010-х рр. були закінчені випробування та відправлений замовнику головний зразок нової уніфікованої серії ТА з повним повітряним охолодженням для парових і газових турбін — ТГ типу ТА-120 потужністю 120 МВт. Проведені випробування підтвердили правильність впровадження нових конструкторських і технологічних рішень, які забезпечили певний тепловий запас конструкції. З причини низького інвестування технічного переобладнання електростанцій України такі розробки заводу «Електроважмаш» на той час були припинені.

Нова серія ТА враховувала можливість розміщення на фундаменти ТГ аналогічної потужності з водневим і воднево-водяним охолодженням, які відпрацювали свій проектний ресурс. Водночас розроблялися ТГ серії ТА з розширеними можливостями регулювання реактивної потужності асинхронного й асинхронізованого типів.

Відповідно до технічного проекту заводу «Електроважмаш» існує можливість розроблення асинхронізованого ТГ серії ТА потужністю 220 МВт із повним повітряним охолодженням, в якому збережені номінальна напруга ОС (15,75 кВ) та основні прив'язувальні до фундаменту розміри ТГ серії ТВВ аналогічної потужності з воднево-водяним охолодженням, що забезпечує розміщення нових ТГ на відповідних енергоблоках АЕС України без необхідності перероблення фундаменту та спряження з турбіною зі збереженням іншого електротехнічного обладнання.

Як приклад, асинхронізований ТГ типу ТАП-220-2 поздовжньо-поперечного збудження дозволяє експлуатацію в режимі недозбудження з коефіцієнтом потужності 0,95 (порівняно з ТВВ-220-2 з коефіцієн-

том потужності 0,985) та має вищі показники надійності: коефіцієнт готовності 0,998 і напрацювання на відмову 27 000 год (порівняно з ТВВ-220-2 — 0,995 і 18 000 год відповідно). Співвідношення складових залежних і незалежних від навантаження втрат у ТГ типу ТАП-220-2 дає змогу забезпечити значення ККД, як і в ТГ типу ТВВ-220-2: частка змінних втрат становить 41 і 70 %, а постійних — 59 і 30 % відповідно, за однакового рівня сумарних втрат (рис. 3). Усе це загалом має важливе значення за можливого розміщення таких ТГ на енергоблоках Рівненської АЕС, оскільки ТГ цієї станції (як і Хмельницької АЕС) вимушено беруть участь у регулюванні частоти, активної та реактивної потужностей в мережі й експлуатуються з підвищеними коефіцієнтами потужності, що погіршує економічні показники та негативно впливає на технічний стан обладнання [3].

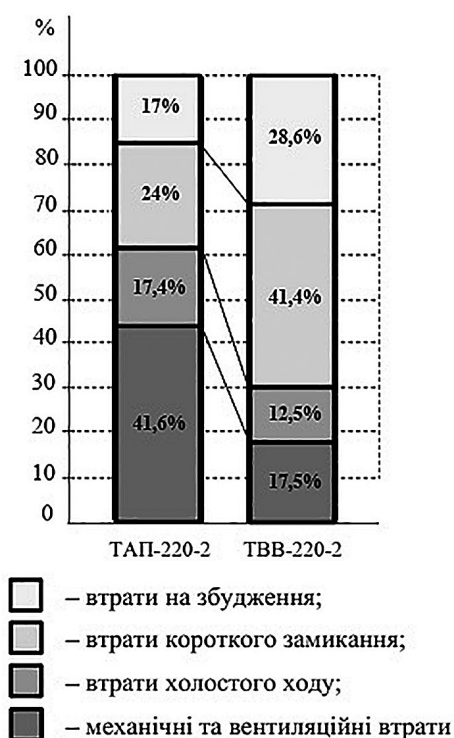


Рис. 3. Розподіл втрат у ТГ із повітряним і воднево-водяним охолодженнями

Заміна синхронних ТГ типу ТВВ-220-2 енергоблоків № 1 і 2 Рівненської АЕС на асинхронізовані типу ТАП-220-2 із діапазоном регулювання реактивної потужності від +200 Мвар до -250 Мвар створює можливість стабілізувати напругу мережі та відмовитися від шунтувальних реакторів відкритого розподільчого устрою 750 кВ (ВРУ-750), а також забезпечити штатні режими експлуатації не тільки ТГ,

а й усього електротехнічного обладнання енергоблоків. Водночас заміна двох (із чотирьох) синхронних ТГ типу ТВВ-220-2 енергоблоків № 1 і 2 Рівненської АЕС (тобто по одному на кожному блоці) забезпечує в межах кожного енергоблоку розділення функцій генерування і споживання реактивної потужності між синхронним і асинхронізованим ТГ, що створює можливість стабілізувати напругу на шинах мережі з одночасним забезпеченням номінального режиму експлуатації інших двох синхронних ТГ типу ТВВ-220-2 (із коефіцієнтом потужності 0,85–0,9) і відмовитися від одного з двох шунтувальних реакторів ВРУ-750. Заміна як усіх чотирьох синхронних ТГ, так і двох підвищує надійність, безпеку й ефективність роботи енергоблоків АЕС за рахунок розширення діапазону регулювання реактивної потужності, знижує витрати на обслуговування, а також сприяє якісному енергозабезпеченню споживачів [9].

Виготовлені на заводі «Електроважмаш» ТГ типу ТГВ-500-4 мають низку конструктивних особливостей, а для охолодження обмоток статора та ротора застосовано найінтенсивніший холодоагент — воду, для охолодження осердя статора — водень із підвищеним тиском. Ці ТГ розроблені як серійні машини, уніфіковані до поперечного перерізу з ТГ типу ТВВ-1000-4 заводу «Електросила» (за часів СРСР існувала тенденція до уніфікації деталей і вузлів для різних типів генераторів). Оскільки для покращення умов охолодження ротор ТГ типу ТВВ-1000-4 має великий діаметр, ротор ТГ типу ТГВ-500-4 не є гранично навантаженим вузлом за умов водяного охолодження його обмотки, тому на етапі технічного проекту розроблювався також варіант водневого охолодження ОР за однакових габаритів ТГ. Під час експлуатації спостерігалася низка пошкоджень через розгерметизацію тракту статора та ротора, водночас наявність водню в корпусі підвищувала імовірність розгерметизації ущільнень і витікання в картери підшипників. Система водяного охолодження ОР спричиняла найбільше порушень в роботі.

Фахівцями заводу «Електроважмаш» була запропонована модернізація конструкції ТГ типу ТГВ-500-4, цільовими функціями якої на першому місці були надійність і пожежобезпека, а не розрахункове значення ККД — відмова від водневого охолодження з мінімальною кількістю вузлів, які охолоджуються водою. Оскільки на той час рівень технологій не дозволяв виконання ОС із безпосереднім повітряним охолодженням для ТГ потужністю 500 МВт і напругою 20 кВ, найпростішим рішенням

було переведення наявних ТГ типу ТГВ-500-4 на охолодження стиснутим повітрям усіх вузлів крім ОС. Запропоновано два варіанти (етапи) модернізації з можливістю визначення необхідності виконання другого варіанта (етапу) після реалізації робіт і всебічних випробувань ТГ, модернізованого відповідно до першого етапу.

Перший найекономічніший варіант модернізації ТГ (ТГВ-500-4М1) передбачав дороблення конструкції ротора та його обмотки з метою переведення на безпосереднє повітряне охолодження, а також удосконалення статора для можливості охолодження його осердя повітрям із підвищеним тиском у корпусі. Оскільки на першому етапі модернізації з причини вдосконаленої конструкції використовується деяке електромагнітне недовантаження ротора, очікувався підвищений нагрів осердя статора в межах допустимих значень. Тому другий варіант модернізації ТГ (ТГВ-500-4М2) передбачає заміну статора на досконалішу конструкцію як відповідно до системи охолодження, так і схеми обмотки з використанням модернізованого на першому етапі ротора.

Перший етап модернізації забезпечує можливість повітряного охолодження ОР і осердя статора, що, з одного боку, знижує ККД ТГ, а з іншого — надає значні переваги: підвищення надійності, пожежо- і вибухобезпеки, а також зниження витрат на обслуговування та ремонт. Заміна водню для статора та води в роторі на повітря дає можливість відмовитись від газомасляної системи, ущільнення вала, повністю вилучити ненадійні ущільнювальні резинові кільця, знизити вологість газу в корпусі, спростити конструкцію ущільнень корпусу і за рахунок цього застосувати негорюче масло ВМТІ. Завдяки другому етапу модернізації досягається зниження робочої температури обмоток статора та ротора на 15–20 °С, а також підвищення ККД ТГ на 0,15–0,2 %.

Така модернізація була запропонована заводом «Електроважмаш» для ТГ типу ТГВ-500-4 на блоці № 5 Нововоронезької АЕС (Росія) за однакових габаритів машини.

Можливість успішної модернізації базується на таких передумовах.

Ротор ТГ типу ТГВ-500 завдяки великим активним розмірам на основі вдосконалення конструкції можливо надійно виконати з безпосереднім повітряним охолодженням за умов збереження необхідної міцності його бочки. Заводом «Електроважмаш» було розроблено й апробовано оптимальні схеми повітряного охолодження осердя статора і ОР для потужних

машин, які забезпечують мінімальні втрати на тертя та вентиляцію. Випробування під навантаженням на Екібастузьській державній районній електростанції (ДРЕС, Казахстан) «швидкохідного» ТГ типу ТГВ-500-2 (2 полюси на роторі та частота обертання 3000 об./хв) із охолодженням осердя статора стислим повітрям замість водню підтвердили правильність технічних рішень, які згодом були покладені в основу робочого проекту нового «тихохідного» ТГ типу ТГВ-500-4 (4 полюси на роторі та частота обертання 1500 об./хв) із повітряно-водяним охолодженням для Слов'янської ДРЕС. Тому успішність використання повітряного охолодження для ТГ типу ТГВ-500-4 обумовлена насамперед «тихохідністю» і відносно низьким ступенем використання матеріалів за умов водяного охолодження ОР (питоме використання активної зони ТГ типу ТГВ-500-4 у 1,6 раза менше, ніж ТГ типу ТВВ-1000-4 із водневим охолодженням ОР за однакових їхніх діаметрів, тобто «модельна» потужність ТГВ-500-4 повинна бути близько 800 МВт).

Для виконання вимог розміщення на наявний фундамент основні розміри нового ТГ мають бути наближеними до основних розмірів ТГ, що замінюється. За таких умов і певних технологічних доробок навіть у разі різного конструктивного виконання новий ТГ установлюється на наявний фундамент. Основні параметри дво- та чотириполюсних ТГ типу ТГВ потужністю 500 МВт порівняно з дво- та чотириполюсними ТГ типу ТВВ потужністю 1000 МВт наведено в табл. 2.

Чотириполюсні ТГ типу ТВВ-1000 виконані на основі конструкції двополюсних відповідної серії, але з іншою кількістю неявних полюсів ротора. Діаметр ротора «тихохідного» ТГ більший, ніж діаметр ротора «швидкохідного», що дало можливість скоротити відносну довжину. Проте більший діаметр ротора не зумовлює збільшення зовнішнього діаметра та маси осердя статора, оскільки за рахунок чотириполюсної конструкції ротора зменшення магнітного потоку на полюс дозволяє знизити висоту ярма осердя. Як результат, зовнішній діаметр чотириполюсного ТГ типу ТВВ-1000 не набагато більший, ніж двополюсного відповідної серії. Зі свого боку, зовнішній діаметр ТГ типу ТВВ-1000-4 не набагато більший, ніж ТГ типу ТГВ-500-4, також це стосується і двополюсних ТГ типів ТВВ і ТГВ відповідних потужностей. Діаметр ротора ТГ типу ТГВ-500-4 заводу «Електроважмаш» рівний діаметру ротора ТГ типу ТВВ-1000-4 заводу «Електросила», а діаметр ротора ТГ типу ТГВ-500-2 не набагато менший, ніж ТГ типу ТВВ-1000-2. Найбільша розбіжність основних розмірів ТГ типів ТГВ і ТВВ із потужностями 500 і 1000 МВт відповідно, за активною довжиною статора (близько 1 м). Цю обставину дещо спрощує те, що активна довжина статора ТГ типу ТГВ менша (а не більша) за цю довжину ТГ типу ТВВ. Крім цього, номінальна напруга ТГ типу ТГВ потужністю 500 МВт становить 20 кВ, а ТГ типу ТВВ потужністю 1000 МВт — 24 кВ, що зумовлює необхідність іншого електротехнічного обладнання під час заміни.

Таблиця 2. Основні параметри ТГ типів ТГВ і ТВВ потужностями 500 і 1000 МВт

Параметри	Тип ТГ			
	ТГВ-500-2	ТВВ-1000-2	ТГВ-500-4	ТВВ-1000-4
Номінальна активна потужність, МВт	500	1000	500	1000
Номінальна напруга статора, кВ	20	24	20	24
Номінальний струм статора, А	17 000	26 760	17 000	26 760
ККД, %	98,72	98,89	98,60	98,80
Номінальний коефіцієнт потужності	0,85	0,9	0,85	0,9
Частота обертання, об./хв	3000	3000	1500	1500
Діаметр розточки осердя, м	1,32	1,4	1,94	1,97
Діаметр ротора, м	1,12	1,2	1,8	1,8
Активна довжина статора, м	6,2	7,1	5,5	6,6
Діаметр ярма статора, м	2,725	2,95	3,157	3,28

З урахуванням структури енергоблоку (реактор із технологічно з'єднаними двома гілками перетворення теплової енергії в електричну, кожна з яких розрахована на половину електричної потужності реактора) – необхідність двох ТГ потужністю 500 МВт замість одного ТГ потужністю 1000 МВт, а також зважаючи на кількість енергоблоків в Україні, які експлуатуються з реакторами типу ВВЕР-1000, така реконструкція потребує значних фінансових витрат, трудових затрат і часу. З одного боку, таку реконструкцію можливо реалізовувати поетапно (почергово на кожному енергоблоці), а з іншого – складнощі її реалізації відшкодовуються такими перевагами:

- застосування двох паралельних ланок половинної потужності дає змогу проводити ремонтні роботи на кожній з них незалежно від іншої без зупину реактора;

- за умов виникнення аварії в електричній частині будь-якої ланки усувається необхідність глибокого розхолодження реактора, достатньо лише знизити його потужність;

- підвищується коефіцієнт використання встановленої потужності енергоблоку;

- наявним є постійний оперативний резерв.

Основним стратегічним напрямом розвитку енергетики й вітчизняного електромашинобудування має бути максимально можливе забезпечення потреб електроенергетичного комплексу за рахунок розроблення та виробництва власного обладнання. За умов належного фінансування й оптимального використання вітчизняного промислового потенціалу на основі набутого досвіду проектування потужностей генерування можлива реалізація власного виробництва пожежо- та вибухобезпечних ТГ для енергоблоків АЕС. Відповідно до висновку фахівців заводу «Електроважмаш» з урахуванням певного теплового запасу конструкції ТГ серії ТА рівень технологій і впровадження розроблених систем повітряного охолодження для активних частин потужних електричних машин дають змогу підвищити одиничну потужність ТГ із повним повітряним охолодженням до 500-560 МВт, у тому числі з розширеними можливостями регулювання реактивної потужності асинхронного й асинхронізованого типів [10]. Відтак у майбутньому існує перспектива заміни модернізованих ТГ серії ТГВ потужністю 500 МВт із повітряно-водяним охолодженням на сучасніші ТГ серії ТА аналогічної потужності із повним повітряним охолодженням за умов збереження основних геометричних розмірів для розміщення на наявних фундаментах. Зі свого боку, це створює передумо-

ви для реалізації енергоблоку АЕС, що складається з ядерного реактора ВВЕР-1000 та приєднаних до нього двох паралельних ланцюгів перетворення енергії, кожен із яких розрахований на половину електричної потужності реактора, в одному з ланцюгів встановлено синхронний, а в іншому – асинхронізований ТГ.

Отже, Україна має технічні можливості для заміни ТГ енергоблоків АЕС на інші, в системі охолодження яких відсутній водень. З урахуванням фактичної одиничної потужності енергоблоків АЕС України та вітчизняного рівня техніки, виробничого й експлуатаційного досвіду можна рекомендувати такі типи ТГ для заміни діючих:

- замість дво полюсних ТГ серії ТВВ потужністю 220 МВт із воднево-водяним охолодженням – встановлення дво полюсних ТГ серії ТА аналогічної потужності з повним повітряним охолодженням і розширеними можливостями регулювання реактивної потужності (без необхідності перероблення фундаменту та спряження з турбіною зі збереженням іншого електротехнічного обладнання); структура енергоблоків АЕС потужністю 440 МВт залишається незмінною: ядерний реактор ВВЕР-440 та приєднані до нього два паралельні ланцюги перетворення енергії, кожен із яких розрахований на половину електричної потужності реактора (за принципом «дубль-блоків»);

- замість дво- та чотириполюсних ТГ серії ТВВ потужністю 1000 МВт із воднево-водяним охолодженням – встановлення модернізованих дво- та чотириполюсних ТГ типу ТГВ потужністю 500 МВт із повітряно-водяним охолодженням (та необхідністю перероблення фундаменту і спряження з турбіною, а також заміною іншого електротехнічного обладнання); структура енергоблоків АЕС потужністю 1000 МВт реконструюється відповідно до принципу роботи «дубль-блоків»;

- надалі існує перспектива замінити модернізовані ТГ типу ТГВ потужністю 500 МВт із повітряно-водяним охолодженням на сучасніші ТГ серії ТА аналогічної потужності з повним повітряним охолодженням і розширеними можливостями регулювання реактивної потужності (без необхідності перероблення фундаменту та спряження з турбіною зі збереженням іншого електротехнічного обладнання); структура енергоблоків АЕС потужністю 1000 МВт залишається незмінною (за принципом «дубль-блоків»).

Необхідно підкреслити, що за сучасних умов періодичних обстрілів енергетичних об'єктів України з боку країни-агресора, пожежо- та вибухобезпека електричних станцій набуває особливого значення.

Висновки

На сьогодні більшість ТГ енергоблоків АЕС України відпрацювала чи наблизилась до закінчення свого робочого ресурсу. Конструкції ТГ є застарілими, а технічний стан не відповідає сучасним вимогам з ефективності, надійності та маневреності. Накопичений вітчизняний досвід експлуатації та досліджень потужних генераторів, застосування вдосконалених матеріалів і систем охолодження створюють можливість розроблення ТГ із повітряно-водяним і повним повітряним охолодженням потужністю 220–500 МВт і вище для заміни ТГ із воднево-водяним охолодженням енергоблоків АЕС, у тому числі з розширеними можливостями регулювання реактивної потужності асинхронного й асинхронізованого типів, що дає змогу підвищити ефективність станцій та забезпечити пожежо- та вибухобезпеку машинних залів.

Генератори з повітряним охолодженням характеризуються надійністю роботи, простотою конструкції та обслуговування, а габарити і маса можуть несуттєво відрізнятися від аналогічних із водневим охолодженням. Високе значення ККД забезпечується завдяки зниженню змінних втрат (короткого замикання та збудження — завдяки меншому значенню густини струму) за дещо підвищених постійних втрат (холостого ходу та механічних). Тому ККД генераторів із повітряним охолодженням, як правило, або дещо нижче (на 0,1–0,3 %), або знаходиться на рівні вже досягнутому в машинах з іншими системами охолодження.

Застосування двох паралельних ланок половинної потужності у структурі енергоблоків підвищує надійність і коефіцієнт використання встановленої потужності, а розміщення в одному з ланцюгів асинхронізованого ТГ підвищує безпеку й ефективність роботи АЕС за рахунок розширення діапазону регулювання реактивної потужності, знижує витрати на обслуговування, а також сприяє якісному енергозабезпеченню споживачів.

Список використаної літератури

1. Хуторецкий Г. М. Проектирование турбогенераторов / Г. М. Хуторецкий, М. И. Токов, Е. В. Толвинская. – Ленинград : Энергоатомиздат, 1987. – 256 с.
2. Хвалін Д. І. Актуальність і технічні можливості відмови від водневого охолодження турбогенераторів атомних електростанцій / Д. І. Хвалін // Ядерна енергетика та довкілля. – 2024. – № 2 (30). – С. 23–30.

3. Хвалін Д. І. Особливості експлуатації турбогенераторів атомних електростанцій України / Д. І. Хвалін // Ядерна енергетика та довкілля. – 2024. – № 1 (29). – С. 13–22.
4. Розвиток наукових засад та розробка засобів підвищення показників безвідмовності потужних турбо- і гідроенергетиків (Звіт № ДР 0214U 005180). – Київ : ІЕД НАН України, 2018. – 245 с.
5. Khvalin D. I. A brief overview for main stages of technological progress in turbogenerator construction / D. I. Khvalin, S. A. Dovydkov // Colloquium-journal. – 2023. – № 3 (162). – Р. 33–37.
6. Khvalin D. I. Diagnostic and monitoring of generators power plants / D. I. Khvalin. – Boston, USA : Primedia eLaunch LLC, 2023. – 131 p.
7. Створення нових типів та модернізація діючих турбогенераторів для теплових електричних станцій / Ю. В. Зозулін, О. Є. Антонов, В. М. Бичік [та ін.]. – Харків : ПФ «Колегіум», 2011. – 228 с.
8. Кенсичкий О. Г. Надійність генеруючого обладнання та перспективи розвитку атомної енергетики в Україні / О. Г. Кенсичкий, Г. М. Федоренко // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. – 2016. – Вип. 26. – С. 69–74.
9. Кенсичкий О. Г. Безопасность, надежность и эффективность эксплуатации электротехнического и электроэнергетического оборудования блоков АЭС / О. Г. Кенсичкий, А. А. Ключников, Г. М. Федоренко. – Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2009. – 240 с.
10. Кобзар К. О. Методи і засоби створення та комплексної повузлової модернізації турбогенераторів потужністю 150–300 МВт : дис. ... канд. техн. наук: 05.09.01 / К. О. Кобзар. – Київ : ІЕД НАН України, 2015. – 216 с.

D. I. Khvalin

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

Technical Possibilities for Replacement of Turbogenerators at Ukrainian Nuclear Power Plants

Taking into account the reliability and economy of manufacturing designs for different power turbogenerators, the permissible limits of application for their cooling systems is determined. It is shown that the increase in turbogenerator power with increasing degree of material use occurs not only due to new auxiliary systems for cooling intensification, but also due to a

design complication of the main units, accompanied by the appearance of specific defects of these units inherent in the presence of a certain cooling system. Based on the analysis of operational data, indicators of reduced reliability of turbogenerators using more complex design solutions for cooling intensification are obtained. The achievements of modern electrical engineering industry in developing high-power energy equipment with direct water cooling of windings and active steel have created opportunities for improving generators design with air and air-water cooling based on the use of the most effective direct cooling systems, new types of insulation with increased mechanical and electrical strength, electrical steel with reduced specific losses, modern structural materials. Technical possibilities for replacement of turbogenerators at nuclear power plant units in Ukraine with domestically manufactured ones with non-hydrogen cooling system that allow increasing reliability of power plants and ensuring fire and explosion safety in engine rooms is scientifically substantiated.

Keywords: nuclear power plant, power unit, powerful turbogenerator, design, cooling system, reliability, safety.

References

1. Hutoreskiy G. M., Tokov M. I., Tolvinskaya Ye. V. (1987). *Proyektirovaniye turbogeneratorov* [Turbogenerators design]. Leningrad: Energoatomizdat, 256 p. (in Rus.)
2. Khvalin D. I. (2024). Actuality and technical possibility of refusal of turbogenerators hydrogen cooling of nuclear power plants. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 30, no. 2, pp. 23–30. (in Ukr.)
3. Khvalin D. I. (2024). The operation features of nuclear power plants turbogenerators of Ukraine. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 29, no. 1, pp. 13–22. (in Ukr.)
4. *Development of scientific bases and elaboration of means for increase the faultless indicators of powerful turbo- and hydro-generators*. Report no. DR0214U 005180. Kyiv: The Institute of Electrodynamics, NAS of Ukraine, 2018, 245 p. (in Ukr.)
5. Khvalin D. I., Dovydkov S. A. (2023). A brief overview for main stages of technological progress in turbogenerator construction. *Colloquium-journal*, vol. 162, no. 3, pp. 33–37.
6. Khvalin D. I. (2023). *Diagnostic and monitoring of generators power plants*. Boston, USA: Primedia eLaunch LLC, 131 p.
7. Zozulin Yu. V., Antonov O. Ie., Bychik V. M., et al. (2011). *Stvorennia novykh typiv ta modernizatsiia diiuchykh turboheneratoriv dlia teplovykh elektrychnykh stantsii* [The creation of new types and modernization of operating turbogenerators for thermoelectric power plants]. Kharkiv: PF Kolehium, 2011. 228 p. (in Ukr.)
8. Kensytskyi O. G., Fedorenko G. M. (2016). Reliability of generating equipment and prospects for development of nuclear power engineering in Ukraine. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 26, pp. 69–74. (in Ukr.)
9. Kensytskyi O. G., Klyuchnikov A. A., Fedorenko G. M. (2009). *Bezopasnost', nadezhnost' i effektivnost' ekspluatatsii elektrotekhnicheskogo i elektroenergeticheskogo oborudovaniya blokov AES* [Safety, reliability and efficiency of operation of electrotechnical and electric power equipment of NPP units]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 240 p. (in Rus.)
10. Kobzar K. O. *Metody i zasoby stvorenniya ta kompleksnoyi povuzlovoyi modernizatsiyi turboheneratoriv potuzhnistyu 150–300 MVt* [Methods and agents for manufacturing and unit modernization of turbogenerators rated 150–300 MW (PhD Dissertation)]. Kyiv: The Institute of Electrodynamics, NAS of Ukraine, 2015. 216 p. (in Ukr.)

Надійшла / Received 15.02.2025

Рекомендована до друку / Accepted 16.06.2025

С. П. Ладан^{1,2}, В. І. Борисенко^{1,2}¹ Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна² Київський академічний університет, бульв. Академіка Вернадського, 36, Київ, 03142 Україна

Методи розрахунків залишкового енерговиділення опроміненого ядерного палива відповідно до міжнародних стандартів ISO 10645/ANS-5.1

Ключові слова:

залишкове енерговиділення,
опромінене ядерне паливо,
SCALE,
COY НАЕК 099:2023,
ISO 10645:2022,
ANSI/ANS-5.1-2014

Досліджено методи розрахунку залишкового енерговиділення опроміненого ядерного палива згідно з міжнародними стандартами ISO 10645:2022 та ANS-5.1:2014. Залишкове енерговиділення, що виникає внаслідок розпаду продуктів поділу та трансуранових елементів, є критично важливим параметром для безпечного зберігання, транспортування та поводження з відпрацьованим ядерним паливом. Проведено порівняльний аналіз моделей залишкового енерговиділення: аналітичних розрахунків згідно з ISO/ANS, стандарту COY НАЕК 099:2023, а також чисельного моделювання з використанням коду SCALE. Результати свідчать про високу точність ISO/ANS-моделей (розбіжність менше 5 % у проміжку 10–1200 діб після зупину реактора) порівняно з результатами моделювання в SCALE. Визначено, що використання у стандарті COY НАЕК 099:2023 фіксованої питомої потужності ядерного палива 40 МВт/т U призводить до спрощень, які не враховують особливостей експлуатації та вигорання палива, що в результаті знижує точність розрахунків. Показано, що ISO/ANS-моделі з використанням сучасного обчислювального середовища забезпечують оперативні, точні та адаптивні розрахунки без потреби в деталізованих вихідних даних. Це дозволяє рекомендувати їх до впровадження в системах внутрішньореакторного контролю ВВЕР та в нормативно-технічних документах ядерної галузі України як більш точний та сучасний інструмент оцінки характеристик відпрацьованого ядерного палива.

Вступ

Залишкове енерговиділення (ЗЕ) опроміненого/відпрацьованого ядерного палива (ОЯП/ВЯП) визначається радіоактивним розпадом продуктів поділу і трансуранових ізотопів. Основна частина ЗЕ (у перші ~10 років з моменту припинення опромінення ВЯП) визначається енергією β - і γ -випромінювання продуктів поділу. Частка в загальному ЗЕ від розпаду трансуранових ізотопів збільшується після зупину ядерного реактора з ~0,01 до ~1 % протягом року

зберігання ВЯП і до визначальної ~90 % протягом ~200 років.

Для ядерного реактора «на потужності» частка ЗЕ в загальному енерговиділенні ОЯП становить до ~7 %. Після зупину ядерного реактора ЗЕ визначає тепловий стан ОЯП/ВЯП. Для безпечного поводження з ОЯП/ВЯП необхідно враховувати їхні радіаційні характеристики, до яких належать активність і ЗЕ.

У роботі проведено порівняння значень ЗЕ ОЯП/ВЯП, визначеного відповідно до стандарту COY НАЕК 099:2023 [1] і на основі моделювання в коді

© С. П. Ладан, В. І. Борисенко, 2025. Ліцензія CC BY 4.0

SCALE [2]; розглянуто обмеження застосування стандарту COY НАЕК 099:2023 [1]; для оперативного визначення ЗЕ ОЯП/ВЯП запропоновано модель визначення ЗЕ ОЯП/ВЯП відповідно до ISO 10645:2022 [3] та ANS-5.1:2014 [4].

Залишкове енерговиділення

Відповідно до визначення ISO 10645:2022 [3] потужність ЗЕ ядерного палива — це теплова потужність, що утворюється в результаті радіоактивного розпаду продуктів поділу та активації ядерного палива. На відміну від енергії поділу ядерного палива його ЗЕ продовжується й після зупину ядерного реактора.

Після зупину ядерного реактора (припинення самопідтримувальної ланцюгової реакції поділу) в ОЯП наявні певні компоненти та продовжують відбуватись ядерні процеси, які є джерелом виділення теплової енергії [5, 6].

Відповідно до ядерних процесів, що відбуваються в паливі та конструкційних елементах теплової збірної (ТВЗ) після опромінення, джерела генерації тепла будуть такі:

- продукти поділу;
- важкі елементи — актиноїди;
- поділи, викликані нейтронами, що запізнюються;
- спонтанний поділ;
- конструктивні матеріали та елементи корпусу реактора.

У процесі опромінення уранового палива трансуранові елементи синтезуються внаслідок реакцій захоплення (n, γ) на ядрах палива та їхніх похідних, а також реакцій ($n, 2n$) та (n, p), імовірність яких значно нижча й часто не враховується під час розрахунків ЗЕ ядерного палива.

Після зупину реактора в паливі присутня велика кількість різноманітних трансуранових елементів, які є джерелом α -, β -, γ -випромінювання і відповідно генерації теплової енергії. Визначально, що для реакторів на UO_2 паливі в перші дні після зупину основний внесок у ЗЕ актиноїдів дають ^{239}U та ^{239}Np .

Експериментальне визначення ЗЕ ядерного палива

Експериментальне визначення ЗЕ є комплексним завданням, що потребує врахування багатьох факторів для її реалізації. Потреби в точності та деталізації для вимірювання ЗЕ різні для різних періодів

часу після зупину опромінення. Експерименти з вимірювання ЗЕ ОЯП можна розділити на дві великі групи: експерименти з вимірювання ЗЕ конкретного продукту поділу та експерименти з вимірювання сумарного ЗЕ всієї ТВЗ або її частини.

Експерименти з визначення часткового енерговиділення від різних нуклідів почалися в 1940-х роках та продовжуються і сьогодні. Вимірювання проводяться на невеликих опромінених зразках, для яких вимірюють внесок γ -квантів та β -частинок (в основному спектрометричними методами) або їхній сумарний внесок в енерговиділення кожного конкретного нукліда за допомогою калориметрів. Слід відзначити, що дані експериментів відіграють критично важливу роль у створенні математичних моделей розрахунку ЗЕ, як показано в [7]. Дані напрацьованих експериментів консолідовані та систематизовані в рамках проекту «Компіляція експериментів з ядерними даними для визначення характеристик випромінювання» (ConDERC) [8] та призначені для верифікації та валідації розрахункових кодів, у тому числі й для ЗЕ. Збірка даних (систематизована МАГАТЕ бібліотека експериментальних даних щодо ядерних процесів та констант – енергій, сталих розпаду та ін.) складається, зокрема, з даних експериментів вимірювання енергій поділу. Додатково для кожного з експериментальних даних збірка має розрахункові значення ORIGEN коду SCALE релізу 6.1.3, що дає змогу проводити оперативний аналіз отриманих даних.

Калориметричний метод використовується у сховищах зберігання ВЯП та відображає результати сумарного ЗЕ для значних періодів часу (від одиниць до кількох десятків років). Конструкція використовуваних калориметрів та постановка експериментів є високотехнологічним та дороговартісним завданням, тому кількість таких установок у світі обмежена. На час написання роботи можна виділити три значних набори результатів вимірювання, які часто використовуються для валідації математичних моделей розрахунків ЗЕ ВЯП, що були отримані в експериментах на випробувальних майданчиках: Hanford Engineering Development Laboratory (HEDL), США; General Electric Morris Operation (GE-Morris), США; Swedish Nuclear Fuel Waste Management Company (SKB), Швеція. Детальні дані наведено в табл. 1.

Окремо варто відзначити проведений у 2007–2008 рр. експеримент MERCI з вимірювання ЗЕ паливного стрижня UO_2 дослідницького PWR реактора OSIRIS на базі Комісаріату атомної енергетики

Таблиця 1. Експериментальне визначення ЗЕ калориметричним методом опромінених ТВЗ

Місце проведення експерименту	Тип реактора	Збагачення палива, %	Вигорання, МВт · д/кгU	Час охолодження, рік
HEDL	PWR	2,5	26–28	2–6
GE-Morris	PWR	3,4	32–39	4
GE-Morris	PWR	3,9–4,0	27–32	3–8
GE-Morris	BWR	2,3	9–21	10–11
GE-Morris	BWR	1,1–2,5	12–28	2–7
GE-Morris	BWR	2,1	5	8
SKB	PWR	3,1–3,3	34–51	16–27
SKB	PWR	2,1–3,4	20–47	13–26
SKB	BWR	2,3–2,9	21–45	13–24
SKB	BWR	2,2–2,9	15–47	12–27
SKB	BWR	2,1–3,0	20–38	11–15
SKB	BWR	2,3–3,2	20–41	11–25

Франції. Опромінений паливний стрижень з вигоранням $3,5 \text{ ГВт} \cdot \text{д/т U}$ був переміщений у спеціальний калориметр, де і відбувалось вимірювання ЗЕ протягом часу від 27 хв (26 хв необхідно для переміщення паливного стрижня в калориметр) до 42 діб. Друга ітерація експерименту проводилась із паливом типу МОХ. Порівняння експериментальних даних з розрахунковими показали дуже гарну збіжність [10].

Методи розрахунку залишкового енерговиділення

Метод простої формули. Історично, починаючи з 1940-х років, проводилось напрацювання даних вимірювання енерговиділення опромінених зразків (в основному природного урану). Простий у розрахунку метод відповідно до викладок Вігнера та Вая в [11] (розглядає продукти поділу як певну статистичну систему та аналізує їхнє сумарне випромінювання, на відміну від більш точного методу, який розглядає суму випромінювань від кожного типу продуктів поділу) можна відобразити у вигляді формули

$$\frac{P_S}{P_0} = A [T_S^{-C} - (T_0 + T_S)^{-C}], \quad (1)$$

де T_S — час від моменту зупину ядерного реактора, с; T_0 — час роботи реактора, с; P_S — рівень теплової потужності (ЗЕ) після зупину; P_0 — рівень теплової потужності протягом роботи реактора; A , C — константи.

Пізніше, враховуючи недоліки статичного підходу та неузгодженість з певними експериментальними результатами для початкових періодів та великих значень часу після зупину, коли значна частина енергії залежить від випромінювання кількох типів нуклідів, у [12] було запропоновано поправочні коефіцієнти до формули (1), які враховують залишкове енерговиділення нуклідів ^{239}U та ^{239}Np , і розрахунки добре узгоджувались з тогочасними експериментальними даними:

$$\frac{P_S}{P_0} = 0,1 [(T_S + 10)^{-0,2} - 0,87 (T_S + 2 \cdot 10^7)^{-0,2}] - 0,1 [(T_S + T_0 + 10)^{-0,2} - 0,87 (T_S + T_0 + 2 \cdot 10^7)^{-0,2}]. \quad (2)$$

Методи простих формул досить добре підходять для оцінки ЗЕ, особливо на початкових етапах (кілька діб) після зупину реактора, коли вплив історії навантаження реактора несуттєвий. Проте зі збільшенням часу після зупину реактора історія навантаження відіграє все більш суттєве значення, тому в більш точних і сучасних методах вона безперечно враховується для отримання точних результатів.

Метод сумування. Оскільки з розвитком технологій ядерної енергетики рівні збагачення палива та рівні його вигорання збільшувались, внесок актиноїдів у ЗЕ збільшувався, методів простих формул було недостатньо для точного розрахунку ЗЕ.

Серед різних методів моделювання ЗЕ радіоактивного ядерного палива після його опромінення метод сумування вважається найбільш універсальним

і комплексним. Хоча прості напівемпіричні формули, описані раніше, широко використовувалися в минулому та прийнятні для оцінки, відповідно до сучасного рівня розвитку обчислювальних можливостей поступаються місцем методу сумування.

Цей метод забезпечує повноту розрахунків завдяки врахуванню внеску всіх нуклідів, що беруть участь у процесі розпаду, включаючи актиноїди в ядерному паливі, а також продукти поділу та активації. Незважаючи на свою простоту, для його застосування необхідне точне знання великої кількості ядерних параметрів, таких як енергії β -електронів, γ -квантів та констант радіоактивного розпаду.

Відповідно до [13] продукти поділу включають усі нукліди, чиє походження можна відстежити назад до події поділу в реакторі (може бути статистично розраховано у відповідний момент часу відповідно до ядерних процесів, які відбуваються в реакторі). За відсутності механізму захоплення нейтронів кількість продуктів поділу обмежувалася б кількома сотнями, що відповідало б імпульсу поділу. Завдяки захопленню це число зростає приблизно до 1000 нуклідів, що, у свою чергу, веде до збільшення кількості рівнянь. Рівняння мають такий вигляд:

$$\begin{aligned} \frac{dN_i(t)}{dt} = & \sum_l Y_{il} \langle \sigma_{fl} \rangle \varphi(t) N_l(t) + \\ & + \sum_j [\langle \sigma_{ji} \rangle \varphi(t) + B_{ji} \lambda_j] N_j(t) - \\ & - [\langle \sigma_i \rangle \varphi(t) + \lambda_i] N_i(t), \end{aligned} \quad (3)$$

де $N_i(t)$ — концентрація продукту поділу i в момент часу t ; Y_{il} — прямий вихід нукліда i з нукліда поділу палива l ; $\langle \sigma_{fl} \rangle$ — мікропереріз поділу нукліда палива l , усереднений за спектром енергії нейтронного потоку; $\varphi(t)$ — нейтронний потік у момент часу t ; $N_l(t)$ — концентрація паливного нукліда l в момент часу t ; $\langle \sigma_{ji} \rangle$ — середній мікропереріз поділу нукліда j для трансмутації в нуклід i ; B_{ji} — коефіцієнт розгалуження перетворення нукліда i в нуклід j ; λ_j — постійна розпаду нукліда j ; $N_j(t)$ — концентрація паливного нукліда j в момент часу t ; $\langle \sigma_i \rangle$ — мікропереріз поглинання нукліда i , усереднений за спектром енергії нейтронного потоку; λ_i — постійна розпаду нукліда i .

Рівняння (3) описують процеси для «точкового реактора», тобто не прийнято до уваги просторовий розподіл нейтронного потоку $\varphi(t)$ або концентрацій N_i чи N_l . Для практичного застосування вихід, поперечні перерізи та потік зазвичай аналізуються

для будь-якого реактора з тепловим або швидким спектром нейтронів із відповідним усередненням параметрів.

Початкові умови: $N_i(0) = N_{0i}$, $N_i = N_j = 0$.

Таким чином, розв'язання цих рівнянь потребує інформації щодо нейтронного потоку $\varphi(t)$, який може визначатись як постійна, що залежить від часу роботи на певній потужності; визначений чи оцінений іншими моделями чи розрахований іншим обраним методом.

Потужність при відомих кінетичних енергіях для β -частинок та γ -квантів для кожного з продуктів поділу N_i може бути розрахована як для процесу роботи, так і після зупини опромінення, має такий вигляд:

$$P_\beta(t) = \sum_i E_{\beta i} \lambda_i N_i(t), \quad (4)$$

$$P_\gamma(t) = \sum_i E_{\gamma i} \lambda_i N_i(t), \quad (5)$$

$$P_d(t) = \sum_i (E_\beta + E_\gamma)_i \lambda_i N_i(t). \quad (6)$$

Як впливає з вищевказаного, точність цього методу визначається якістю даних ядерних бібліотек, прийнятими моделями визначення чи розрахунку інших складових рівнянь (3). Серед методів, які частіше всього використовуються для розв'язання формули (3), треба виділити матричний експоненціальний метод та рішення шляхом послідовного застосування рівнянь типу Бейтмена. Детальний розгляд даних методів виходить за рамки завдань цієї статті.

Метод сумування враховує окремі спектри для β - та γ -енергій, відповідні ядерні бібліотеки даних використовуються. Слід окремо звернути увагу на ефект Пандемонію, описаний у [9]. Стандартні експерименти з визначення схем γ -розпаду за допомогою Ge(Li) детекторів приводили до помилок, пов'язаних із фізичними обмеженнями детекторів.

Стандарти з визначення ЗЕ опроміненого ядерного палива. У процесі розвитку експериментів та методів розрахунку нормативні стандарти, що регламентують визначення ЗЕ, також розвивались. Серед стандартів DIN 25463, JAERI-M, ANS-5.1, ISO 10645 у цій роботі розглянуто останні два в редакціях 2022 та 2014 рр. відповідно, як найбільш актуальні та релевантні для можливого застосування в Україні. Стандарти ANS-5.1:2014 та ISO 10645:2022 мають аналогічні методи розрахунку, проте дещо

відрізняються в позначеннях. Для однорідності викладок у цій роботі будуть використовуватись позначення ISO 10645:2022.

За ISO 10645:2022 розрахунок залишкового енерговиділення опроміненого палива реакторів LWR на паливі UOX протягом часу до 10^9 с проводиться за такими формулами:

$$P_N(t, T) = P_S(t, T) + P_B(t, T) + P_A(t, T) + P_{Cs}(t, T) + P_E(t, T), \quad (7)$$

де P_S — потужність ЗЕ продуктів поділу (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu);

$$P_S(t, T) = \sum_{i=1}^4 \sum_{k=1}^m \left\{ \frac{P_{ik}}{Q_i} \sum_{j=1}^{23} \left[\frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} (1 - e^{-\lambda_{ij}T_k}) e^{-\lambda_{ij}t_k} \right] \right\}, \quad (8)$$

де P_B — внесок ^{239}U , ^{239}Np ; P_A — внесок інших актиноїдів (крім ^{239}U , ^{239}Np); P_{Cs} — внесок ^{134}Cs ; P_E — потужність ЗЕ, зумовленого захопленням нейтронів іншими продуктами поділу (крім ^{133}Cs); T — час опромінення (час роботи реактора на потужності); t — час після зупини реактора; P_{ik} — сумарна теплова потужність палива i протягом поділу на часовому інтервалі k ; Q_i — сумарна теплова потужність одного поділу нукліда i ; α_{ij} — частка j -ї групи ядер ЗЕ, утворених при поділі ізотопу i ; λ_{ij} — стала розпаду j -ї групи ядер ЗЕ, утворених при поділі ізотопу i ; T_k — час роботи на постійній потужності протягом інтервалу k ; t_k — час від моменту закінчення часу роботи на потужності T_k .

При цьому у формулі (8) враховується графік навантаження реактора — сумування за індексом k

за періодами умовно постійної потужності реактора. Відповідно до моделі стандарту використовується умовне розбиття графіка роботи на періоди з відносно постійними рівнями потужності включно з періодами зупину (наприклад, період T_3 на рис. 1).

Метод комп'ютерної симуляції. Моделювання вигорання ОЯП/ВЯП з необхідною точністю можна проводити в програмному коді SCALE [2]. Відповідно до результатів валідації бібліотеки ORIGIN-S коду SCALE релізу 5 [14] цей код можна використовувати для широкого діапазону характеристик відпрацьованого палива, включаючи сучасні конструкції палива, рівні збагачення, вигорання. Валідація включає всі попередні калориметричні вимірювання, виконані на об'єктах GE-Morris Operation та Hanford, а також новіші вимірювання, виконані на об'єкті CLAB (SKB) у Швеції. Також у [14] представлено обчислювальну похибку та невизначеність, пов'язані з розрахунком ЗЕ збірки з використанням коду ORIGIN-S системи SCALE 5. У роботі [15] представлено аналогічні дані валідації кодів SCALE релізу 6 для завдань визначення ЗЕ ОЯП. Базуючись на цих результатах валідації, можна зробити висновок щодо застосовності інструментів SCALE відповідних релізів для розрахунку ЗЕ ТВЗ реакторів типу PWR, що експлуатуються в Україні.

Порівняння результатів визначення ЗЕ, отриманих на основі різних підходів

У роботі проводились розрахунки ЗЕ за допомогою різних моделей та їхнього порівняння.

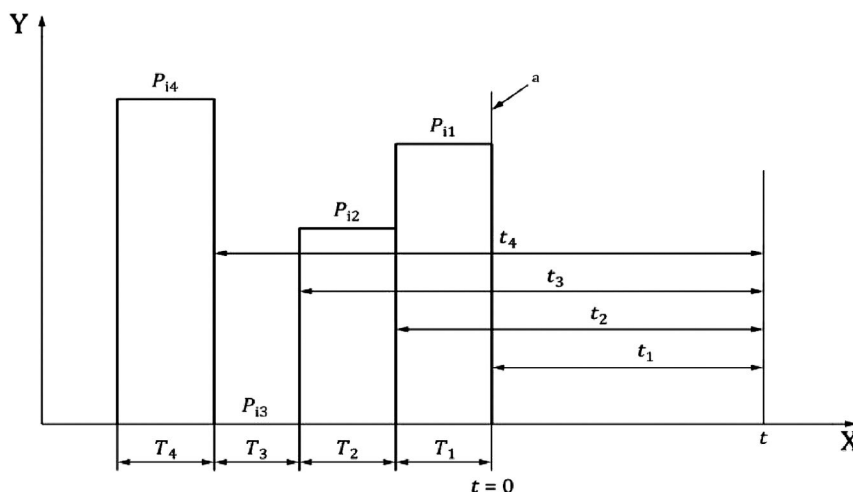


Рис. 1. Модель графіка навантаження реактора відповідно до моделі стандарту ISO 10645:2022 (вісь X — час, вісь Y — потужність)

1. У коді SCALE релізу 6.1.3 проводились розрахунки моделі реальної ТВСА (ТВЗ альтернативна) з початковим збагаченням у 4,4 % для різних рівнів вигорання та питомої потужності. Проведено розрахунки відповідно до положення, актуального в Україні на час написання роботи, стандарту СОУ НАЕК 099:2023 щодо ЗЕ: розрахунки «...проводилися для питомої потужності палива 40 МВт/т U». Обґрунтування цього положення про питому потужність палива у 40 МВт/т U, наведене в документі: при порівнянні потужності ЗЕ для палива з питомою потужністю у 20, 40 і 80 МВт/т U «...максимальна різниця у величині залишкового енерговиділення досягається на початку витримки ТВЗ у басейні і вже до першого року величини енерговиділення практично ідентичні» [1].

2. Відповідно до моделі в ANS-5.1:2014/ISO 10645:2022 за допомогою інструментів середовища програмування Python з відповідними бібліотеками SciPy, NumPy, Matplotlib. Для можливості порівняння з розрахунками в коді SCALE було використано параметри ТВЗ з початковим збагаченням 4,4 % і відповідними рівнями вигорання та питомої потужності. Враховуючи, що ANS-5.1:2014 та ISO 10645:2022 не надають значення P_{ik} відповідно до формули (8), ці параметри були розраховані методами інтерполяції відповідно до практики, застосованої в [16]. Окрім того, у цій роботі розрахунки відповідно до ISO 10645:2022 проводились лише з урахуванням

доданка P_s — внесок у ЗЕ продуктів поділу ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu та без розгляду зміни графіка навантаження. Вибір цих обмежень визначений першочерговим завданням роботи — визначити можливість використання моделей ANS-5.1:2014 та ISO 10645:2022 для завдань визначення потужності ЗЕ ТВЗ з параметрами, характерними для ядерних реакторів, що експлуатуються в Україні.

На рис. 2 представлено результати розрахунку потужності ЗЕ для моделі SCALE ТВЗ (ТВСА зі збагаченням 4,4 %) для питомої постійної потужності 20, 40 та 80 МВт/т U до вигорання в 6 МВт · д/кг U. Питома потужність 40 МВт/т U відповідає припущенню СОУ НАЕК 099:2023.

На рис. 3 наведено результати розрахунку потужності ЗЕ для моделі SCALE ТВЗ (ТВСА зі збагаченням 4,4 %) для питомої постійної потужності 20, 40 та 80 МВт/т U до вигорання в 60 МВт · д/кг U. Питома потужність 40 МВт/т U відповідає припущенню СОУ НАЕК 099:2023.

Як можна бачити з результатів розрахунків у SCALE, представлених на рис. 2 і 3, потужність ЗЕ значною мірою залежить від питомої потужності палива як для малих значень вигорання, так і для великих, типових для ВЯП на кінець його експлуатації. Це означає, що положення СОУ НАЕК 099:2023 про обґрунтованість вибору для визначення потужності ЗЕ постійної питомої потужності ядерного палива у 40 МВт/т U дають неточні дані щодо характерис-

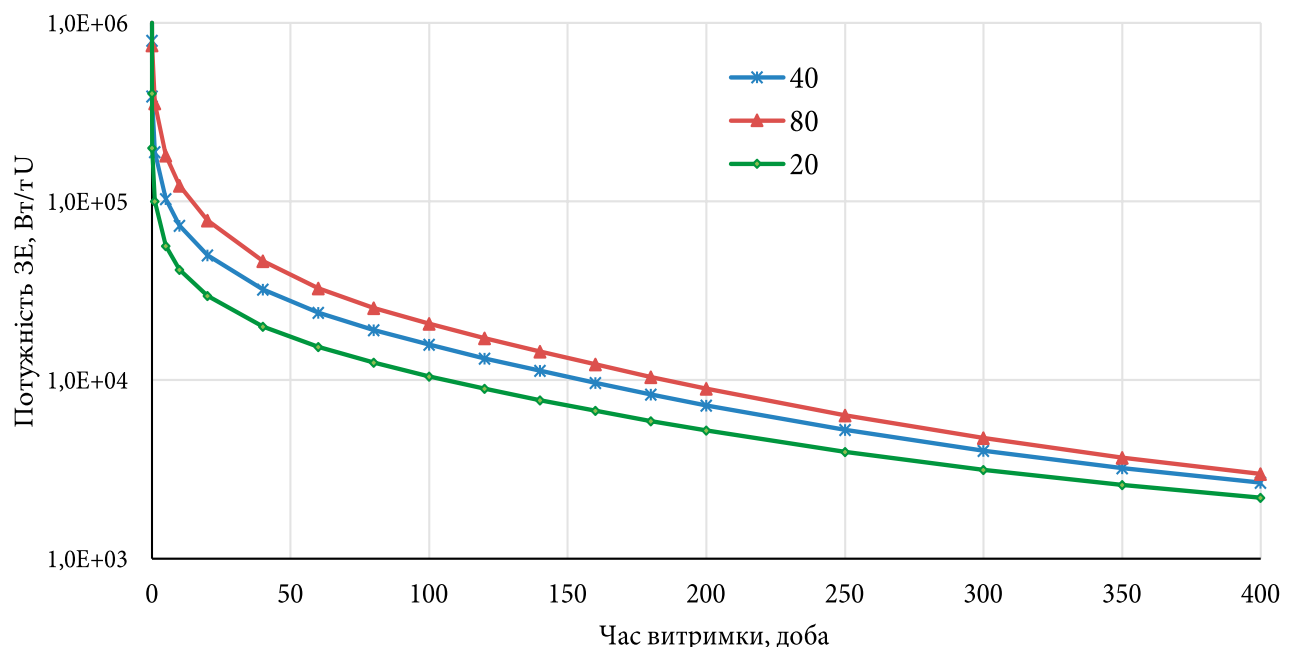
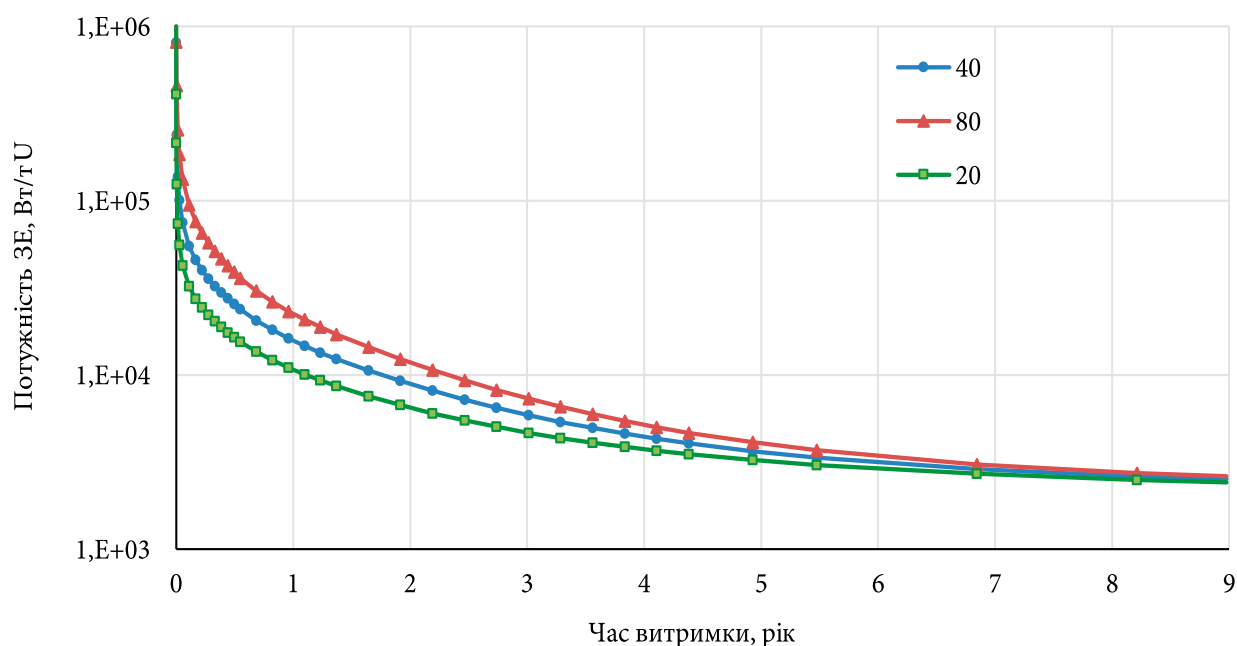
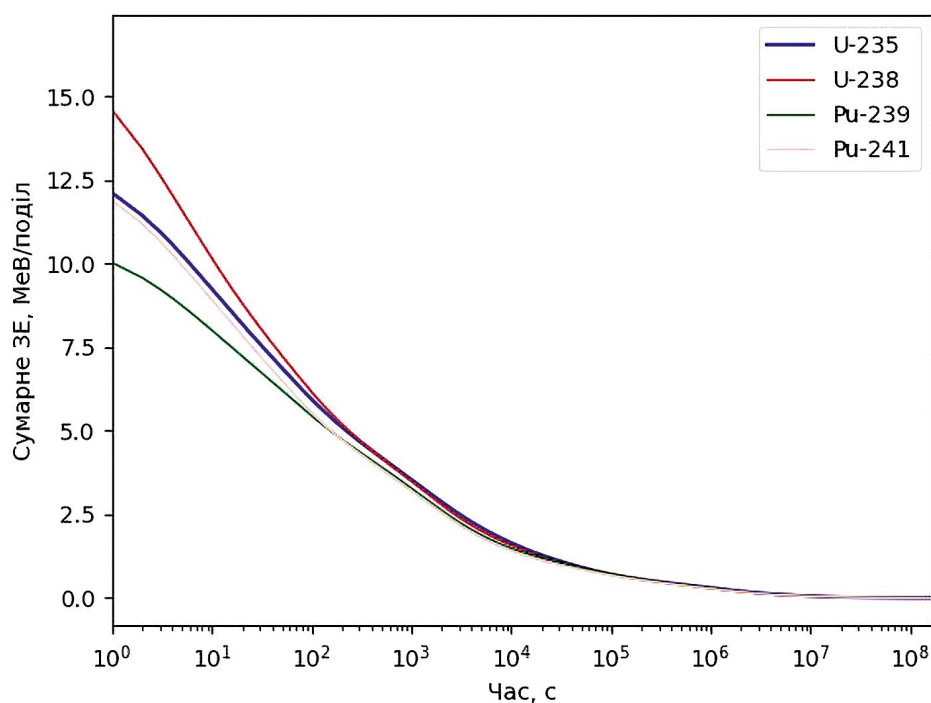


Рис. 2. Потужність ЗЕ залежно від питомої потужності ядерного палива, при вигоранні 6 МВт · д/кг U


 Рис. 3. Потужність ЗЕ залежно від питомої потужності ядерного палива, при вигоранні $60 \text{ МВт} \cdot \text{д/кг U}$

 Рис. 4. Інтегральне ЗЕ для нуклідів ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , розраховане відповідно до ISO 10645:2022

тик ВЯП і потребують перегляду чи вдосконалення в майбутньому.

Розрахунки відповідно до ISO 10645:2022 проводились у два етапи. Для чотирьох нуклідів було розраховано інтегральні функції ЗЕ — сума 23 експонент відповідно до рівняння (8). Значення α_{ij} та λ_{ij} для кожного з нуклідів ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu визначені

в стандартах ANS-5.1:2014 та ISO 10645:2022 і представлені в табл. 2.

На рис. 4 наведено відповідні розраховані графіки інтегрального ЗЕ для нуклідів ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu . Результати корелюють з експериментальними та розрахунковими даними, представленими А. Tobias у [7].

Таблиця 2. Значення α_{ij} та λ_{ij} для чотирьох нуклідів відповідно до ANS-5.1 та ISO 10645

№	^{235}U		^{238}U		^{239}Pu		^{241}Pu	
	α_{ij}	λ_{ij}	α_{ij}	λ_{ij}	c_{ij}	λ_{ij}	α_{ij}	λ_{ij}
1	5,2800E-04	2,7216E+00	3,9368E-01	4,3427E+00	1,6540E+00	8,9246E+00	3,0934E-01	2,9049E+00
2	6,8588E-01	1,0256E+00	7,4588E-01	1,7114E+00	3,6928E-01	6,9005E-01	5,4434E-01	6,4911E-01
3	4,0752E-01	3,1419E-01	1,2169E+00	6,0572E-01	2,4006E-01	2,3618E-01	4,0782E-01	2,5569E-01
4	2,1937E-01	1,1788E-01	5,2820E-01	1,9429E-01	1,0269E-01	1,0118E-01	1,5828E-01	8,7123E-02
5	5,7701E-02	3,4365E-02	1,4805E-01	6,9788E-02	3,4916E-02	3,7193E-02	4,1577E-02	2,5068E-02
6	2,2530E-02	1,1762E-02	4,5980E-02	1,8809E-02	2,2961E-02	1,4319E-02	1,4818E-02	1,3323E-02
7	3,3392E-03	3,6065E-03	1,0406E-02	6,1265E-03	3,9070E-03	4,5094E-03	5,8176E-03	6,3772E-03
8	9,3667E-04	1,3963E-03	1,6991E-03	1,3799E-03	1,3080E-03	1,3211E-03	1,9482E-03	2,0221E-03
9	8,0899E-04	6,2608E-04	6,9102E-04	5,2799E-04	7,0265E-04	5,3481E-04	9,5196E-04	6,2933E-04
10	1,9572E-04	1,8924E-04	1,4736E-04	1,6145E-04	1,4297E-04	1,7297E-04	1,8208E-04	1,7462E-04
11	3,2609E-05	5,5074E-05	2,4049E-05	4,8419E-05	1,7642E-05	4,8918E-05	1,5310E-05	4,0172E-05
12	7,5827E-06	2,0971E-05	6,9288E-06	1,5644E-05	7,3646E-06	2,0155E-05	4,5039E-06	1,5289E-05
13	2,5189E-06	9,9940E-06	6,4927E-07	5,3610E-06	1,7720E-06	8,3687E-06	9,8277E-07	7,6113E-06
14	4,9836E-07	2,5401E-06	4,3556E-07	2,1689E-06	5,4945E-07	2,3620E-06	5,1832E-07	2,5083E-06
15	1,8523E-07	6,6332E-07	1,6020E-07	6,3343E-07	1,6736E-07	6,4594E-07	2,3018E-08	1,1312E-06
16	2,6592E-08	1,2281E-07	2,3089E-08	1,2879E-07	2,1160E-08	1,2822E-07	1,5817E-07	6,2987E-07
17	2,2356E-09	2,7163E-08	2,5481E-09	2,5604E-08	2,9388E-09	2,5166E-08	1,8074E-08	1,3149E-07
18	8,9582E-12	3,2955E-09	3,5071E-11	9,1544E-09	1,3659E-10	1,3176E-08	3,6922E-09	2,4237E-08
19	8,5968E-11	7,4225E-10	6,3399E-11	7,3940E-10	5,7450E-11	7,3568E-10	5,3843E-11	9,6433E-09
20	2,1072E-14	2,4681E-10	4,1599E-14	2,4731E-10	3,8422E-14	2,4663E-10	5,3003E-11	7,3467E-10
21	7,1219E-16	1,5596E-13	5,3295E-16	1,9594E-13	1,8030E-16	3,3490E-13	4,8358E-14	2,4827E-10
22	8,1126E-17	2,2573E-14	1,6695E-18	6,4303E-14	1,8342E-15	1,8761E-13	9,8516E-16	1,6873E-13
23	9,4678E-17	2,0503E-14	4,1058E-16	6,4229E-14	1,9884E-16	3,1544E-14	1,3076E-16	8,3639E-15

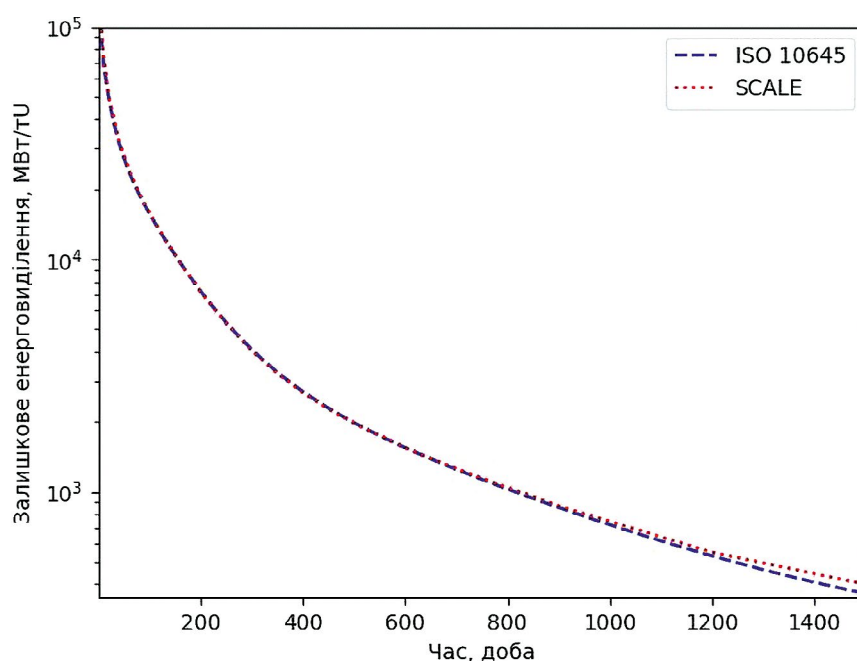


Рис. 5. Потужність ЗЕ енерговиділення, розрахована відповідно до ISO 10645/ANS-5.1 та SCALE

Порівняння розрахунків ЗЕ для ТВЗ (ТВСА зі збагаченням 4,4 %) для питомої постійної потужності 40 МВт/т U до вигорання в 6 МВт · д/кг U методами SCALE та відповідно до моделі ISO 10645:2022 представлено на рис. 5. Різниця значень розрахунків у проміжку часу 10–1200 діб після зупину реактора становить менше 5 %, що свідчить про високий рівень точності у цих методах розрахунку ЗЕ.

Висновки

У роботі показано, що розрахунок потужності ЗЕ ОЯП (до 6 МВт · д/кг U) відповідно до ISO 10645/ANS-5.1 з високою точністю (різниця менше 5 % в інтервалах часу 10–1200 діб від зупину реактора) корелює з розрахунком ЗЕ за допомогою коду SCALE.

Це дає припущення щодо можливості використання розрахунків ЗЕ, базуючись на основі моделей ANS-5.1:2014 та ISO 10645:2022 в системі внутрішньореакторного контролю, за рахунок використання меншого часу на підготовку розрахунків та меншого часу самих розрахунків.

Для часу менше 10 діб різниця в розрахунку ЗЕ більше 5 % може бути пояснена внеском не врахованих у розрахунок по ISO 10645:2022 від нуклідів ^{239}U та ^{239}Np — доданок P_B . У періоди часу більше 1200 діб різниця може бути пояснена — неврахуванням внеску ^{134}Cs та інших актиноідів (крім ^{239}U та ^{239}Np), які мають вагомий внесок у ці періоди часу — доданки P_A та P_{Cs} .

Припущення та спрощення, прийняті при визначенні ЗЕ ОЯП у СОУ НАЕК 099:2023, є недостатньо обґрунтованими, призводять до значних похибок, а тому мають бути переглянуті з урахуванням представлених результатів.

Список використаної літератури

1. СОУ НАЕК 099:2023. Поводження з ядерним паливом. Радіаційні характеристики і залишкове енерговиділення відпрацьованих тепловидільних збірок ВВЕР-1000. – Київ, 2023. – 54 с.
2. SCALE Code System / Oak Ridge National Laboratory. – Режим доступу: www.ornl.gov/onramp/scale-code-system.
3. ISO 10645:2022. Nuclear energy – Light water reactors – Decay heat power in non-recycled nuclear fuels. – Geneva : ISO, 2022. – 20 p.
4. ANSI/ANS-5.1-2014. Decay Heat Power in Light Water Reactors. – La Grange Park, IL : American Nuclear Society, 2014. – 50 p.
5. Борисенко В. І. Активність і залишкове енерговиділення ядерного палива під час експлуатації і зберігання / В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, М. С. Юров // Ядерна енергетика та довкілля. – 2023. – № 2 (27). – С. 3–9. – doi.org/10.31717/2311-8253.23.2.1
6. Юров М. С. Активність ядерного палива РБМК-1000 на момент аварії 26.04.1986 р. / М. С. Юров, В. І. Борисенко // Ядерна енергетика та довкілля. – 2024. – № 3 (31). – С. 29–36. – doi.org/10.31717/2311-8253.24.3.4.

7. Tobias A. Decay heat / A. Tobias // *Progress in Nuclear Energy*. – 1979. – Vol. 5. – P. 1–93.
8. Compilation of nuclear data experiments for radiation characterisation // IAEA Official website. – Режим доступу: <https://www-nds.iaea.org/condorc>.
9. The essential decay of pandemonium: A demonstration of errors in complex beta-decay schemes / J.C. Hardy, L.C. Carraz, B. Jonson, P.G. Hansen // *Physics Letters B*. – 1977. – Vol. 71. – P. 307–310.
10. Jaboulay J.C. Analysis of MERCI decay heat measurement for PWR UO₂ fuel rod / J.C. Jaboulay, S. Bourganel // *Nuclear Technology*. – 2012. – Vol. 177, no. 1. – P. 73–82. – doi.org/10.13182/NT12-A13328.
11. Way K. The Rate of Decay of Fission Products / K. Way, E. P. Wigner // *Physical Review*. – 1948. – Vol. 73. – P. 1318. – doi.org/10.1103/PhysRev.73.1318.
12. Untermeyer S.T. Heat Generation in Irradiated Uranium / S. Untermeyer, J.T. Weills. – Chicago: Argonne National Laboratory, 1952. – 20 p. (ANL-4790). – doi.org/10.2172/4376281.
13. Schrock V.E. Evaluation of decay heating in shutdown reactors / Schrock V.E. // *Progress in Nuclear Energy*. – 1979. – Vol. 3, no. 2. – P. 125–156. – doi.org/10.1016/0149-1970(79)90013-1.
14. Validation of SCALE 5 Decay Heat Predictions for LWR Spent Nuclear Fuel. – Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Laboratory, 2006. – 38 p.
15. Ilas G. SCALE 6.2.4 Validation for Light Water Reactor Decay Heat Analysis / G. Ilas, J.B. Burns. – Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Laboratory, 2018. – 52 p.
16. Benchmarking of decay heat predictions for LWR SNF / R.W. Mills [et al.] // *Nuclear Engineering and Technology*. – 2020. – Vol. 52. – P. 2130–2136.

S. P. Ladan^{1,2}, V. I. Borysenko^{1,2}

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

²*Kyiv Academic University, 36, Akademik Vernadskyi blvd., Kyiv, 03142 Ukraine*

Methods for Calculating the Decay Heat of Irradiated Nuclear Fuel in Accordance with International Standards ISO 10645/ANS-5.1

The article presents an analysis of decay heat in spent nuclear fuel, focusing on methodological and regulatory approaches based on international standards ISO 10645:2022 and ANSI/ANS-5.1-2014.

The paper evaluates and compares decay heat estimations derived from multiple approaches: the methodology described in the Ukrainian national standard SOU NAEK 099:2023, analytical models based on ISO/ANS formulas and Monte Carlo simulations performed using the SCALE 6.1.3.

The results reveal that the ISO and ANS models, when appropriately applied, provide a high degree of accuracy. For time intervals ranging from 10 to 1200 days after reactor shutdown, the deviation between the ISO-based calculations and SCALE simulations remains within 5%, validating the use of ISO/ANS models for practical reactor and fuel cycle applications. The study also discusses the structure and implementation of the ISO 10645:2022 methodology, including its handling of time-dependent reactor power profiles and isotope-specific decay constants. Calculations were carried out using scientific computing tools based on Python programming language. These methods allow flexible modeling and rapid assessment without detailed fuel assembly data. This capability highlights the practical advantage of ISO/ANS-based models for integration into reactor monitoring and safety systems, particularly under time-limited conditions.

Special attention is paid to the contributions of various nuclides to decay heat over time, including ²³⁹U, ²³⁹Np, and ¹³⁴Cs, as well as the limitations of simplified empirical models that assume a constant power, as is the case in SOU NAEK 099:2023. These simplifications are shown to introduce notable biases, particularly during early cooling periods and for assemblies with non-standard operational histories.

Overall, the article advocates for the adoption of internationally harmonized standards in Ukrainian nuclear practice. The demonstrated reliability of ISO/ANS models and their compatibility with computational tools make them suitable for use in routine evaluations of spent fuel decay heat, promoting safer fuel management and alignment with global best practices.

Keywords: decay heat, spent nuclear fuel, SCALE, SOU NAEK 099:2023, ISO 10645:2022, ANSI/ANS-5.1-2014.

References

1. SOU NAEK 099:2023. *Nuclear fuel management. Radiation characteristics and decay heat of spent fuel assemblies of VVER 1000*. Kyiv, National Nuclear Energy Generating Company “Energoatom”, 2023, 54 p. (in Ukr.)
2. *SCALE Code System*. Oak Ridge National Laboratory: official website. Available at: www.ornl.gov/onramp/scale-code-system

3. ISO 10645:2022. *Nuclear energy – Light water reactors – Decay heat power in non-recycled nuclear fuels*. Geneva, ISO, 2022, 20 p.
4. ANSI/ANS-5.1-2014. *Decay Heat Power in Light Water Reactors*. Illinois, American Nuclear Society, 2014, 50 p.
5. Borysenko V. I., Goranchuk V. V., Yurov M. S. (2023). Activity and decay heat of nuclear fuel during operation and storage. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 27 (2), pp. 3–9. doi.org/10.31717/2311-8253.23.2.1 (in Ukr.)
6. Yurov M. S., Borysenko V. I. (2024). Activity of RBMK-1000 nuclear fuel at the moment of the accident on April 26, 1986. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 31 (3), pp. 29–36. doi.org/10.31717/2311-8253.24.3.4 (in Ukr.)
7. Tobias A. (1979). Decay Heat. *Progress in Nuclear Energy*, vol. 5, pp. 1–93.
8. *Compilation of Nuclear Data Experiments for Radiation Characterisation*. IAEA: official website. Available at: <https://www-nds.iaea.org/condorc>.
9. Hardy J. C., Carraz L. C., Jonson B., Hansen P. G. (1977). The essential decay of pandemonium: A demonstration of errors in complex beta-decay schemes. *Physics Letters B*, vol. 71, pp. 307–310.
10. Jaboulay J. C., Bourganel S. (2012). Analysis of MERCI decay heat measurement for PWR UO₂ fuel rod. *Nuclear Technology*, vol. 177 (1), pp. 73–82. doi.org/10.13182/NT12-A13328.
11. Way K., Wigner E. P. (1948). The rate of decay of fission products. *Physical Review*, vol. 73, p. 1318. doi.org/10.1103/PhysRev.73.1318.
12. Untermeyer S., Weills J. T. (1952). *Heat generation in irradiated uranium*. Argonne National Laboratory, 20 p. doi.org/10.2172/4376281.
13. Schrock V. E. (1979). Evaluation of decay heating in shutdown reactors. *Progress in Nuclear Energy*, vol. 3 (2), pp. 125–156. doi.org/10.1016/0149-1970(79)90013-1.
14. Gauld I. C., Ilas G., Murphy B. D., Weber C. F. (2006). *Validation of SCALE5 Decay Heat Predictions for LWR Spent Nuclear Fuel*. Oak Ridge National Laboratory, 38 p.
15. Ilas G., Burns J. B. (2018). *SCALE 6.2.4. Validation for Light Water Reactor Decay Heat Analysis*. Oak Ridge National Laboratory, 52 p.
16. Mills R. W., et al. (2020). Benchmarking of decay heat predictions for LWR SNF. *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 52, pp. 2130–2136.

Надійшла / Received 02.06.2025

Рекомендована до друку / Accepted 05.06.2025

Б. Г. Шабалін¹, К. К. Ярошенко^{1,2}, Н. Б. Міцюк¹

¹ ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України», вул. Палладіна, 34а, Київ, 03142, Україна

² Інститут геологічних наук НАН України, вул. Олеся Гончара, 55б, Київ, 01054, Україна

Бентонітові глини Черкаського родовища як компоненти ізоляційних бар'єрів приповерхневих сховищ радіоактивних відходів

Ключові слова:

бентоніт,
Черкаське родовище,
ізоляційні властивості,
цезій,
стронцій

Наведено узагальнені результати літературних і власних експериментальних досліджень фізико-хімічних властивостей бентонітових глин для оцінки можливості їхнього використання як компонентів ізоляційних бар'єрів у сховищах захоронення радіоактивних відходів у комплексі виробництв «Вектор». Об'єктом дослідження обрані бентонітові глини Черкаського родовища бентонітових та палигорськітових глин із легкодоступними запасами та можливістю поліпшення техніко-функціональних показників глин. До основних фізико-хімічних характеристик, що визначають техніко-функціональні властивості глинистих бар'єрних матеріалів, віднесено: гранулометричний, мінеральний та хімічний склад; насипну щільність, колоїдальність, вологемність, питому поверхню; стійкість під час взаємодії із техногенною системою; фільтраційні властивості під навантаженням (компресією); сорбційні властивості. Водночас головна увага має бути приділена сорбційним і фільтраційним властивостям. У сорбційних експериментах спостерігається високий ступінь вилучення радіонуклідів стронцію та цезію з модельних розчинів ґрунтових вод комплексу виробництв «Вектор». Ступінь сорбції ^{137}Cs зі слаболужних ($\text{pH} = 7,4$) і малосольових розчинів (з концентрацією Ca^{2+} до 16 мг/дм^3) становить більше 96–99 % для природного бентоніту. Зі збільшенням концентрацій катіонів Ca^{2+} з 160 до 900 мг/дм^3 і pH з $7,4$ до $11,8$ одиниць ступінь сорбції ^{137}Cs зменшується до 80–86 %. При цьому максимальний коефіцієнт розподілу ^{137}Cs за цих умов дорівнює $4,8 \cdot 10^3 \text{ мл/г}$. Ступінь сорбції ^{90}Sr зі слаболужних ($\text{pH} = 7,4$) і малосольових розчинів становить близько 85 %, а максимальний коефіцієнт розподілу дорівнює $0,7 \cdot 10^3 \text{ мл/г}$. Зі збільшенням часу взаємодії бентоніту з водними модельними розчинами відбувається перерозподіл рухомої (обмінної) і нерухомої (необмінної) форм радіонуклідів ^{137}Cs і ^{90}Sr , водночас частка останньої, яка не бере участі у процесах міграції, збільшується. Значення коефіцієнта фільтрації суміші бентоніт-пісок (масове співвідношення 1:4, щільність $1,92 \text{ г/см}^3$) залежить від гідравлічного градієнта і становить у середньому $2,2 \cdot 10^{10} \text{ м/с}$ при градієнті понад 10; тоді як під час гідравлічних градієнтів менше 10 коефіцієнт фільтрації різко зменшується і знижується до нуля при градієнті менше 1.

Вступ

Екологічно безпечна ізоляція радіоактивних відходів (РАВ) ядерно-паливного циклу є однією

з найважливіших екологічних проблем України. Тому розробка методологічних засад і технологічних принципів створення штучних бар'єрів сховищ захоронення для захисту навколишнього природного

© Б.Г. Шабалін, К.К. Ярошенко, Н.Б. Міцюк, 2025

середовища мають не лише теоретичне, а й велике практичне значення.

На сьогодні в Україні для захоронення низько- і середньоактивних відходів з короткоіснуючими радіонуклідами (КІ НСАВ) уведено в експлуатацію пункт захоронення РАВ (ПЗРВ «Буряківка») траншейного типу і два модульні відсіки спеціального обладнаного приповерхневого сховища твердих радіоактивних відходів (СОПСТРВ). Заплановано ввести в експлуатацію приповерхневі сховища ТРВ-1 і ТРВ-2 на майданчику комплексу виробництв «Вектор» (КВ «Вектор») у Чорнобильській зоні відчуження. Серед радіонуклідного складу КІ НСАВ переважають радіонукліди ^{137}Cs і ^{90}Sr — продукти поділу опроміненого уранового палива, що впливають на радіаційно-екологічну безпеку довкілля [1].

У «Загальнодержавній цільовій екологічній програмі поводження з РАВ» на 2024–2033 рр. [2] передбачається розширення і створення нових поверхневих/приповерхневих сховищ різних класів РАВ на КВ «Вектор» з урахуванням нової класифікації РАВ. Замовником сховищ захоронення РАВ є ДСП «ЦППРВ», діяльність якого пов'язана з вибором майданчика, проектуванням, будівництвом, експлуатацією, закриттям сховищ та всіх об'єктів, що розміщені на майданчиках сховищ і технологічно з ним пов'язані.

Україна постійно працює над удосконаленням і гармонізацією нормативної бази з ядерної та радіаційної безпеки з відповідними нормами та рекомендаціями документів міжнародних організацій (Міжнародної агенції з атомної енергії, Асоціації західноєвропейських органів регулювання ядерної безпеки, Міжнародної комісії з радіаційного захисту, європейських директив). До основних документів, що регулюють цю діяльність щодо безпеки сховищ захоронення КІ НСАВ, можуть бути віднесені такі: нормативний документ «Захоронення радіоактивних відходів у приповерхневих сховищах» (НД 306.604.95), затверджений наказом Мінекобезпеки України від 01.08.1995 р. за № 89; «Вимоги до вибору майданчика для розміщення сховища для захоронення радіоактивних відходів», затверджені наказом Державного комітету ядерного регулювання України від 14.11.2008 р. № 188, зареєстровані в Міністерстві юстиції України від 08.12.2008 р. за № 1166/15857; «Про затвердження Загальних положень безпеки при захороненні радіоактивних відходів», наказ Державної інспекції ядерного регулювання України від 13.08.2018 за № 331, зареєстрований у Міністерстві юстиції

України 05.09.2018 р. за № 1008/32460; «Про затвердження Вимог до структури та змісту звіту з аналізу безпеки поверхневих та приповерхневих сховищ для захоронення радіоактивних відходів», наказ Державної інспекції ядерного регулювання України від 02.12.2019 за № 520, зареєстрований у Міністерстві юстиції України 21.01.2020 р. за № 64/34347 [3].

Загальним принципом, визначеним указаними документами, є принцип багатобар'єрності із застосуванням системи інженерних бар'єрів (СІБ) на шляху розповсюдження іонізуючого випромінювання та радіоактивних речовин у навколишнє природне середовище.

Зазвичай конструкція сучасних приповерхневих сховищ складається з п'яти бар'єрів безпеки:

перший бар'єр — пакувальний комплекс РАВ — матричний матеріал, що вміщує РАВ, баластний заповнювач, контейнер;

другий бар'єр — буферний матеріал, що заповнює вільний простір у відсіках сховища (цемент або цемент із наповнювачем);

третій бар'єр — матеріали стін і перекриттів споруд (бетон і цемент) для розміщення РАВ;

четвертий бар'єр — ізоляційний екран, що підстилає по периметру сховище (бетонно-цементні стіни, днище, перекриття споруд);

п'ятий бар'єр — гідроізоляційний покриваючий екран, який створюють під час закриття сховища.

Використання бетону, цементу і мембран для четвертого бар'єра, а також мембран для п'ятого бар'єра як геохімічно несумісних із природним середовищем, призводить з часом за певних умов до їхньої деградації і, таким чином, потенційного вивільнення радіонуклідів у навколишнє природне середовище, про що свідчать як експериментальні дослідження [5, 6], так і артефакти [7].

У відкритому доступі на офіційних ресурсах знаходяться матеріали на будівництво та експлуатацію ПЗРВ «Буряківка» (на етапі реконструкції), ТРВ-1 і ТРВ-2 (на етапі введення в експлуатацію) і СОПСТРВ (в експлуатації два відсіки сховища).

Наразі в замовника й оператора сховищ захоронення РАВ (ДСП «ЦППРВ») відсутні рекомендації та конкретні специфікації з вибору бар'єрних матеріалів та їхніх характеристик, хоча це має бути визначено вже на стадії проектування сховищ. Характеристики глиняного екрана як компонента ізоляційних бар'єрів, необхідні для забезпечення заявленого терміну експлуатації (для приповерхневих сховищ захоронення РАВ протягом щонайменше 300 років), не вказані. Се-

ред них — показники хімічного і мінерального складу глиняного екрана, коефіцієнта ущільнення, фільтрації, сорбції тощо для визначення техніко-функціональних його властивостей. Проектувальник сховищ, не маючи об'єктивної інформації щодо характеристик глинистих матеріалів, а підрядник, не отримавши в проектній документації вимог до матеріалів, під час закупівлі будуть орієнтуватися на постачальників із нижчими цінами на матеріал, характеристики якого можуть не повністю відповідати вимогам або не бути проконтрольованими. На сьогодні для оцінки безпеки поверхневих/приповерхневих сховищ КВ «Вектор» використовують методи прогнозування поведінки глини або з невідомих родовищ, або суглинків с. Чистогалівка [8], керуючись консервативними оцінками деградації СІБ, через значні прогалини в частині наявності експериментальних фізико-хімічних даних. Це, вочевидь, не є достатнім для того, щоб коректно сформулювати технічне завдання на закупівлю глинистого матеріалу та проводити його вхідний контроль.

Підвищити убезпечення захоронення РАВ можуть бентонітова сировина або матеріали з її компонентом, які широко застосовуються у складі елементів СІБ поверхневих/приповерхневих сховищ РАВ світу. Одним із перших сховищ, яке було вдосконалено та забезпечено додатковою покривною системою захисних шарів (TSPL) із бентонітовою компонентою, було сховище Drigg у Великій Британії [9]. Кілька інших сховищ також зазнали певного виду реконструкції та встановлення додаткових компонентів ізоляційних бар'єрів [10, 11].

За своїми протифільтраційними і протиміграційними властивостями бентонітові глини суттєво переважають інші глинисті матеріали і суглинки [12]. У найпростішому випадку бентонітовий шар використовується в місцях розташування сховищ, де відсутні природні глини.

Для покращення економічної привабливості з дотриманням необхідних вимог безпеки на низці об'єктів захоронення РАВ використовуються різні суміші з бентонітом, зокрема з піском, як прийнята в міжнародній практиці технологія [13].

Тому актуальними і новими є системні та послідовні комплексні дослідження фізико-хімічних властивостей вітчизняних бентонітів, що впливають на технологічні й функціональні властивості глинистої сировини для потенційних складових ізоляційних бар'єрів сховищ захоронення РАВ з урахуванням конкретних умов місця розташування сховищ, етапів їх експлуатації та закриття.

До головних із них належать, зокрема: хімічний, мінеральний і гранулометричний склад, вологість, насипна щільність, питома поверхня, фільтраційні і сорбційні властивості стосовно радіонуклідів РАВ, що захоронюються.

Одним із найбільш вивчених і перспективних родовищ вітчизняних бентонітових глин можна вважати Черкаське родовище бентонітових і палигорських глин (Дашуківська ділянка), яке є найбільшим в Україні (близько 80 % усіх балансових запасів бентонітів країни) і одним з найбільших у Європі [14].

Мета роботи — узагальнення та систематизація фізико-хімічних характеристик бентонітових порід Черкаського родовища як екологічно чистих адсорбуючих матеріалів для створення ізоляційних бар'єрів приповерхневих сховищ РАВ.

Результати та їх обговорення

Головними фізико-хімічними характеристиками, що визначають техніко-функціональні властивості глинистих бар'єрних матеріалів є:

- хімічний, мінеральний та гранулометричний склад;
- структурні особливості;
- вологість, насипна щільність, питома поверхня (фізичні властивості);
- стійкість при взаємодії з техногенною системою (еволюційні властивості);
- фільтраційні властивості під навантаженням;
- сорбційні властивості — ємність катіонного обміну, коефіцієнти сорбційного розподілу радіонуклідів, сорбційна ємність.

Бентоніти — група різних за походженням глинистих порід суттєво смектитового складу [15]. Бентонітові породи з Черкаського родовища є породами неогенового періоду. Черкаське родовище — це родовище теригенно-колоїдно-осадового типу, яке сформувалося в лужному морському середовищі (морський підтип) і знаходиться в осадовому чохла центральної частини Українського щита. Родовище складається з декількох ділянок (Дашуківська, Босівська, Ріпкинська). Основний видобуток ведуть на Дашуківській ділянці площею близько 2,7 км². Нині родовище розробляє ПАТ «Дашуківські бентоніти». Другий продуктивний пласт Дашуківської ділянки представлений зеленувато-сірим бентонітом, потужність якого варіює від 1,5 до 12,9 м (у середньому 7,5 м). Запаси бентонітової сировини Черкаського родовища становлять близько 18 млн т [16]. Зазначимо,

що бентонітові глини Черкаського родовища були успішно використані для дезактивації зовнішніх і внутрішніх поверхонь будинків і споруд, які зазнали радіоактивного забруднення в результаті аварії на Чорнобильській АЕС.

Бентоніти є трьохкомпонентною системою, яка складається з мінерального скелета, води і повітря. Мінеральні частинки займають лише частину об'єму (55–68 %), іншу частину становлять пори, заповнені водою, і незначну кількість (2 %) — повітря. Одним із важливих критеріїв оцінки якості бентонітових порід є вміст монтморилоніту — відомого представника діоктаедричних смектитів. Якщо кількість монтморилоніту перевищує 60 %, то глини називаються бентонітами, якщо відсоток нижчий, то бентонітоподібними.

На мікрофотографіях природних бентонітів Черкаського родовища (Дашуківська ділянка, II шар) виділяються щільні мікроагрегати різної конфігурації, часто з чіткими контурами (рис. 1), а також контури окремих тонкодисперсних лускуватих частинок, інколи подовженої жолобоподібної форми, що пов'язано з кристалохімічними особливостями монтморилоніту (основного породоутворювального мінералу бентонітів) і лінійними напруженнями у його кристалічній ґратці. Середній розмір частинок не перевищує 30 нм, і такі морфологічні форми є характерними для переважної більшості бентонітів, що мають високу колоїдальність.

Для монтморилоніту характерною є шарувата кристалічна структура (3-шарова), а саме Al-Fe-Mg-октаедрична сітка, укладена між сітками кремнекисисенових тетраедрів (структура TOT), що утворюють шари (рис. 2) [13].

Монтморилоніт має моноклінні параметри ґратки: a (5,17 Å), b (8,94 Å), c (змінюється від складу обмінних катіонів, d_{001} приблизно 12–15 нм), β 99,54°,

$Z = 1$, група C2/m або C2. Залежно від електронної і геометричної будови адсорбату ґратки монтморилоніту розширюються на 0,3...1,2 нм, оскільки в міжшаровому просторі може розташовуватись один чи кілька молекулярних шарів адсорбуючої речовини [15]. Як правило, найбільш інформативним (чутливим до домішок) є перший рефлекс фази d_{001} монтморилоніту, позиція якого залежить від походження природного мінералу. При заміщенні обмінних катіонів Ca^{2+} у природному бентоніті на катіон Na^+ розмір частинок по осі «с» зменшується, що спостерігається на рентгенограмах модифікованого бентоніту. Для природного бентоніту характерний дифракційний відбиток фіксується при 1,55 нм, а для модифікованого бентоніту — 1,368 нм [17]. Слід також зазначити, що відбиття на дифрактограмах у випадку природних монтморилонітів досить широкі та асиметричні, що свідчить про неупорядкованість структури і високу дисперсність їхніх кристалів.

Бентонітові глини мають постійний негативний заряд на поверхні мінералу, який виникає внаслідок ізоморфних заміщень у тетраедричних і октаедричних сітках. Невеликий внесок (зазвичай до 20 %) у негативний заряд вносять функціональні групи на бокових гранях і ребрах частинок глини, де Si–O–Si та Al–O–Al зв'язки тетраедричних і октаедричних сіток розриваються з утворенням груп Si–OH (силанольні) і Al–OH (алюмінольні), які залежно від pH беруть участь в іонному обміні. Силанольні групи і координаційно зв'язані молекули води на гранях частинок проявляють кислотні властивості, а алюмінольні є лужної природи.

При тетраедричному заміщенні заряд є набагато більш локалізованим і доступним для катіонів, ніж октаедричний, тому обмінні катіони щільніше утри-

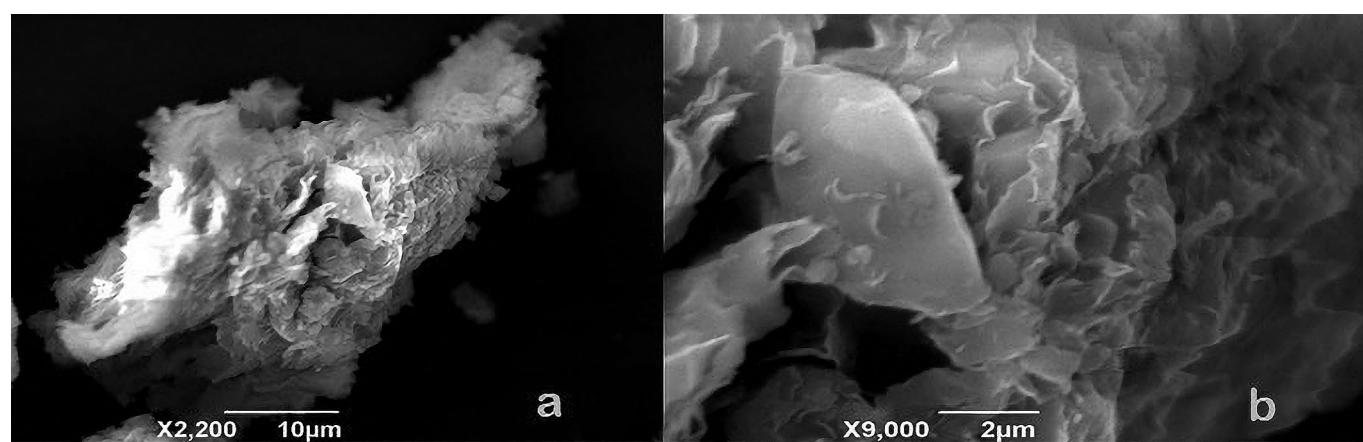


Рис. 1. СЕМ-зображення природних бентонітів Черкаського родовища

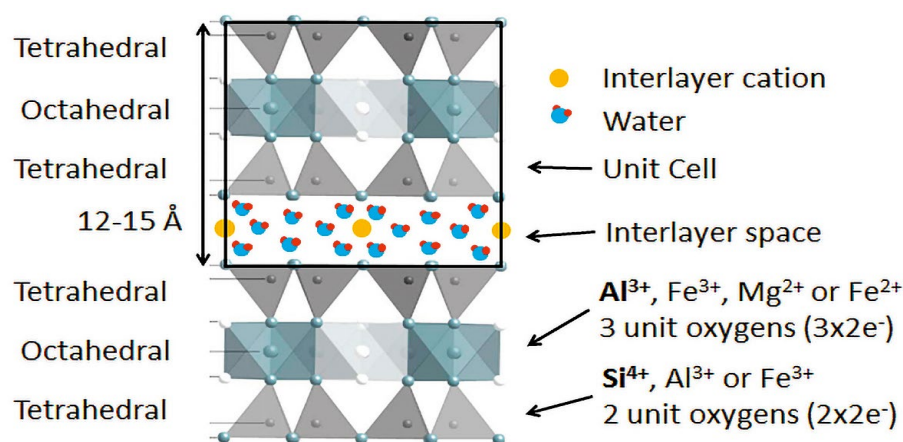


Рис. 2. Схематичне зображення 2 : 1 (тетраедричне-октаедричне) монтморилоніту [15]

муються на базальній поверхні глини [18]. Ще однією важливою властивістю монтморилонітів є тип міжшарового катіона, який врівноважує від'ємний дефіцит зарядів тетраедрів і октаедрів монтморилоніту. Різні катіони з різними розмірами та енергією гідратації впливають на кілька фізико-хімічних властивостей глини, зокрема гідратацію і набухання [19]. Міжшаровий обмінний комплекс монтморилоніту переважно представлений іонами Ca²⁺ і Na⁺, що знаходяться у просторі між ТОТ-шарами. Іон Ca²⁺ є міцно зв'язуючим іоном, що зумовлює меншу міжшарову відстань, створюючи «більш ущільнену» структуру. Загалом менш гідратовані іони зв'язуються сильніше, ніж інші. Міжшаровий простір частинок глини з різними катіонами також відрізняється, оскільки в ньому розташовується один чи кілька молекулярних шарів адсорбуючої речовини. Визначальними для процесів сорбції на поверхні монтморилоніту є катіонообмінні центри базальних граней гексагональних частинок мінералу, що обумовлені нестехіометричним гетеровалентним ізоморфізмом у тетраедричних і октаедричних сітках їхніх структурних пакетів, а також ≡Si-OH, =Al-OH групами на бічних гранях частинок.

Для Дашуківського монтморилоніту, як і для інших монтморилонітів, характерна переважна локалізація негативного заряду в октаедричних позиціях. Сумарний міжшаровий заряд структурної решітки становить 0,364, у тетраедричному шарі — 0,179, а в октаедричному — 0,185 валентних одиниць. Сумарна ємність катіонного обміну бентоніту Черкаського родовища — 77,6 мг-екв/100 г сухої глини. Склад обмінних катіонів: Ca²⁺ — 41,3; Mg²⁺ — 32,6; Na⁺ — 2,6; K⁺ — 1,2 мг-екв/100 г [17]. За даними [14], склад обмінних катіонів: Ca²⁺ + Mg²⁺ — 89,0; Na⁺ + K⁺ — 0,5 мг-екв/100 г.

Для ідентифікації функціональних груп бентонітову глину було досліджено методом FT-IR [20]. Інфрачервоні спектри в області 4000–400 см⁻¹ є типовими для діоктаедричних Al-сметитів, які характеризуються двома основними областями. У першій області 4000–3000 см⁻¹ знаходяться смуги валентних коливань ОН-груп, зв'язаних з октаедричними катіонами, а також молекул води, асоційованих через водневі зв'язки. У другій області 1400–400 см⁻¹ зосереджені смуги силікатної структури. При цьому однозначно ідентифікуються смуги, що належать до валентних і деформаційних коливань ОН-груп і молекул води, а також до валентних коливань силікатної структури. Область деформаційних коливань силікатної структури визначається неоднозначно.

Бентонітові глини Черкаського родовища (Дашуківська ділянка, II шар) складаються переважно з низькодисперсних фракцій. Фракція розміром 0,005–0,001 мм становить 86–87,5 мас.% [20, 21].

Загальний хімічний склад бентонітових порід враховує склад поліфазних мінералів, що входять до складу породи. Хімічний склад бентоніту Дашуківської ділянки (II шар) Черкаського родовища непостійний. За даними хімічних аналізів, спостерігаються такі коливання складу (у мас.%): SiO₂ — 50–60; Al₂O₃ — 14–19,5; Fe₂O₃ + FeO — 2,4–8; MgO — 1,4–2,6; CaO — 1,3–3,0; H₂O — 10–14. Крім того, присутні K₂O, Na₂O (Na₂O + K₂O) — 0,16–0,2 %, а іноді сірка (SO₃²⁻) і вуглець (CO₃²⁻). Вміст сіліціуму зумовлений присутністю його у складі монтморилоніту (основний породотвірний глинистий мінерал бентонітової породи), а також у вигляді домішкового кварцу, кристобаліту і кремнезему, що підтверджується даними плазмотомної емісійної спектроскопії. Алюміній знаходиться переважно в монтморилоніті, хоча незначна його ча-

стина може бути пов'язана з іншими глинистими мінералами (каолінит), слюдою або польовими шпатами. Високий вміст феруму може бути пов'язаний з монтморилонітом і його обмінним комплексом або/і присутністю гетиту, гематиту та інших мінералів феруму, які важко фіксуються методами рентгенівської дифракції.

Співвідношення ($\text{Al}_2\text{O}_3/\text{SiO}_2$) у хімічному складі бентоніту становить приблизно 1/3, що відповідає монтморилонітам, а співвідношення $(\text{Na}_2\text{O} + \text{K}_2\text{O})/(\text{CaO} + \text{MgO})$, що наближається до 0,136, визначає монтморилоніт як Са-монтморилоніт. Враховуючи той факт, що аналіз хімічного й мінерального складу глин Дашуківської ділянки виконано в різних лабораторіях і на різних зразках, опубліковані дані щодо вмісту монтморилоніту варіюють від 58 до 90 мас.%; а неглинистих, як-от кварцу — від 7 до 30 мас.% і кальциту — від 3 до 10 мас.%. Виявлено інші мінерали, вміст яких не перевищує 35 мас.%, — каолінит, гідрослюда, анатаз, польові шпати. Зазначимо, що з глибиною II шару (7,5 м) Са-монтморилоніт значно переважає (до 90 мас.%), а вміст кварцу більший у верхній частині шару (3,0–5,8 м), тоді як на глибинах 6,5 і 7,5 м його кількість значно менша (10 мас.%) [22].

За даними [17], мінеральний склад (напівкількісний рентгенофазовий аналіз) природних бентонітових глин Дашуківської ділянки (II шар) представлений переважно (мас.%) Са-монтморилонітом (75–78) і кварцом (15–20), виявлено присутність домішок кальциту (3–5), каолініту (3–5), слюди (5), польового шпату (3). Відносно низький вміст карбонатів у бентоніті і практична відсутність органічної речовини є позитивною особливістю, яка потенційно підвищує його придатність для використання в разі створення бентонітового буфера [10].

Для природних бентонітів Черкаського родовища насипна питома вага (об'ємна маса) становить $1600\div1840$ кг/м³, щільність твердої частини (скелета) — $2,68\div2,74$ г/см³, а за природної вологості — $1,65\div2,02$ г/см³. Підвищення щільності бентонітів пов'язано з мінералами-домішками [14].

Питома поверхня ($S_{\text{пит}}$), визначена за адсорбцією газоподібного азоту (метод БЕТ), знаходиться в діапазоні $36\text{--}40$ м²/г [17]. $S_{\text{пит}}$ за адсорбцією парів води значно перевищує отримані величини $S_{\text{пит}}$ за азотом, що обумовлено меншим розміром молекули води (діаметр 0,28 нм) у порівнянні з молекулою азоту (0,39 нм).

Монтморилоніт відносять до мікрошаруватих мінералів зі змінним у процесі адсорбції розміром пор. Для адсорбції радіонуклідів структура пор бентоніту має значення тільки в тому випадку, коли значну

частину його поверхні займають пори, діаметр яких не перевищує одного або двох діаметрів молекул адсорбату. Якщо ж пори дуже малі, то кількість адсорбованої речовини знижується. Загалом пори бентонітів поділяються на макро-, мезо- та мікропори. Макро- і здебільшого мезопори є транспортом у процесі адсорбції. Від наявності мікропор, розподілу їх за радіусами та їхнього об'єму залежить ефективність селективних адсорбційних процесів.

Здебільшого радіус пор природних бентонітів Черкаського родовища знаходиться в діапазоні $1,8\div2,5$ нм (мікропори) та $2,5\div5,0$ нм (мезопори). При цьому розподіл пор за об'ємами становить відповідно: мікропори $0,004\div0,016$ см³/г, мезопори $0,016\div0,053$ см³/г, макропори $0,053\div0,056$ см³/г [23].

Важливою властивістю бентонітів є здатність їх до поглинання дисперсійного середовища (набрякання), що супроводжується збільшенням об'єму бентонітової фази. В основі набрякання бентонітів лежить дія адсорбційних, капілярних і осмотичних сил, від яких залежить утримання водного середовища в структурі бентоніту. Набрякання обумовлене структурними особливостями — здатністю до набрякання за рахунок внутрішньокристалічного поглинання води, яке визначається енергією гідратації обмінних катіонів на поверхні частинок бентоніту [24]. На величину і швидкість набрякання бентонітів значний вплив чинить склад іонообмінного комплексу, а також присутність мінеральних домішок. Ступінь набрякання (відносна вологість, мас.%) у природного бентоніту Черкаського родовища становить близько 65–70 %, а кількість зв'язаної води — 17,3 мл/г [23].

Для ізоляційних бар'єрів сховищ РАВ передусім важливі фільтраційна і сорбційна активність щодо водних радіаційно забруднених розчинів (зокрема ізоляційних бар'єрів в основі сховищ). Низька фільтрація є однією з головних властивостей бентонітових глин. Низькі значення коефіцієнтів фільтрації можуть бути отримані насамперед за рахунок ущільнення бентонітів, що й використовується в переважній більшості сучасних концепцій сховищ РАВ.

Теорія фільтрації ізоляційних бар'єрів на основі бентоніту розглядає адвективний рух води лише за наявності початкового градієнта напору водних розчинів і співвідношення відкритих (наскрізних) і закритих (які не мають виходу з протилежного боку) каналів [25]. Дослідження мікроструктури сформованого порового простору після гідратації ущільненого бентоніту показує, що доступна активна пористість, по якій може відбуватися фільтрація, буде мінімаль-

на або практично відсутня [26]. Розмір сформованих пор залежить від тиску набрякання, який, у свою чергу, контролюється особливостями будови бентоніту і складом розчину, що фільтрується.

Відомо, що вода в бентонітах залежно від конкретних умов рухається з різною швидкістю і може досягати «критичної» швидкості, за умов перевищення якої виникає механічна суфозія — винос рухливої води з бентоніту в міру збільшення пористості й ослаблення зв'язків між його більшими частинками. У результаті цього змінюється фільтраційна здатність бентоніту і його властивості. Тому використання неуцільненого бентоніту як одного з компонентів підстильного бар'єра в основі сховищ РАВ не дасть очікуваних результатів. Експериментальні дослідження [27] доводять, що при перевищенні тиску води на контактуючу суміш бентоніту з піском вода рухається до пор між бентонітом і піском. Варто зазначити, що під час використання таких важливих показників, як коефіцієнти фільтрації, слід вказувати, за якого ущільнення одержували (або потрібно одержати) необхідні значення, тому що один і той самий матеріал матиме різні гідроізоляційні властивості за різних ущільнень.

Визначені фільтраційні властивості черкаського природного бентоніту та його сумішей з дрібнозернистим піском показують, що:

коефіцієнт фільтрації природної бентонітової глини щільністю $1,5 \text{ г/см}^3$ за низьких значень гідравлічного градієнта (<90) залежить від гідравлічного градієнта і практично знижується до нуля. Натомість за високого градієнта (від 91 до 184) він має постійне значення $1,3 \cdot 10^{-12} \text{ м/с}$;

коефіцієнт фільтрації дрібнозернистого піску (щільністю $1,6 \text{ г/см}^3$) практично не залежить від гідравлічного градієнта і становить у середньому $1,63 \cdot 10^{-7} \text{ м/с}$;

значення коефіцієнта фільтрації суміші бентоніт-пісок (масове співвідношення 1 : 4, щільність $1,92 \text{ г/см}^3$) залежить від гідравлічного градієнта і становить у середньому $2,2 \cdot 10^{10} \text{ м/с}$ при градієнті більше 10, у той час як при гідравлічних градієнтах менше 10 коефіцієнт фільтрації різко зменшується і знижується до нуля при градієнті менше 1.

За своїми протифільтраційними характеристиками природний бентоніт Черкаського родовища і його суміш з піском близькі до відповідних показників коефіцієнтів фільтрації бентоніту в різних сумішах нижнього ізоляційного бар'єра приповерхневих сховищ РАВ, зокрема сховища Drigg (Велика Брита-

нія) — $1 \cdot 10^{-9}$ – $1 \cdot 10^{-11} \text{ м/с}$, сховища El Cabril (Іспанія) — $1 \cdot 10^{-11} \text{ м/с}$, сховища Forsmark (Швеція) — $1 \cdot 10^{-9} \text{ м/с}$ [28]. Це свідчить про досить високу якість черкаського бентоніту та його ефективність для використання як ізоляційного бар'єра у системі приповерхневого сховища РАВ [29].

Сорбційні властивості бентонітових глин щодо радіонуклідів є одними з важливих характеристик забезпечення захоронення РАВ. Механізм адсорбції бентонітами можна пояснити специфікою будови й неоднорідністю поверхні монтморилоніту, насамперед пов'язаною з наявністю адсорбційних центрів різної природи — обмінних катіонів, атомів кисню і гідроксильних груп на базальних гранях частинок, координаційно ненасичених іонів Mg^{2+} , Al^{3+} , Si^{4+} , а також гідроксильних груп на бокових гранях і ребрах кристалів. Механізм адсорбції пояснюється утворенням водневих зв'язків радіонуклідів із активними позитивно зарядженими комплексами монтморилонітових частинок, а селективність (вибірковість) і ефективність адсорбції бентонітами — наявністю мікро-, мезо- і макропор.

Сорбція радіонуклідів ^{137}Cs і ^{90}Sr залежить від концентрації конкуруючих катіонів у водному розчині та йонної сили в усьому діапазоні значень рН. Специфічність та ємність бентонітових глин стосовно Cs^+ і Sr^{2+} визначається не тільки вмістом у них обмінних катіонів, що розміщуються в пустотах кристалічної ґратки у гідратному оточенні, їхніми розмірами і співвідношенням, селективністю обмінних центрів, але й особливостями макро- і мікроструктури [30].

Одним із методів оцінки сорбційних властивостей бентонітових глин відносно радіонуклідів є визначення фізико-хімічних форм їхньої фіксації, які надають важливу інформацію щодо міцності поглинання їх і повинні бути враховані під час оцінки безпеки сховищ РАВ, оскільки нерозчинна форма залишається в незмінному вигляді й не бере участі в процесах міграції, а більший ореол забруднення геологічного середовища прямо пропорційний частці обмінної форми в початковий момент часу. Для визначення фізико-хімічних форм фіксації ^{90}Sr , ^{137}Cs використовується метод послідовного вилуговування. У кожному фільтраті визначають ступінь десорбції досліджуваних радіонуклідів, вимірюючи їхню залишкову концентрацію (активність).

Інтенсивність десорбції залежить від ступеня окристалізованості, наявності порушень у впорядкованості шарів та інших дефектів у структурі монтморилоніту. Так, погана окристалізованість і дефек-

тність структури призводить не лише до значної десорбції поглинених радіонуклідів під час промивання дистильованою водою, водними ацетатними і кислотними розчинами, але й до можливого руйнування його кристалічної структури при насиченні адсорбатами.

Проведено дослідження ступеня сорбції ^{137}Cs і ^{90}Sr з модельних розчинів ґрунтових вод Чорнобильської зони відчуження [20], як того вимагають критерії приймання РАВ у сховища РАВ [31] і водних розчинів, що імітують деградацію бетонно-цементних конструкцій (вплив збільшених концентрацій Ca^{2+} і лужних рН) СІБ приповерхневих сховищ РАВ [32].

Отримані дані свідчать про те, що найшвидше сорбція відбувається в початковий період часу. Форма кінетичної кривої для ^{137}Cs показує, що ступінь сорбції ^{137}Cs за перші години процесу зростає. Потім темп різко знижується і крива виходить на рівень максимальної сорбції. Максимальний ступінь сорбції ^{137}Cs з розчинів досягається вже в перші 4 год. Для ^{90}Sr максимальний ступінь сорбції досягається за 14 год.

Ступінь сорбції ^{137}Cs (S, %) зі слаболужних (рН = 7,4) і малосольових модельних розчинів (із концентрацією Ca^{2+} до 16 мг/дм³) становить більше 95–98 ± 1,3 % для природного бентоніту [33].

Зі збільшенням концентрацій катіонів Ca^{2+} зі 160 до 900 мг/дм³ і рН з 7,4 до 11,8 одиниць ступінь сорбції ^{137}Cs бентонітами зменшується до 85 ± 1,5 %, але його значення залишаються доволі високими — не менше 80 %. Коефіцієнт сорбції ^{137}Cs (Kd) за цих умов дорівнює $4,8 \cdot 10^3$ мл/г.

Ступінь сорбції ^{90}Sr зі слаболужних (рН = 7,4) і малосольових модельних розчинів становить 85 ± 1,5 %. Коефіцієнт сорбції за цих умов дорівнює $0,7 \cdot 10^3$ мл/г. Зі збільшенням концентрації іонів Ca^{2+} (до 160 мг/дм³) і рН (до 11,8) у модельному розчині ступінь сорбції ^{90}Sr різко зменшується на 35–40 % порівняно із сорбцією ^{137}Cs за аналогічних умов [32].

Нижчу сорбцію стронцію порівняно з цезієм можна пояснити конкуренцією з іншими катіонами, присутніми у складі модельних розчинів. Слід зазначити, що в модельних розчинах із додаванням розчинів CaCl_2 з лужним рН присутня незначна кількість осадів, переважно оксидів, гідроксидів, оксигідроксидів феруму (гематит, гетит, лімоніт), а також карбонатів кальцію (кальцит, арагоніт, доломіт). Оксиди і гідратовані оксиди феруму та карбонати кальцію відіграють важливу роль у процесах сорбції цезію і стронцію на бентонітах і можуть одночасно

сорбувати радіонукліди і блокувати їхні центри сорбції в монтморилонітах.

Таким чином, експериментальні дослідження сорбційних властивостей бентонітових глин Черкаського родовища (Дашуківська ділянка, II шар) показують, що їх використання як одного з основних компонентів ізоляційних екранів в основі сховищ РАВ дасть змогу суттєво зменшити міграцію в зону аерації радіонуклідів ^{90}Sr і ^{137}Cs навіть у разі можливого потрапляння атмосферних опадів і ґрунтових вод у сховище. Довгоіснуючі радіонукліди чорнобильського походження (плутоній, америцій, європій) з великою ймовірністю також будуть надійно зв'язані в ізоляційних екранах в основі сховищ РАВ, оскільки мають подібні до цезію міграційні властивості. Разом з тим на довгострокову перспективу в разі руйнування бетонно-цементних компонентів СІБ сорбційна активність бентонітів зменшується (див. таблицю).

Нижче наведено усереднені основні показники складу і фізико-хімічних властивостей природної бентонітової глини Черкаського родовища (Дашуківська ділянка, II шар) для створення ізоляційних екранів приповерхневих сховищ РАВ.

Вміст смектитового мінералу (монтморил.).....	70–75 мас. %
Вміст CaCO_3	3–5 мас. %
Вміст $\text{Fe}_2\text{O}_3 + \text{FeO}$	7–8 мас. %
Вміст SO_3	0,15–0,20 мас. %
Вміст піску (кварцу).....	до 15–25 мас. %
Ступінь набухання.....	65–70 %
Насипна щільність (об'ємна маса)	1600–1840 кг/м ³
Число пластичності	27,3–50,0 %
Питома поверхня.....	36–40 м ² /г
рН порової води	8–9,5
Пористість	30–32 %
Колоїдальність.....	17–66 %
Питома поверхня ($S_{\text{пит.}}$ газоподібний азот)	36–40 м ² /г
Коефіц. фільтрації бентоніту/	
бентоніту з піском (1 : 4)	$2,2 \cdot 10^{10}$ м/с
ЄОК.....	> 75 мг-екв/100 г
Ступінь сорбції (S); (рН = 7,4).....	^{137}Cs = 98 %, ^{90}Sr = 75–80 %

Під час вибору бентонітової глини як компонента ізоляційного бар'єра сховища РАВ можна орієнтуватися на наведені в таблиці показники, водночас питання практичного застосування бентонітових глин для забезпечення захоронення РАВ вимагає подальшого вивчення з урахуванням фактичної якості збудованих інженерних бар'єрів.

Висновки

Аналіз літературних і власних експериментальних даних щодо фізико-хімічних властивостей бентонітових глин Черкаського родовища дозволив зробити наведені нижче висновки.

1. Бентонітові глини Черкаського родовища бентонітових і палигорськітових глин (Дашуківська ділянка, II шар) мають високі коефіцієнти фільтрації під навантаженням (компресією); підвищену здатність до катіонного обміну, високу питому поверхню, мінімальний розмір частинок та ефективні функціональні центри сорбції, стійкість при взаємодії з техногенною системою.

2. У сорбційних експериментах для бентонітових глин спостерігається високий ступінь вилучення радіонуклідів стронцію та цезію з модельних розчинів ґрунтових вод комплексу виробництв «Вектор». Максимальна адсорбційна здатність до ізотопу ^{137}Cs з модельних розчинів за присутності конкуруючих катіонів досягається вже в перші 4 год рівноваги, для ^{90}Sr — за 14 год. Ступінь сорбції ^{137}Cs зі слаболужних ($\text{pH} = 7,4$) і малосольових модельних розчинів (з концентрацією Ca^{2+} до 16 мг/дм^3) становить понад 96–99 % для природного бентоніту, тобто цезій практично повністю сорбується. Зі збільшенням концентрацій катіонів Ca^{2+} зі 160 до 900 мг/дм^3 і pH з 7,4 до 11,8 одиниць ступінь сорбції ^{137}Cs зменшується до 86 %, але його значення залишаються доволі високими — не менше 80 %. При цьому максимальний коефіцієнт розподілу ^{137}Cs за цих умов дорівнює $4,8 \cdot 10^3 \text{ мл/г}$. Ступінь сорбції ^{90}Sr зі слаболужних ($\text{pH} = 7,4$) і малосольових модельних розчинів становить 85 %, а максимальний коефіцієнт розподілу за цих умов дорівнює $0,7 \cdot 10^3 \text{ мл/г}$. Зі збільшенням часу взаємодії бентоніту з водними модельними розчинами відбувається перерозподіл рухомої (обмінна) і нерухомої (необмінна) форм радіонуклідів ^{137}Cs і ^{90}Sr , водночас частка останньої, яка не бере участі у процесах міграції, збільшується.

3. Значення коефіцієнта фільтрації суміші бентоніт-пісок (масове співвідношення 1 : 4, щільність $1,92 \text{ г/см}^3$) залежить від гідравлічного градієнта і становить у середньому $2,2 \cdot 10^{10} \text{ м/с}$ за градієнта більше 10; у той час як при гідравлічних градієнтах менше 10 коефіцієнт фільтрації різко зменшується і знижується до нуля при градієнті менше 1.

4. Проведений комплексний аналіз бентонітових глин Черкаського родовища з урахуванням великих промислових і легкодоступних запасів та можливість поліпшення їхніх техніко-функціональних показни-

ків свідчать про високу якість черкаського бентоніту і дають змогу рекомендувати бентонітові глини Черкаського родовища як додатковий ізоляційний бар'єр приповерхневих сховищ для захоронення РАВ.

5. У разі вибору бентонітової глини Черкаського родовища можна орієнтуватися на наведені у статті фізико-хімічні показники. Водночас питання практичного застосування бентонітових глин Черкаського родовища для забезпечення певного об'єкта захоронення РАВ вимагає подальшого вивчення з урахуванням фактичної якості збудованих інженерних бар'єрів.

Список використаної літератури

1. Major releases of radionuclides to the environment. ICRU Report 92 // Journal of the ICRU. – 2015. – Vol. 15, no. 1–2. – doi.org/10.1093/jicru_ndy010.
2. Проект Закону України від 23.12.2024 № 12356 «Про Загальнодержавну цільову екологічну програму поводження з радіоактивними відходами». – Київ, 2024. – Режим доступу: <https://itd.rada.gov.ua/billinfo/Bills/Card/55509>.
3. НП 306.4.223-2020. Вимоги до структури та змісту звіту з аналізу безпеки поверхневих та приповерхневих сховищ для захоронення радіоактивних відходів. Затвердж. наказом Держатомрегулювання від 02.12.2019, № 520; МЮУ від 21.01.2020, № 64/34347; НАЕК від 25.02.2020. – 184 с. – Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0064-20#Text>.
4. НП 306.4.149-2008. Вимоги до вибору майданчиків для розміщення сховища для захоронення радіоактивних відходів. Затвердж. наказом Держатомрегулювання від 14.11.2008, № 188, зареєстровано у Міністерстві юстиції від 08.12.2008, № 1166/15857. – Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z1166-08#Text>.
5. Pusch R. Interaction of cement and smectitic clay – Theory and practice / R. Pusch, H. Zwahr, R. Gerbe, J. Schomburg // Applied Clay Science. – 2003. – Vol. 23. – P. 203210. – doi.org/10.1016/S0169-1317(03)00104-2.
6. Natural systems evidence for the alteration of clay under alkaline conditions: An example from Searles Lake, California / D. Savage, S. Benbow, C. Watson [et al.] // Applied Clay Science. – 2010. – Vol. 47. – P. 72–81. – doi.org/10.1016/j.clay.2009.08.024.
7. 4th Natural Analogue Working Group Workshop (NAWG14). Abstract Book. – Olkiluoto, Finland. – 2015. – 169 p.
8. Чистогалівське родовище. Спеціальний дозвіл на користування надрами від 29.08.2018, № 6278 / Державна служба геології та надр України. – 10 с.

9. Coyle A. Waste acceptance policy and operational developments at the UK's Drigg LLW disposal site / A. Coyle, P.D. Grimwood, W.J. Paul // IAEA: International symposium on experience in the planning and operation of low level waste disposal facilities. – IAEA. – 1997. – P. 339–349. – Available at: <https://inis.iaea.org/records/v7bjz-ebw50>.
10. Sellin P. The use of clay as an engineered barrier in radioactive-waste management – A Review / P. Sellin, O. X. Leupin // *Clays and Clay Minerals*. – 2014. – Vol. 61 (6). – P. 477–498.
11. Dohrmanna R. The Role of Clays for Safe Storage of Nuclear Waste / R. Dohrmanna, S. Kaufholda, B. Lundqvist // *Handbook of Clay Science*. – 2013. – Vol. 5, Chap. 5.4. – P. 677–710.
12. Wilson M. J. Rock-forming minerals. Sheet Silicates / M. J. Wilson // *Clays Minerals*. – London : The Geological Society, 2013. – 724 p.
13. Mollins L. H. Predicting the properties of bentonite-sand mixtures / L. H. Mollins, D. I. Stewart, T. W. Cousens // *Clay Minerals*. – 1996. – № 31 (2). – P. 243–252. – doi.org/10.1180/claymin.1996.031.2.10.
14. Звіт з оцінки впливу на довкілля з видобування та переробки основної корисної копалини – бентонітових глин як нерудної сировини для металургії (формування та грудкування рудних концентратів), в якості супутніх корисних копалин – палигорськітових і палигорскіт-монтморилонітових глин як сировини для виробництва бурових розчинів (Черкаська обл., Лисянський район, с. Дашуківка, північна околиця). Черкаси, 2019. – 337 с.
15. Bergaya F. *Handbook of Clay Science* / F. Bergaya, G. Lagaly // *Developments in Clay Science* 5A. Elsevier. – 2013. – 813 p.
16. Мінеральні ресурси України. Глини бентонітові. – Київ : Державне науково-виробниче підприємство «Державний інформаційний геологічний фонд України». – 2020. – С. 132–134.
17. Перспективи використання природних смектитових глин України для створення геологічного сховища радіоактивних відходів / Б. Г. Шабалін, О. М. Лавриненко, П. О. Косоруков, С. П. Бугера // *Мінералогічний журнал*. – 2018. – Т. 40, № 4. – С. 65–78. – doi.org/10.15407/mineraljournal.40.04.065.
18. Surface geochemistry of the clay minerals / G. Sposito, N. T. Skipper, R. Sutton [et al.] // *Proceedings of the National Academy of Sciences*. – U.S.A., 1999. – Vol. 96 (7). – P. 3358–3364.
19. Bleam W. F. The nature of cation-substitution sites in phyllosilicates // *Clay Minerals*. – 1990. – Vol. 38, no. 5. – P. 527–536. – doi.org/10.1073/pnas.96.7.3358.
20. Mineralogical-geochemical properties of bentonite clays of the Cherkasy Deposit to increase the environmental safety of radwaste disposal at the Vektor Storage Complex / B. Shabalin, K. Yaroshenko, S. Buhera, N. Mitsiuk // *Systems, Decision and Control in Energy III. Studies in Systems, Decision and Control* / A. Zaporozhets (ed). – 2022. – Vol. 399. – P. 203–220. – doi.org/10.1007/978-3-030-87675-3_12.
21. Effect of the surface hydration of clay minerals on the adsorption of cesium and strontium from dilute solutions / Y. Zabulonov, V. Kadoshnikov, H. Zadvernyuk, T. Melnychenko, V. Molochko // *Adsorption*. – Springer. – 2020. – Vol. 27. – P. 41–48. – doi.org/10.1007/s10450-020-00263-y.
22. Андреева О. Порівняльний аналіз мінерального складу бентонітових глин черкаського бентонітосного району / О. Андреева, В. Шунько, О. Гречановська // *Вісник Київського національного університету імені Тараса Шевченка. Геологія*. – 2016. – № 2 (73). – С. 13–19.
23. Петрушка І. М. Характеристика розподілу діаметра пор природних і модифікованих сорбентів / І. М. Петрушка, О. Д. Тарасович, К. І. Петрушка // *Науковий вісник НЛТУ України*. – Вип. 23 (7). – С. 102–106.
24. Куковский Е. Г. Особенности кристаллического строения и физико-химические свойства глинистых минералов: монография / Е. Г. Куковский. – Киев : Наукова думка, 1967. – 104 с.
25. Неймарк И. Е. Поры в твердых телах и их значение в технологических процессах / И. Е. Неймарк. – Москва : Знание, 1984. – 64 с.
26. Pashley R. M. Molecular layering of water in thin films between mica surfaces and its relation to hydration forces / R. M. Pashley, J. N. Israelachvili // *Journal of Colloid and Interface Science*. – 1984. – Vol. 101, no. 2. – С. 511–523.
27. Гольдберг В. М. Проницаемость и фильтрация в глинах / В. М. Гольдберг, Н. П. Скворцов. – Москва : Недра, 1986. – 160 с. – Режим доступа: <https://libarch.nmu.org.ua/handle/GenofondUA/69721?locale-attribute=es>.
28. Шабалін Б. Г. Захоронення короткоіснуючих низько- і середньоактивних відходів: практика світового досвіду / Б. Г. Шабалін, О. М. Лавриненко, Н. Б. Міцюк // *Вісник НТУУ «КПІ імені Ігоря Сікорського»*. Серія: Хімічна інженерія, екологія та ресурсозбереження. – 2023. – № 1 (22). – С. 75–87. – doi.org/10.20535/2617-9741.1.2023.276449.
29. Черкаський бентоніт як компонент ізоляційних бар'єрів сховищ радіоактивних відходів: фільтраційні властивості / Б. Г. Шабалін, Г. О. Холомеев, Є. О. Світличний, С. Ю. Саєнко // *Ядерна та радіаційна безпе-*

- ка. – 2025. – № 2 (106). – С. 3339. – doi.org/10.32918/nrs.2025.2(106).03.
30. Тарасевич Ю. И. Строение и химия поверхности слоистых силикатов / Ю. И. Тарасевич, Ф. Д. Овчаренко. – Київ : Наукова думка, 1988. – 248 с.
31. Критерии приемки радиоактивных отходов на захоронение в специально оборудованном приповерхностном хранилище твердых радиоактивных отходов (СОПХТРО). Первый этап эксплуатации СОПХТРО. Прием РАО от ЗПЖРО и ЗПТРО ГСП ЧАЭС для захоронения в два симметричных отсека СОПХТРО. – 2009.
32. Evolution of bentonites in the presence of Ca^{2+} ions in a contact solution and sorption capacity of bentonites for ^{137}Cs and ^{90}Sr / B. Shabalin, K. Yaroshenko, O. Lavrynenko, N. Mitsiuk // *Мінералогічний журнал*. – 2024. – Вип. 46 (3). – С. 3–15. – doi.org/10.15407/mineraljournal.46.03.003.
33. Шабалін Б. Г. Дослідження ізоляційних властивостей глин Черкаського родовища для створення підстиляючих екранів сховищ РАВ на майданчику «Вектор» / Б. Г. Шабалін, О. М. Лавриненко, К. К. Ярошенко // *Вісник Національного технічного університету України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського»*. Серія: Хімічна інженерія, екологія та ресурсозбереження. – 2021. – № 2 (20). – С. 71–81. – doi.org/10.20535/2617-9741.2.2021.235870.

B. H. Shabalin¹, K. K. Yaroshenko^{1, 2}, N. B. Mitsiuk¹

¹State Institution “The Institute of Environmental Geochemistry of National Academy of Sciences of Ukraine”, 34-a, Acad. Palladin Ave, Kyiv, 03142, Ukraine

^{1, 2}Institute of Geological Sciences of the National Academy of Sciences of Ukraine, 55-b, Olesia Honchara st., Kyiv, 01054, Ukraine

Cherkasy Bentonite Clays as an Engineered Barrier Component for Near-Surface Radioactive Waste Disposal Facilities

The article presents the results of the experimental studies of physico-chemical properties of bentonite clays to assess the possibility of their use as engineered barrier components in radioactive waste disposal facilities at the “Vector” Complex.

The object of the study are bentonite clays from the Cherkasy deposit of bentonite and palygorskite clays. Among the main physico-chemical characteristics that

determine the technical and functional properties of clay barrier materials are the granulometric, mineral and chemical composition; bulk density, colloidity, moisture capacity, specific surface area; stability when interacting with a technogenic system; filtration properties under compression load, and sorption properties. However, the main attention should be paid to the sorption and filtration properties.

In the sorption experiments, a high degree of strontium and caesium removal from model groundwater solutions of the “Vector” Complex is detected. The degree of ^{137}Cs sorption from weakly alkaline ($\text{pH} = 7.4$) and low-salt model solutions (with a Ca^{2+} concentration up to 16 mg/dm^3) is over 96–99 % for the natural bentonite. With an increase in the Ca^{2+} cation concentration from 160 to 900 mg/dm^3 and pH from 7.4 to 11.8, the degree of ^{137}Cs sorption decreases to 80–86 %. At the same time, under these conditions, the maximum distribution coefficient of ^{137}Cs is $4.8 \times 10^3 \text{ ml/g}$. The degree of ^{90}Sr sorption from weakly alkaline ($\text{pH} = 7.4$) and low-salt model solutions is 85 %. The maximum distribution coefficient is $0.7 \times 10^3 \text{ ml/g}$. With an increase of the bentonite-model solution interaction time, the redistribution of mobile (exchangeable) and immobile (non-exchangeable) forms of ^{137}Cs and ^{90}Sr radionuclides is observed. The proportion of the non-exchangeable form which does not participate in the migration processes increases.

The value of the filtration coefficient of the bentonite-sand mixture (mass ratio 1:4, density 1.92 g/cm^3) depends on the hydraulic gradient and is on average $2.2 \cdot 10^{-10} \text{ m/s}$ at the gradient over 10, while at the hydraulic gradients less than 10, the filtration coefficient decreases sharply and drops to zero at the gradient less than 1.

Keywords: bentonite, Cherkasy deposit, isolation properties, caesium, strontium.

References

1. ICRU Report 92 (2015). Major Releases of Radionuclides to the Environment. *Journal of the ICRU*, vol. 15, no. 1-2. doi.org/10.1093/jicru_ndy010.
2. Draft Law of Ukraine “On the National Targeted Environmental Program for Radioactive Waste Management” dated 23.12.2024 no. 12356, Kyiv, 2024. Available at: <https://itd.rada.gov.ua/billinfo/Bills/Card/55509> (in Ukr.)
3. NP 306.4.223-2020. *Requirements for the structure and content of the report on the safety analysis of surface and near-surface repositories for radioactive waste disposal*. Approved by the Order of the State Committee for Nucle-

- ar Regulation dated 02.12.2019, no. 520. 184 p. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0064-20#Text> (in Ukr.)
4. NP 306.4.149-2008. *Requirements on the site selection for the radioactive waste disposal facility*. Approved by the Order of the State Committee for Nuclear Regulation dated 08.12.2008, no. 1166/15857. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z1166-08#Text> (in Ukr.)
 5. Pusch R., Zwahr H., Gerber R., Schomburg J. (2003). Interaction of cement and smectitic clay – theory and practice. *Applied Clay Science*, vol. 23, pp. 203–210. doi.org/10.1016/S0169-1317(03)00104-2.
 6. Savage D., Benbow S., Watson C., Takase H., Ono K., Oda C., Honda A. (2010). Natural systems evidence for the alteration of clay under alkaline conditions: An example from Searles Lake, California. *Applied Clay Science*, vol. 47, pp. 72–81. doi.org/10.1016/j.clay.2009.08.024.
 7. 14th Natural Analogue Working Group Workshop (NAWG14, Olkiluoto 9–11 June 2015). Abstract Book. Olkiluoto, Finland, 169 p.
 8. State Service of Geology and Subsoil of Ukraine (2018). *Special permit for mining*. Chystogalivka deposit no. 6278, dated 29.08.2018, 10 p. (in Ukr.)
 9. Coyle A., Grimwood P.D., Paul W.J. (1997). Waste acceptance policy and operational developments at the UK's Drigg LLW disposal site. *Proceedings of the International symposium on experience in the planning and operation of low level waste disposal facilities (Vienna, Austria, June, 17–21, 1996.)*, pp. 339–349. Available at: <https://inis.iaea.org/records/v7bjz-ebw50>.
 10. Sellin P., Leupin O. X. (2014). The use of clay as an engineered barrier in radioactive-waste management – A review. *Clays and Clay Minerals*, vol. 61 (6), pp. 477–498.
 11. Dohrmanna R., Kaufholda S., Lundqvist B. (2013). *The role of clays for safe storage of nuclear waste*. Handbook of Clay Science, vol. 5, chap. 5.4, pp. 677–710.
 12. Wilson M. J. (2013). *Rock-forming minerals: Sheet Silicates*. Clays Minerals, London: The Geological Society, 724 p.
 13. Mollins L. H., Stewart D. I., Cousens T. W. (1996). Predicting the properties of bentonite-sand mixtures. *Clay Minerals*, no. 31 (2), pp. 243–252. doi.org/10.1180/claymin.1996.031.2.10.
 14. Report on a research work “Assessment of the environmental impact of mining and processing of the main mineral – bentonite clays as non-metallic materials for metallurgy (forming and lumping of ore concentrates), and associated minerals – palygorskite and palygorskite-montmorillonite clays as materials for the production of drilling fluids (Cherkasy oblast, Lysianskyi region, village of Dashukivka)”. Cherkasy, 2019, 337 p. (in Ukr.)
 15. Bergaya F., Lagaly G. (2013). *Handbook of Clay Science. Developments in Clay Science 5A*. Elsevier, 813 p.
 16. *Mineral Resources of Ukraine. Bentonite clays*. Kyiv: State Scientific and Production Enterprise “State Information Geological Fund of Ukraine”, 2020, pp. 132–134. (in Ukr.)
 17. Shabalin B. G., Lavrynenko O. M., Kosorukov P. O., Bugera S. P. (2018). [The perspectives of the natural smectite clay application for the creation of a geological repository of radioactive waste in Ukraine]. *Mineralogical Journal (Ukraine)*, vol. 40, no. 4, pp. 65–78. doi.org/10.15407/mineraljournal.40.04.065 (in Ukr.)
 18. Sposito G., Skipper N. T., Sutton R., Park S-H., Soper A. K., Greathouse J. A. (1999). Surface geochemistry of the clay minerals. *Proceedings of the National Academy of Sciences, U.S.A.*, vol. 96 (7), pp. 3358–3364.
 19. Bleam W. F. (1990). The nature of cation-substitution sites in phyllosilicates. *Clay Clay Miner.*, vol. 38, no. 5, pp. 527–536. doi.org/10.1073/pnas.96.7.3358.
 20. Shabalin B., Yaroshenko K., Buhera S., Mitsiuk N. (2022). Mineralogical-geochemical properties of bentonite clays of the Cherkasy Deposit to increase the environmental safety of radwaste disposal at the Vektor storage complex. Systems, Decision and Control in Energy III. *Studies in Systems, Decision and Control*, vol. 399, pp. 203–220. doi.org/10.1007/978-3-030-87675-3_12.
 21. Zabulonov Y., Kadoshnikov V., Zadvernyuk H., Melnychenko T., Molochko V. (2021). Effect of the surface hydration of clay minerals on the adsorption of cesium and strontium from dilute solutions. *Adsorption*, vol. 27, pp. 41–48. doi.org/10.1007/s10450-020-00263-y.
 22. Andreeva O., Shunko V., Grechanovska O. (2016). [Comparative analysis of the mineral composition of bentonite from Cherkasy bentonitic area]. *Visnyk of Taras Shevchenko National University of Kyiv. Geology*, vol. 73, no. 2, pp. 13–19. (in Ukr.)
 23. Petrushka I. M., Tarasovych O. D., Petrushka K. I. (2013). [Characteristics of the pore diameter distribution of natural and modified sorbents]. *Scientific bulletin of UNFU*, vol. 23, no. 7, pp. 102–106. (in Ukr.)
 24. Kukovsky Ye. G. (1967). *Osobennosti kristallicheskogo stroeniya i phisiko-khimicheskiye svoystva glinistykh mineralov* [Features of the crystalline structure and physicochemical properties of clay minerals]. Kyiv: Naukova Dumka, 104 p. (in Rus.)
 25. Neimark I. Ye. (1984). *Pory v tverdykh telakh I ikh znachenie v tekhnologicheskikh processakh* [Pores in solids and their importance in technological processes]. Moscow: Znanie, 64 p. (in Rus.)
 26. Pashley R. M., Israelachvili J. N. (1984). Molecular layering of water in thin films between mica surfaces and its rela-

- tion to hydration forces. *Journal of Colloid and Interface Science*, vol. 101, no. 2, pp. 511–523.
27. Goldberg V. M., Skvortsov N. P. (1986). *Pronitsaemost i filtratsiya v glinakh* [Permeability and filtration in clays]. Moscow: Nedra, 160 p. Available at: <https://libarch.nmu.org.ua/handle/GenofondUA/69721?locale-attribute=es>. (in Rus.)
28. Shabalin B., Lavrynenko O., Mitsiuk N. (2023). [Disposal of short-lived low- and intermediate-level waste: analysis of foreign experience]. *Bulletin of National Technical University of Ukraine «Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute»*, Series «Chemical Engineering, Ecology and Resource Saving», no. 1 (22), pp. 75–87. doi.org/10.20535/2617-9741.1.2023.276449 (in Ukr.)
29. Shabalin B., Kholomieiev H., Svitlychnyi Ye., Sayenko S. (2025). Cherkasy bentonite as a component of isolation barriers for radioactive waste repositories: filtration properties. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 2 (106), pp. 33–39. doi.org/10.32918/nrs.2025.2(106).03.
30. Tarasevych Yu. I., Ovcharenko F. D. (1988). *Stroenie i khimiya poverkhnosti sloistyx silikatov* [Structure and surface chemistry of layered silicates]. Kyiv: Naukova Dumka, 248 p. (in Rus.)
31. *Criteria for radioactive waste acceptance for disposal in a specially equipped near-surface solid radioactive waste disposal facility (SRWDF)*. First stage of SRWDF operation. Acceptance of the radioactive waste from LRW and SRW treatment plants of the SPE Chornobyl NPP for disposal in two modules of SRWDF, 2009. (in Rus.)
32. Shabalin B., Yaroshenko K., Lavrynenko O., Mitsiuk N. (2024). Evolution of bentonites in the presence of Ca^{2+} ions in a contact solution and sorption capacity of bentonites for ^{137}Cs and ^{90}Sr . *Mineralogical Journal* (Ukraine), vol. 46 (3), pp. 3–15. doi.org/10.15407/mineraljournal.46.03.003.
33. Shabalin B. H., Lavrynenko O. M., Yaroshenko K. K. (2021). Investigation of the insulating properties of the cherkasy deposit clays for the creation of underlying screens of radioactive waste at the “Vector” site. *Bulletin of National Technical University of Ukraine “Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute”*, Series “Chemical Engineering, Ecology and Resource Saving”, vol. 20, no. 2, pp. 71–81. doi.org/10.20535/2617-9741.2.2021.235870. (in Ukr.)

Надійшла / Received 10.04.2025

Рекомендована до друку / Accepted 21.07.2025

В. К. Шинкаренко, М. М. Талерко, А. М. Новіков, В. О. Краснов, В. О. Кашпур, О. А. Свирид, В. В. Августов

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

Радіоактивні аерозолі під укриттям нового безпечного конфайнмента після удару безпілотної літальної апарату 14 лютого 2025 р.

Ключові слова:

радіоактивні аерозолі,
Чорнобильська зона,
новий безпечний конфайнмент,
 ^{137}Cs ,
 ^{241}Am ,
ресуспензія,
моніторинг,
імпактор,
авторадіографія

Вибух безпілотної апарату та наступна пожежа призвели до пошкодження герметичності захисної оболонки Арки та до значного зростання об'ємної активності радіонуклідів у повітрі під нею. Відбір проб для визначення дисперсного складу радіоактивних аерозолів та активності пов'язаних із ними радіонуклідів (^{137}Cs , ^{241}Am) було здійснено за допомогою стаціонарних фільтрувально-вентиляційних установок та імпактора. Спостерігається дво-modalний розподіл аерозольних частинок за аеродинамічними діаметрами: дрібні частинки з розмірами порядку 1 мкм і більш крупні з діаметрами порядку 10–20 мкм. За допомогою авторадіографії на експонованих після вибуху фільтрах зафіксовано появу великої кількості «гарячих» частинок, β -активності яких, як правило, не перевищують 5 Бк. Видається вельми вірогідним, що сплеск активності після вибуху зумовлений переважно ресуспензією раніше осілих частинок, а не новим викидом паливного матеріалу.

Вступ

14 лютого 2025 р. о 1:54 російський ударний безпілотної літальний апарат (БПЛА) «Герань-2» із фугасною бойовою частиною влучив у захисне укриття — Арку нового безпечного конфайнмента (НБК), зведену над зруйнованим 4-м енергоблоком Чорнобильської атомної електростанції (ЧАЕС) [1]. Унаслідок вибуху було пошкоджено обидва шари захисної оболонки Арки. Проте герметичність основного об'єму повітря під НБК збереглася, оскільки пробоїна припала на ізольоване приміщення депо мостових кранів.

Унаслідок вибуху спалахнула пожежа, після ліквідації якої до 7 березня продовжувалось тління гумового шару наповнювача захисної оболонки Арки НБК [2]. Вигорання цього шару, а також подальше руйнування

переминок, що герметизували основний об'єм, призвели до втрати герметичності захисної оболонки.

Вибух і наступна пожежа зумовили значний ріст повітряної активності радіонуклідів, а також інтенсивне задимлення простору під Аркою. Водночас, оскільки пошкоджень об'єктів, що містять радіоактивні матеріали, зафіксовано не було, залишається відкритим питання щодо походження виявлених у повітрі радіонуклідів.

Метою дослідження є з'ясування природи та джерел надходження радіонуклідів, виявлених у повітряному середовищі під Аркою НБК після удару БПЛА.

Вхідні дані та методи дослідження

Згідно зі штатною програмою контролю відбір аерозольних проб під Аркою НБК проводився за до-

© В. К. Шинкаренко, М. М. Талерко, А. М. Новіков, В. О. Краснов, В. О. Кашпур, О. А. Свирид, В. В. Августов, 2025. Ліцензія CC BY 4.0

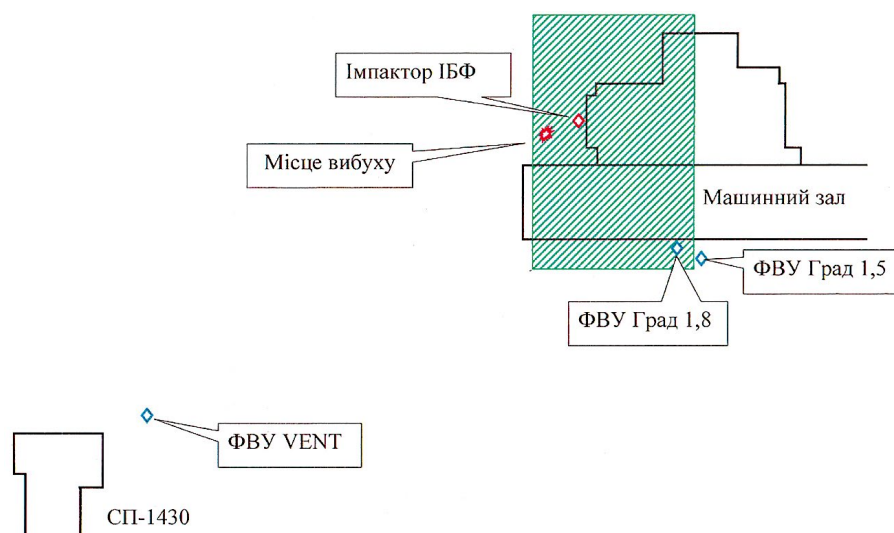


Рис. 1. Схема розташування пробовідбірників

помогою стаціонарної фільтр-вентиляційної установи (ФВУ) Град-1,8, розташованої в південно-східному кутку неподалік від східної стіни Арки НБК, та імпактора ІБФ-VTE, розташованого в північно-західній її частині. Каскади цього імпактора збирають та сортують частинки за їхніми аеродинамічними діаметрами: 17,0–8,5; 8,5–3,7; 3,7–1,2; 1,2–0,5 та менше 0,5 мкм. Періодичність зміни колекторних пластин імпактора 14 діб.

Поза НБК поблизу його східної стіни знаходилась ФВУ Град-1,5. ФВУ VENT була розташована приблизно за 500 м на захід — південний захід від НБК (рис. 1).

Основні характеристики ФВУ наведено в таблиці. Матеріал повітряних фільтрів — тканина Петрянова ФПП-15-1,5. Періодичність зміни фільтрів — 7 діб.

Вимірювання активності ^{137}Cs , ^{154}Eu та ^{241}Am на повітряних фільтрах проводили за допомогою напівпровідникового γ -спектрометра з охолоджуванним детектором із надчистого германію.

Авторадіографічні дослідження проводили згідно з [3] з використанням медичної рентгенівської

плівки. Цифрові денситограми авторадіографічних плям отримували за допомогою сканування в режимі відбивання, роздільна здатність 600 точок на дюйм. Визначення параметрів радіографічних плям проводили за допомогою пакета обробки зображень Image-Pro Plus 6.0. Для визначення β -активності частинок за параметрами їхніх радіографічних зображень будували калібрувальну залежність, отриману за даними авторадіографії лінійки частинок із відомою активністю. Свого часу (2000–2003 рр.) ці частинки були ізольовані з повітряних фільтрів, експонованих поблизу об'єкта «Укриття»; β -активності відібраних частинок були визначені за допомогою низькофонового пропорційного лічильника LB-720 (Bekman).

Результати та обговорення

Повітряний фільтр ФВУ Град-1,8, що був експонований у період 12–18.02.2025 й продовжував працювати після удару БПЛА, мав інтенсивне темне забарвлен-

Основні технічні характеристики пробовідбірників аерозолі

Характеристики пробовідбірників	ФВУ Vent	ФВУ Град-1,5	ФВУ Град-1,8	Імпактор ІБФ
Місцезнаходження:				
Широта	51°23'13.0"	51°23'17.9"	51°23'17.9"	51°23'21.6"
Довгота	30°05'31.4"	30°05'53.4"	30°05'52.4"	30°05'48.5"
Висота відбирання проби, м	1,0	1,5	1,8	1,5
Продуктивність, м³/год	300	450	450	3
Площа фільтра, м²	0,36	0,56	0,56	$3,85 \cdot 10^{-3}$

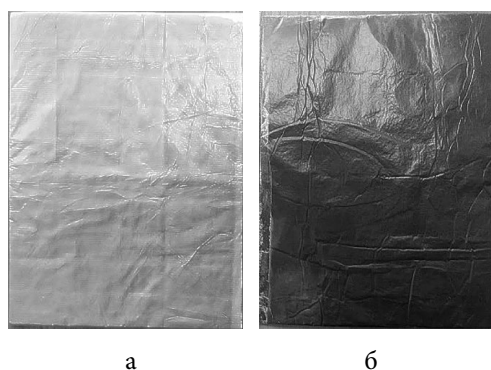


Рис. 2. Фрагменти експонованих повітряних фільтрів:
а — 28.01–06.02.2025, $Q = 30\,000\text{ м}^3$, б — 12–18.02.2025,
 $Q = 14\,000\text{ м}^3$, де Q – прокачаний об'єм повітря

ня і залишався липким унаслідок відкладання великої кількості частинок кіптяви. На рис. 2 для порівняння наведено зображення фрагментів двох повітряних фільтрів, експонованих до і під час удару.

На рис. 3 наведено авторадіограми цих фрагментів. Відмітимо, що верхній шар тканини Петрянова залишався липким тривалий час після експозиції, що призвело до часткового злипання шарів складеного фільтра. Світлі ділянки на авторадіограмі рис. 3, б утворилися внаслідок часткового видалення волок-

нистого шару, темна ділянка вгорі відповідає шару подвійної товщини. Бета-активності «гарячих» частинок на обох фрагментах, переважно, не перевищують 5 Бк, лише деякі з них мають активності не більше 10 Бк. Виходячи із середньої на сьогодні питомої β -активності опроміненого палива¹ порядку $1,31 \cdot 10^9$ Бк/г UO_2 та густини палива $\approx 10\text{ г/см}^3$, маємо оцінку аеродинамічних діаметрів частинок порядку 28,5 мкм з активністю 5 Бк та ≈ 36 мкм для частинок з активністю 10 Бк. Тобто ФВУ Град-1,8 переважно досягли частинок з аеродинамічними діаметрами менше 30–40 мкм. Аналогічна ситуація спостерігалась у 2019 р. під час обвалу в приміщенні 402/3, коли на повітряних фільтрах цієї установки теж були відсутні частинки з більшими активностями. Видається ймовірним, що цьому сприяло як віддалене розташування установки від місця обвалу, так і наявність залишку стіни машинного залу поряд з установкою. У результаті більш крупні частинки або не утворилися в просторі під Аркою, або не змогли долетіти до установки [3].

Динаміка об'ємної активності ^{137}Cs в повітрі поблизу точки розташування ФВУ Град-1,8 наведена на рис. 4. У період з 12 по 18 лютого спостерігається підвищення об'ємної активності, але потрібно пам'ятати,

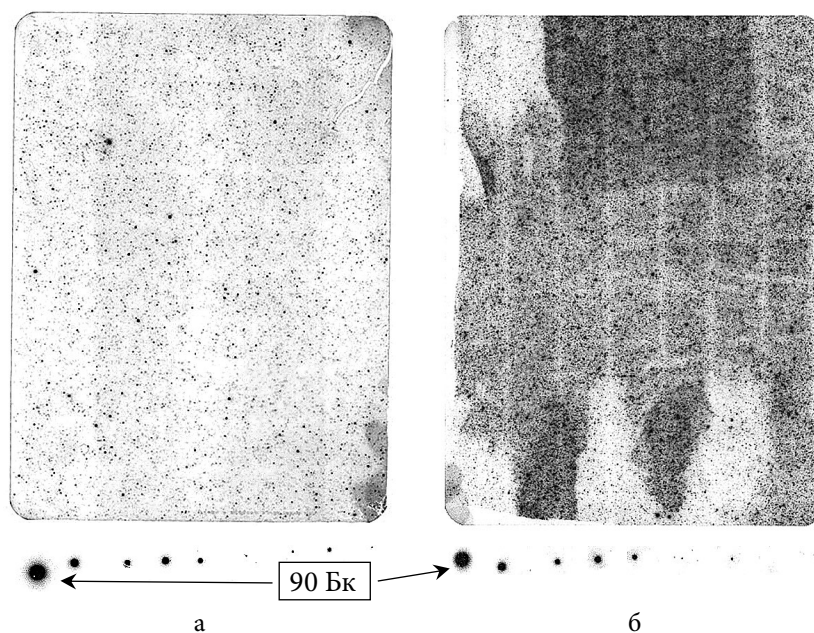
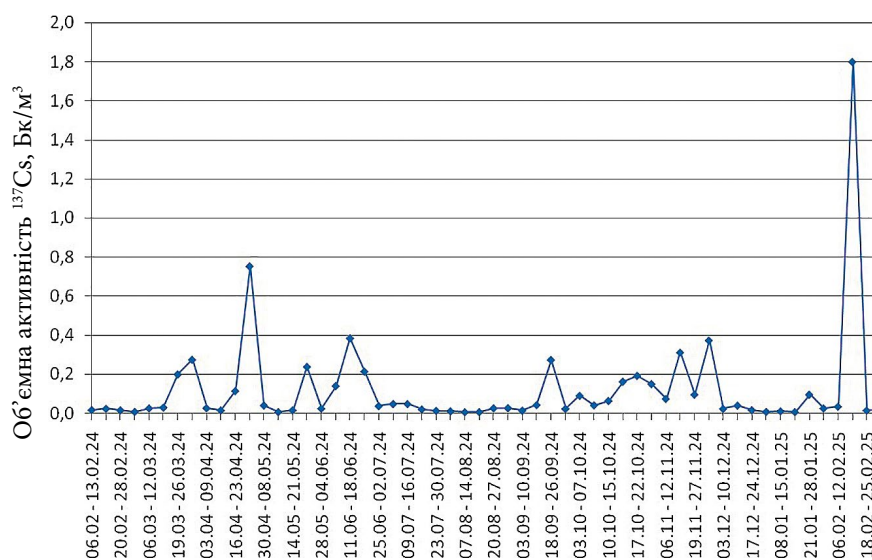
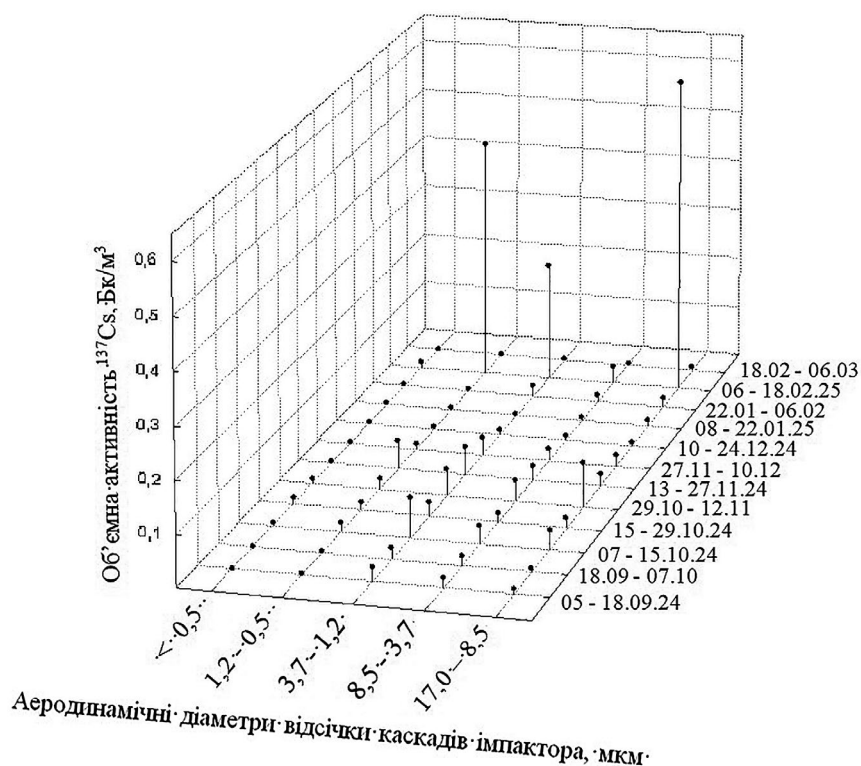


Рис. 3. Авторадіографічні зображення фрагментів повітряних фільтрів:
а — 28.01–06.02.2025, радіографічна експозиція 14 діб; б — 12–18.02.2025,
експозиція 7 діб. Внизу відповідні авторадіограми лінійки частинок

¹ Розраховано згідно з даними, наведеними в [5]. Бета-випромінювання ^{241}Pu не брали до уваги, оскільки енергії цих частинок ($\leq 20\text{ кеВ}$) замалі для досягнення робочого шару фотоемулсії.

Рис. 4. Об'ємні активності ^{137}Cs в повітрі поблизу ФВУ Град-1,8Рис. 5. Динаміка об'ємної активності ^{137}Cs в повітрі на місці розташування імпактора ІБФ

що це значення усереднене за тиждень, тому пікова активність могла бути на 1-2 порядки більшою.

На рис. 5 наведено значення об'ємної активності ^{137}Cs в повітрі поблизу розташування імпактора ІБФ. Дані за період 6–18 лютого частково відкориговані — враховано, що надходження радіонуклідів відбувалося з моменту удару, тобто з 14 лютого 2025 р. Спостерігається двогорбий розподіл аерозольних частинок

за аеродинамічними діаметрами: дрібні частинки з розмірами порядку 1 мкм і більш крупні з діаметрами порядку 10–20 мкм.

Варто зазначити, що β -активності паливних частинок з аеродинамічними діаметрами 1; 5 та 20 мкм на сьогодні становлять $2,15 \cdot 10^{-3}$, $8,6 \cdot 10^{-2}$ та 1,73 Бк відповідно. Для повітряних фільтрів спостерігається співвідношення $^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$ на рівні 30–70, що дещо

перевищує розрахункове значення ≈ 20 , отримане для поточного стану опроміненого палива на ЧАЕС з урахуванням розпаду ізотопів ^{137}Cs , ^{241}Am та ^{241}Pu , виходячи з даних [5] на момент аварії. Це може бути пояснено, як було показано в роботі [6], наявністю додаткової цезієвої компоненти забруднення, окрім забруднення паливними частинками.

Також зазначимо, що скориговане сумарне значення об'ємної активності ^{137}Cs за ступенями імпактора ($1,36 \text{ Бк/м}^3$) є близьким до активності, зареєстрованої на повітряному фільтрі ФВУ Град-1,8 — $1,8 \text{ Бк/м}^3$. Незначна розбіжність може бути зумовлена тим, що імпактор відсікає частинки з аеродинамічними діаметрами понад 17 мкм , тоді як на повітряному фільтрі ФВУ присутні поодинокі частинки діаметром $30\div 40 \text{ мкм}$.

Висновки

Атака БПЛА 14 лютого 2025 р. спричинила тимчасове, але помітне підвищення рівнів ^{137}Cs та інших нуклідів у повітрі під Аркою НБК. Оскільки після вибуху БПЛА не було зареєстровано пошкоджень об'єктів, що містили б паливні матеріали чи інші радіоактивні речовини, можна вважати, що сплеск активності під укриттям НБК відбувся внаслідок вторинної ресуспензії аерозольних частинок із поверхонь усередині об'єктів «Арка» та «Укриття». Варіант із викидом паливних частинок під час тління герметизуючої оболонки виглядає малоімовірним, оскільки, по-перше, малоімовірним є накопичення паливних частинок на цій оболонці, по-друге, ще більш неймовірним виглядає вивільнення паливних частинок у процесі тління.

Список використаної літератури

1. Російський ударний дрон із фугасною бойовою частиною влучив вночі 14 лютого в укриття над зруйнованим 4-м енергоблоком Чорнобильської атомної станції // Укрінформ : офіційний веб-сайт. – Режим доступу: <https://www.ukrinform.ua/rubric-ato/3959875-rosijskij-dron-vluciv-vnoci-v-ukritta-nad-cetvertim-energoblokom-caes-zelenskij.html>.
2. Рятувальники ліквідували тління після удару російського дрона по саркофагу Чорнобильської АЕС // Район.in.ua. – Режим доступу: <https://rayon.in.ua/news/788470-ryatuvalniki-likvidovali-tlinnya-pislya-udaru-rosiyskogo-drone-po-sarkofagu-chornobilskoj-aes>.
3. Шинкаренко В. К. Методичні рекомендації до визначення бета-активності «гарячих» часток та розподілу

їх за активностями. Метод авторадіографії забруднених поверхонь / В. К. Шинкаренко. – Київ : Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, 2021. – 43 с.

4. До сплеску активності ^{137}Cs в повітрі під об'єктом «Арка» 17 жовтня 2019 р. / В. К. Шинкаренко, В. О. Кашпур, Г. Г. Скоряк, П. В. Сабенін // Ядерна енергетика та довкілля. – 2021. – № 2 (21). – С. 107–115.
5. Топливо реактора 4-го блока ЧАЭС: краткий справочник / С. Н. Бегичев, А. А. Боровой, Е. В. Бурлаков [и др.]. – Москва, 1990. – 22 с. – (Препринт / ИАЭ; 5268/3).
6. Гаргер Е. К. Оценка степени растворения радиоактивных аэрозольных частиц из объекта «Укрытие» / Е. К. Гаргер, А. А. Одинцов, В. К. Шинкаренко // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. – 2009. – Вип. 12. – С. 125–136.

V. K. Shynkarenko, M. M. Talerko, A. M. Novikov,
V. O. Krasnov, V. O. Kashpur, O. A. Svyryd,
V. V. Augustov

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the
National Academy of Sciences of Ukraine, 12, Lysohirska st.,
Kyiv, 03028, Ukraine*

Radioactive Aerosols under the Cover of the New Safe Confinement after the Strike by an Unmanned Aerial Vehicle on February 14, 2025

On February 14, 2025, at 1:54 a.m., a Russian combat UAV “Geran-2” struck the New Safe Confinement (NSC) — the protective structure built over the destroyed Unit 4 of the Chornobyl NPP. The explosion damaged both layers of the NSC cladding and initiated a fire, followed by prolonged smoldering of the rubber filler layer. Although no fuel-containing objects were directly impacted, air monitoring under the NSC registered a notable increase in radionuclide activity. This paper presents the results of aerosol sampling using stationary filter-ventilation units (FVUs) and an impactor system. Analyses revealed elevated airborne ^{137}Cs concentrations and the presence of radioactive aerosol particles, primarily with aerodynamic diameters under $40 \text{ }\mu\text{m}$. Autoradiographic and spectrometric studies confirmed low-activity hot particles consistent with irradiated nuclear fuel, as indicated by typical $^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$ ratios of 30–70. However, due to the lack of confirmed damage to radioactive material storage or fuel debris, the observed activity spike is most likely attributed to secondary resuspension of pre-existing

contamination on surfaces within the NSC and Shelter structures, rather than new emissions. These findings underline the vulnerability of the NSC to external impacts and emphasize the need to enhance radiological monitoring strategies under conditions of military threat.

Keywords: Radioaerosols, Chornobyl zone, New Safe Confinement, ^{137}Cs , ^{241}Am , resuspension, monitoring, impactor, autoradiography, hot particle.

References

1. [A Russian strike drone with a high-explosive warhead hit a shelter above the destroyed 4th power unit of the Chornobyl nuclear power plant on the night of February 14]. Available at: <https://www.ukrinform.ua/rubric-ato/3959875-rosijskij-dron-vluciv-vnoci-v-ukritta-nad-cetvertim-energoblokom-caes-zelenskij.html> (in Ukr.)
2. [Rescuers eliminate smoldering after Russian drone hits Chornobyl nuclear power plant sarcophagus]. Available at: <https://rayon.in.ua/news/788470-ryatuvalniki-likvidu-vali-tlinnya-pislya-udaru-rosiyskogo-drona-po-sarkofagu-chornobilskoi-aes> (in Ukr.)
3. Shynkarenko V. K. (2021). *Metodychni rekomendacii do vyznachennia beta-aktyvnosti "gharjachykh" chastok ta rozpodilu iikh za aktyvnostiamy. Metod avtoradioghrafii zabrudnennykh poverkhon.* [Methodical recommendations for determination of beta-activity of "hot" particles and their distribution by activities. Method of autoradiography of contaminated surfaces]. Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 43 p. (in Ukr.)
4. Shynkarenko V. K., Kashpur V. A., Skoryak G. G., Sabenin P. V. (2021). [To a burst of ^{137}Cs activity in the air under the "Arch" object on October 17, 2019]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 21, no. 2, pp. 107–115. (in Ukr.)
5. Beghychev S. N., Borovoi A. A., Burlakov E. V. [et al.] (1990). [ChNPP Unit 4 Reactor Fuel: (Brief Guide)]. Moscow, 22 p. Preprint IAE; 5268/3. (in Rus.)
6. Garger E. K., Odintsov A. A., Shynkarenko V. K. (2009). [Estimation of the degree of dissolution radioactive aerosols particles from the Shelter object]. *Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl*, vol. 12, pp. 125–136. (in Rus.)

Надійшла / Received 09.06.2025

Рекомендована до друку / Accepted 03.07.2025

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

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

Особливості розбирання завалів на перекритті деаераторної етажерки об'єкта «Укриття» Чорнобильської АЕС

Ключові слова:

новий безпечний конфайнмент, об'єкт «Укриття», нестабільні конструкції, оборотна ємність, система основних кранів, мобільна інструментальна платформа, дистанційно керований механізм, поводження з радіоактивними відходами

Наведено пропозиції щодо технології розбирання завалів на перекритті деаераторної етажерки включно з необхідним обладнанням для виконання цих робіт. Підкреслюється, що розбирання завалів в обсягах демонтажу нестабільних конструкцій є однією з найскладніших робіт в рамках реалізації цього проекту. Основною причиною є наявність у зоні розбирання безлічі різних за видами, розмірами та інтенсивністю джерел іонізуючого випромінювання. Це обумовлює технологічні проблеми, що в першу чергу пов'язані зі складністю забезпечення радіаційної безпеки. Аналізуючи рекомендації в частині методів демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття», що наведені в попередніх розробках, запропоновано сценарії щодо можливого безпечного розбирання матеріалів завалів та подальшого поводження з ними. Відзначається необхідність впровадження безпечних технологій, основаних на застосуванні технічних засобів і пристосувань, що дають змогу виключити повністю або звести до мінімуму залучення персоналу для виконання цих робіт.

Вступ

Спорудження об'єкта «Укриття» на зруйнованих конструкціях 4-го енергоблоку й у надзвичайно важких радіаційних умовах не дозволило створити об'єкт відповідно до правил і норм проектування не тільки ядерних установок чи об'єктів для поводження з радіоактивними відходами (РАВ), а й звичайних промислових споруд. Отже, будівельні конструкції вже на початку спорудження об'єкта «Укриття» не відповідали вимогам нормативно-технічних документів у частині структурної цілісності та надійності.

Упродовж 1988–1994 рр. були реалізовані протиаварійні заходи з підсилення окремих будівельних конструкцій об'єкта «Укриття», технічний стан яких був оцінений як аварійний.

Починаючи з 1988 р., у рамках міжнародного проекту «План здійснення заходів на об'єкті «Укриття» було проведено системні дослідження стану будівель-

них конструкцій, за результатами яких було виявлено конструкції, імовірність обвалення яких неприпустимо велика (так звані нестабільні конструкції).

Реалізовані у 2004–2008 рр. невідкладні стабілізаційні заходи забезпечили прийнятний рівень безпеки об'єкта «Укриття» з огляду на 15-річний термін експлуатації стабілізованих конструкцій (до кінця 2023 р.) з урахуванням завершення будівництва і введення в експлуатацію нового безпечного конфайнмента (НБК) у вказаний період [1]. Надалі проблема нестабільних конструкцій (НК) повинна вирішуватися шляхом їхнього демонтажу або підсилення всередині НБК.

Незважаючи на завершення терміну безпечної експлуатації стабілізованих конструкцій, їхній демонтаж не було здійснено через військову агресію Російської Федерації. Упродовж 2022–2024 рр. було виконано додаткові дослідження НК з метою переоцінки їхньої надійності та структурної цілісності. За результатами проведених досліджень період безпеч-

ної експлуатації НК об'єкта «Укриття» було продовжено до 31.10.2029 р. [2].

Перелік НК, що підлягають демонтажу, визначено в документах [3, 4]. З урахуванням технологічних аспектів та технічного стану НК, їхній демонтаж запропоновано виконати послідовно у два етапи: «ранній» та «відкладений» демонтаж.

До переліку конструкцій для «раннього» демонтажу включено металоконструкції, які формують зовнішню оболонку об'єкта «Укриття», а також трубний накат, балку «Восьминіг», балку «Мамонт», опори балки «Мамонт», завали на деаераторній етажерці (ДЕ) та аварійні плити перекриття ДЕ.

Решта НК, зокрема блоки балок Б1 і Б2 по осях Ж і П, завали та плити перекриття над приміщенням 805/3, об'ємний блок «Собачий дім» та інші конструкції віднесено до «відкладеного» демонтажу.

Демонтаж НК в умовах радіаційно та ядерно небезпечного об'єкта «Укриття» є надзвичайно складним та унікальним завданням, що потребує ухвалення обґрунтованих технічних рішень і забезпечення безпеки на кожному з етапів діяльності.

Метою цієї роботи є розробка пропозицій щодо впровадження методів безпечного розбирання завалів на перекритті ДЕ та подальшого поводження з РАВ, що утворюються в результаті розбирання завалів.

Стан проблеми

Після вибуху на 4-му енергоблоці будівля ДЕ вище позначки 38,600 була зруйнована, колони кар-

каса пошкоджені та нахилені в бік машинного залу, а на плитах перекриття між осями Б–В, 41–51 утворилися завали у вигляді уламків конструкцій та інших складових будівлі. Крім того, частина фрагментів активної зони вибухом була викинута на верхні позначки енергоблоку і з високою ймовірністю знаходяться в завалах. Під час ліквідації аварії в завали ДЕ додатково потрапили матеріали, скинуті з гелікоптерів для гасіння пожежі. У подальшому завали на перекритті ДЕ були частково забетоновані для влаштування платформи західної опори (між осями 49–52) та східної опори (між осями 40–43) балки «Мамонт». Крім того, опори балки «Восьминіг» (мішки з бетонною сумішшю) також обпираються на завали ДЕ вздовж осі В (рис. 1). Виконане бетонування в місцях опор балок «Мамонт» і «Восьминіг» та «свіжий» бетон, що потрапив у завали в процесі ліквідації аварії, створює додаткові складності для розбирання завалів.

Відомо, що завали на перекритті ДЕ мають висоту 1,0–4,0 м; ширину до 13,0 м і довжину 66,0 м. За результатами експертних оцінок загальна маса матеріалів завалів понад 2200 т.

Завали на перекритті ДЕ в основному містять: радіоактивно забруднені залізобетонні конструкції (РЗБК) — великі елементи бетонних і залізобетонних конструкцій 4-го енергоблоку, що були зруйновані й обвалилися на перекриття;

сипкі РАВ — дрібні фрагменти будівельних конструкцій, систем і комунікацій, що утворилися в результаті аварії 1986 р., матеріали, що утворилися внаслідок ліквідації наслідків аварії (матеріали за-

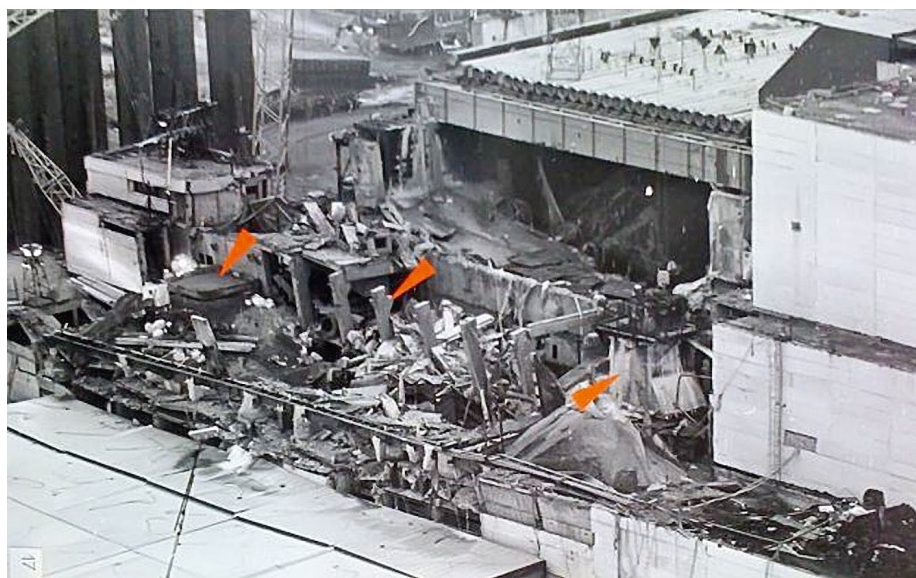


Рис. 1. Загальний вигляд завалів на перекритті ДЕ

сипки, що скидались з гелікоптерів, «свіжий» бетон і мішки з бетонною сумішшю, що використовувались під час будівництва об'єкта «Укриття»).

Крім того, враховуючи масштаб руйнувань енергоблоку включно з його реактором, є висока ймовірність знаходження в цих завалах істотної кількості паливовмісних матеріалів (ПВМ) у вигляді різного роду фрагментів активної зони (ФАЗ).

Для демонтажу НК і для подальших робіт з перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему було здійснено проектування, будівництво і введення в експлуатацію першого пускового комплексу (ПК-1) НБК [1]. У складі ПК-1 була створена відповідна інфраструктура та виконано монтаж зовнішніх та внутрішніх мереж і систем включно із системою основних кранів (СОК) для безпосереднього проведення робіт з демонтажу НК. Крім того, було здійснено будівництво внутрішніх майданчиків і ділянок для поводження з РАВ, що будуть утворюватися під час виконання демонтажних робіт.

На рис. 2 показано об'єкти (майданчики) у межах НБК, де буде здійснюватися демонтаж НК, розбирання завалів та подальше поводження з РАВ, а саме:

в основному об'ємі НБК — зона демонтажу, майданчик тимчасового складування, майданчик тимчасового зберігання (південно-західний сектор НБК) та шлюз доступу пожежних підрозділів (заїзд у південно-західний сектор НБК);

у технологічній будівлі — майданчик первинної обробки, майданчик підготовки, майданчик завантаження автомобілів, північний шлюз і контрольно-пропускний пункт, південний шлюз.

У 2016 р. було розроблено проектні рішення з демонтажу з'єднувальної ферми південної частини покрівлі об'єкта «Укриття» [1, 5]. Була запропонована технологія її демонтажу із застосуванням крана НБК з мобільною інструментальною платформою (МІП), що була поставлена в межах ПК-1. У складі ПК-2 МІП повинна бути оснащена дистанційно керованим механізмом (ДКМ) з маніпулятором, який у свою чергу за допомогою змінних навісних інструментів зможе виконувати різні технологічні операції. Отже, усі роботи з демонтажу щитів покрівлі та основних балок об'єкта «Укриття», а також видалення фрагментів завалів на перекритті ДЕ мають здійснюватися за допомогою СОК і системи МІП-ДКМ з маніпулятором і необхідними навісними інструментами (рис. 3).

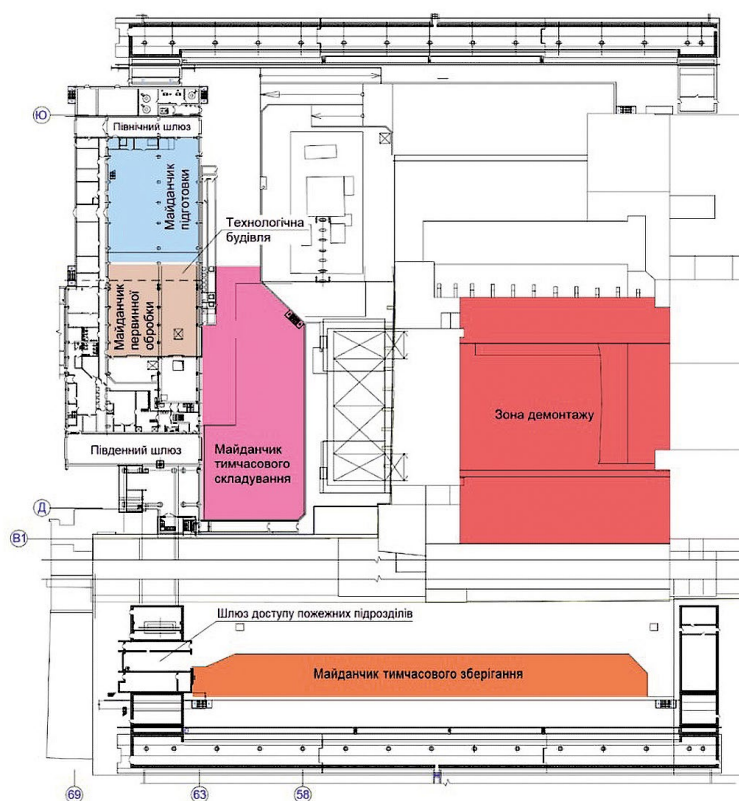


Рис. 2. Схема розташування майданчиків і приміщень з поводження з РАВ усередині НБК

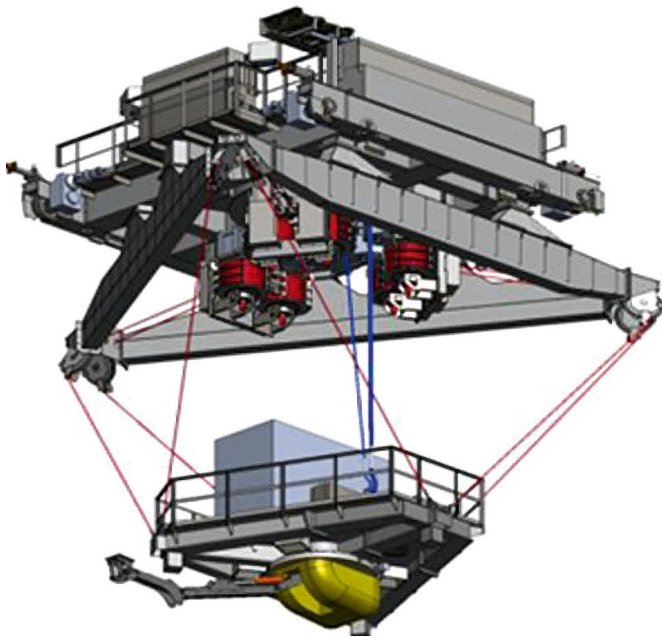
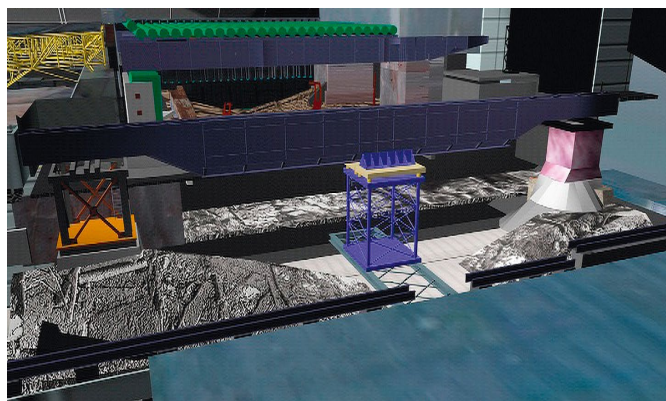


Рис. 3. Загальний вигляд МПП з ДКМ і маніпулятором (система МПП-ДКМ)

Таким чином, основою безпечного виконання робіт з демонтажу НК, розбирання завалів має бути застосування ДКМ.

Проект демонтажу металевої ферми є першим проектом демонтажу НК, що підлягають «ранньому» демонтажу. Одне із завдань розробки та реалізації цього проекту полягає в тому, щоб продемонструвати можливість та ефективність використання інфраструктури, створеної в рамках ПК-1, а також обґрунтування необхідності додаткового оснащення ділянок/систем НБК для здійснення робіт з демонтажу НК об'єкта «Укриття» у складі ПК-2.

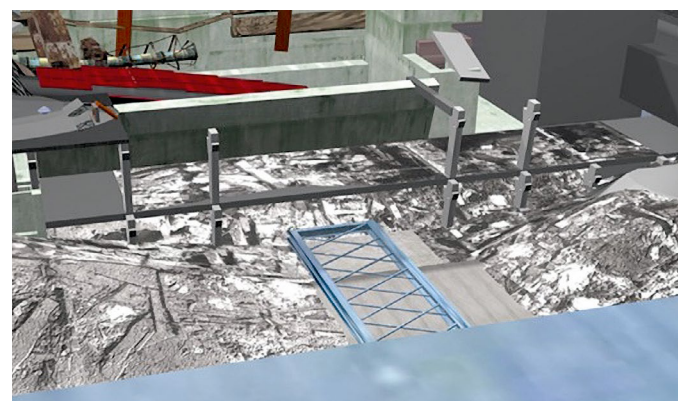


Спирання додаткової (проміжної) опори балки «Мамонт» на металеву платформу

У 2024 р. фахівцями «ЮТЕМ-ІНЖИНІРИНГ», ППБ АЕС НАН України та ДП «НДІБК» виконувались передпроектні роботи щодо об'єкта «Новий безпечний конфайнмент (НБК). Пусковий комплекс 2 (ПК-2). Демонтаж нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» ДСП «ЧАЕС» у частині «раннього» демонтажу». Одним з основних результатів цієї роботи була розробка документа «Проектні критерії та вимоги до інфраструктури НБК для демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» [6]. У цьому документі розглянуті й обґрунтовані проектні критерії та вимоги, необхідні для розробки робочого проекту демонтажу НК об'єкта «Укриття», включаючи роботи з демонтажу, створення додаткової інфраструктури, необхідної для здійснення демонтажу, поводження з РАВ, захисту персоналу та довкілля від шкідливих факторів цієї діяльності.

Пропозиції щодо безпечних методів розбирання завалів на ДЕ

Відповідно до концептуальних рішень [7], процесу розбирання завалів на перекритті ДЕ має передувати досить значна й довготривала робота, пов'язана з демонтажем об'ємних блоків, щитів і несучих балок та опор південної зони покрівлі об'єкта «Укриття». Слід зазначити, що для демонтажу балки «Мамонт» між осями Б–Г, 45–46 мають бути виконані роботи з монтажу платформи для спирання додаткової (проміжної) опори [8]. Оскільки встановлення платформи опори було визначено з технологічних міркувань, то це спричинило необхідність часткового переміщення або вилучення фрагментів завалів між осями Б–В, 44–46 (рис. 4).



Стан завалів на перекритті ДЕ після демонтажу балки «Мамонт» і додаткової опори

Рис. 4. Розбирання завалів для встановлення платформи додаткової опори балки «Мамонт»

Таким чином, роботи з розбирання завалів на перекритті ДЕ будуть проводитись у два етапи. Перший етап — часткове видалення або переміщення фрагментів завалів до демонтажу балки «Мамонт», а другий етап (остаточний) — видалення фрагментів завалів після демонтажу балки «Мамонт». Важливо зазначити, що наявність балки «Мамонт» у своєму проектному положенні на першому етапі істотно ускладнить роботу механізмів, що будуть задіяні в технологічному процесі розбирання завалів.

Не дивлячись на те, що роботи з демонтажу передбачається виконувати в основному ДКМ, персонал може бути задіяний для епізодичних робіт, що потребує впровадження заходів із радіаційного захисту. Особливо невиправданими є дозовитрати, які персонал може отримати на шляхах доступу до зон виконання робіт і на зворотному шляху.

Для вирішення цієї проблеми пропонується використовувати екрановану кабінку, яка буде транспортуватися одним із кранів НБК з місця посадки в зону виконання робіт (ЗВР) і назад (рис. 5).

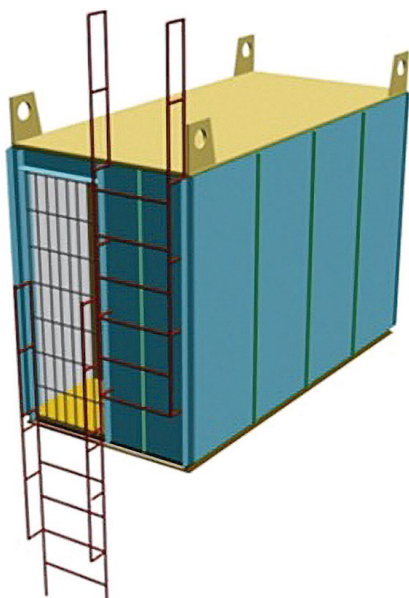


Рис. 5. Загальний вигляд екранованої кабінки для переміщення персоналу в ЗВР

Таким чином, застосування екранованої кабінки для транспортування персоналу повністю виключить необхідність організації шляхів доступу до будь-яких ЗВР в об'єкті «Укриття», а саме переміщення персоналу буде швидким і, головне, безпечним. Детально шляхи доступу із застосуванням екранованої кабінки для транспортування персоналу розглянуто в роботі [9].

Видалення матеріалів завалів на перекритті ДЕ буде полягати у виконанні таких операцій:

зламаних і заблокованих РЗБК (за потреби) та видалення фрагментів або сипких РАВ із завалу за допомогою змінних інструментів системи МІП-ДКМ;

завантаження РЗБК або сипких РАВ у спеціальні оборотні ємності. У разі виявлення фрагментів ПВМ, вилучення їх та подальше поводження з ними повинно здійснюватися за окремою процедурою;

переміщення оборотних ємностей із РЗБК і сипкими РАВ на майданчик тимчасового складування НБК за допомогою СОК.

Весь масив завалів (фрагменти РЗБК та сипучі РАВ) має видалятися до поверхні плит перекриття на позначці 38,600.

До початку робіт з розбирання завалів мають бути організовані майданчики для встановлення певної кількості оборотних ємностей. Тобто в певних місцях поверхня завалів за можливості має бути звільнена від громіздких та виступаючих фрагментів і мати поверхню, близьку до горизонтальної. Після демонтажу балки «Мамонт» і її західної опори як майданчик для оборотних ємностей може бути задіяна забетонувана основа західної опори балки «Мамонт» між осями 49–52 та платформа між осями Б–В, 44–46 для встановлення проміжної опори (рис. 6).

Габарити майданчиків для розміщення оборотних ємностей/контейнерів повинні забезпечити можливість одночасного розміщення оборотної ємності для РЗБК, оборотної ємності для сипких РАВ та мати ще резервну площу для встановлення додаткового контейнера в разі необхідності.

У зв'язку з тим, що між осями Б–В, 44–46 ДЕ побудована платформа для проміжної опори балки «Мамонт», завали будуть розбиратися частинами. У першу чергу повинно проводитися розбирання фрагментів між осями Б–В, 41–44 (східна частина), а в другу — між осями Б–В, 46–51 (західна частина). Таким чином, роботи з розбирання завалів з перекриття ДЕ будуть здійснюватися зі сходу на захід, і при цьому оборотні ємності з РАВ не будуть проноситися над уже розчищеними ділянками перекриття.

Окремо слід зазначити, що маніпулятор системи МІП-ДКМ повинен мати можливість працювати з різними інструментами й виконувати операції з різання, захоплення та переміщення фрагментів, завантаження сипких РАВ грейферним або прямим ковшем.

Процес захвату й утримування змінних інструментів має бути автоматизований. Заміну інстру-

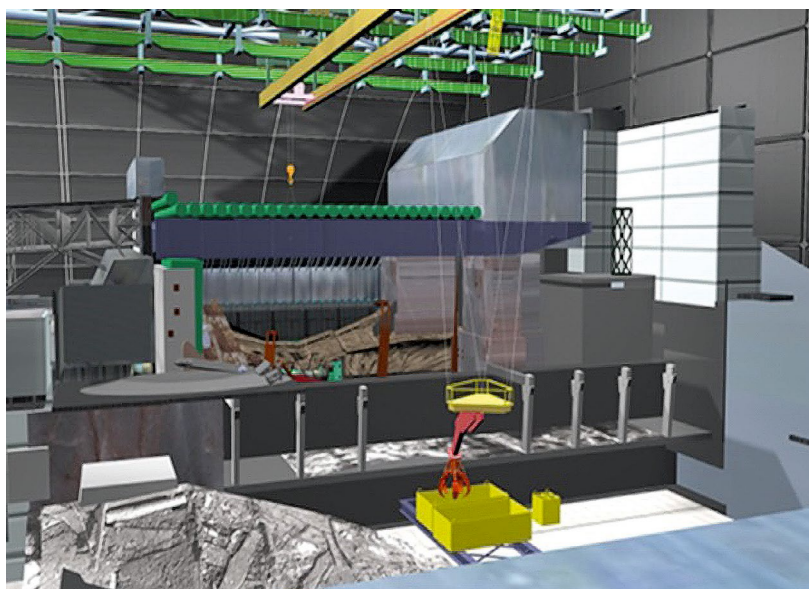


Рис. 6. Установлення оборотних ємностей у місці розташування платформи між осями Б–В, 44–46

ментів планується виконувати із застосуванням спеціальної платформи, що буде розташовуватися на майданчику тимчасового складування. Роботи з розбирання завалів повинні виконуватись зверху вниз, щоб не порушувалися існуючі відкоси завалів та їхня стабільність.

У розбиранні завалів повинні бути задіяні східний і західний крани НБК. Східний кран призначений для виконання технологічних операцій і має бути обладнаний візком з МПП, до якої буде кріпитися ДКМ з маніпулятором. ДКМ з маніпулятором повинен бути радіаційно захищеним у заводському виконанні й мати системи дистанційного керування, відеоспостереження, радіаційного контролю, а також систему автоматизованого захоплення й утримування робочого інструмента. Для виконання технологічних операцій маніпулятор може оснащуватися гідравлічними ножицями, бетоноломом, дисковими пилами по металу і бетону, 2-палім і 4-палім захватами, прямим ковшем, грейфером тощо. Західний кран, оснащений вантажним або спеціальним візком з гаками, призначений для транспортування оборотних ємностей або контейнерів з РАВ із ЗВР на майданчик тимчасового складування, а також виконання окремих монтажних і демонтажних робіт. Спеціальний візок для транспортування екранованої кабіни з персоналом може використовуватися як східним, так і західним краном залежно від поставлених завдань.

З огляду на подані обґрунтування наведемо загальні пропозиції щодо методів безпечного розбирання завалів.

Видалення РЗБК:

східний кран НБК із системою МПП-ДКМ, маніпулятор якого оснащений гідравлічним захватом, подається в ЗВР, де після огляду робочої ділянки за допомогою відеокамер і сканування гамма-візором для виявлення високоактивних джерел буде ухвалено рішення щодо видалення фрагмента РЗБК, наприклад ригеля;

система МПП-ДКМ з маніпулятором наводиться на фрагмент, де буде здійснено захоплення конструкції і виконуватиметься операція з його підйому на безпечну висоту. У разі блокування і неможливості його вилучення із завалу кран із системою МПП-ДКМ буде переміщений до платформи з інструментами, де відбудеться зміна захвату на ножиці для різання арматури. Далі кран переміщується у ЗВР;

після усунення перешкоди і від'єднання фрагмента східний кран перемістить систему МПП-ДКМ до платформи з інструментами, де знову відбудеться заміна ножиць на захват. Східний кран з системою МПП-ДКМ, оснащений захватом, буде переміщений у ЗВР до фрагмента, що вилучається;

за допомогою маніпулятора із захватом фрагмент вилучається та піднімається на безпечну висоту, після чого східний кран переміщує систему МПП-ДКМ до платформи з ємностями, де відбудеться розвантаження фрагмента. Залежно від габаритів і маси в ємності може бути розміщено від одного до декількох фрагментів;

західний кран НБК з вантажним візком транспортує заповнену ємність з РАВ на майданчик тимчасового складування.

Видалення сипких РАВ:

східний кран із системою МІП-ДКМ і маніпулятором із ковшем грейферного типу подається в ЗВР, де після огляду робочої ділянки за допомогою відеокамер і сканування гамма-візором було зафіксовано скупчення малорозмірних уламків і сипких матеріалів. Як правило, до сипких матеріалів будуть належати й залишки наявних у завалі напливів бетону після роботи бетоноломного або подрібнювального інструменту ДКМ;

система МІП-ДКМ з маніпулятором наводиться на зону скупчення сипких матеріалів, після чого буде виконуватися операція з заповнення ковша грейферного типу сипкими матеріалами і підйом його на безпечну висоту. Під час заповнення ковша гамма-візор, який знаходиться на стрілі маніпулятора, проводить сканування матеріалу, що заповнює ківш з метою недопущення потрапляння високоактивних фрагментів. У разі, якщо під час сканування показники гамма-візора будуть вказувати на наявність ПВМ, необхідно припинити забір матеріалів у ківш. Подальше поводження з можливими ПВМ повинно здійснюватися за окремою процедурою;

після заповнення ковша східний кран НБК переміщує систему МІП-ДКМ до платформи з ємностями, де відбудеться розвантаження матеріалів з ковша в ємність. Під час вилучення дрібних уламків і сипких матеріалів оптимальним буде варіант, коли ємність для завантаження буде розташовуватися в зоні дії маніпулятора ДКМ, що виключає витрати часу на додаткове переміщення крана.

Захват конструкцій, що знаходяться в завалах, їхнє транспортування, заміна навісних інструментів, сканування робочої ділянки, заповнення ковшів матеріалами, завантаження конструкцій і матеріалів в оборотні ємності — усі ці операції будуть виконуватися безліч разів з метою розбирання завалів до поверхні плит перекриття (рис. 7).

Описана технологія вилучення РЗБК і сипких РАВ буде пов'язана з роботою маніпулятора ДКМ і навісних інструментів, що мають бути передбачені в комплекті ДКМ відповідно до рішень проекту демонтажу НК об'єкта «Укриття» в обсягах ПК-2.

Основні принципи поводження з РЗБК і сипкими РАВ під час розбирання завалів

Під час розбирання завалів на перекритті ДЕ будуть утворюватися відходи, характеристика та об'єми яких наведено в документі [7].

У цій роботі розглянуті основні принципи поводження з фрагментами РЗБК і сипкими РАВ. РЗБК в основному можуть мати поверхнєве забруднення та знаходитися як на своїх проектних місцях, так і в завалах. Сипкі РАВ, що утворилися під час аварії та ліквідації її наслідків, мають як поверхнєве, так і об'ємне радіоактивне забруднення.

Поводження з РЗБК і сипкими РАВ у межах НБК буде проводитися із залученням інфраструктури НБК у таких зонах:

зона демонтажу — розташована у ЗВР із розбирання завалів;

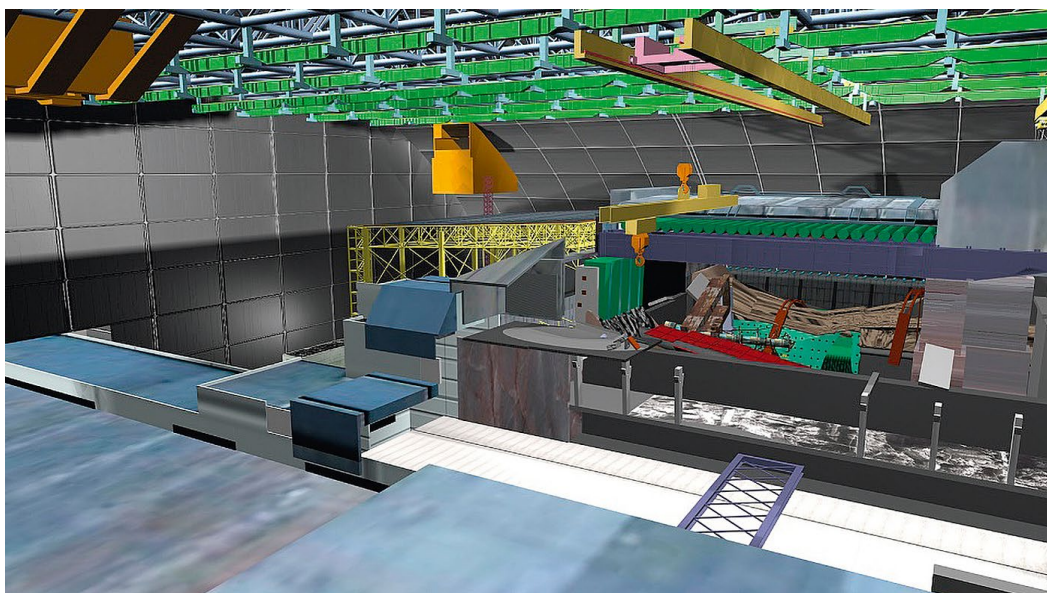


Рис. 7. Загальний вигляд перекриття ДЕ після закінчення робіт із розбирання завалів

зона поводження з матеріалами завалів — розташована в західній частині НБК, що складається з ряду виробничих майданчиків, оснащених відповідним обладнанням.

Основні роботи з поводження з матеріалами завалів на перекритті ДЕ будуть проводитися в технологічній будівлі (ТЕБ) НБК, яка є виробничим комплексом, призначеним для поводження з залізобетонними фрагментами конструкцій та матеріалами, які будуть видалятися із ЗВР, і який буде введений у експлуатацію в межах ПК-2. Виробничі потужності ТЕБ повинні включати технічно оснащені майданчики: первинної обробки, підготовки і завантаження автотранспорту. Заїзд/виїзд із НБК буде здійснюватися через північний і південний шлюзи. Оснащення виробничих майданчиків ТЕБ відповідним обладнанням, включно з ДКМ, мають бути запроектовані й поставлені в ТЕБ відповідно до рішень проекту з демонтажу НК в обсягах ПК-2. Зокрема відомо, що майданчики ТЕБ будуть обслуговувати два мостові крани вантажопідйомністю 20 т кожний. В'їзд на майданчик первинної обробки ТЕБ буде здійснюватися через відкотні ворота, що в свою чергу оснащуються повітряним шлюзом. Роботи на майданчику первинної обробки будуть забезпечуватися таким обладнанням:

- захватами і траверсами для перевантаження матеріалів демонтажу або робіт з контейнерами та ємностями за допомогою мостового крана;

- дистанційно керованим вантажним візком вантажопідйомністю 15 т для транспортування ємностей з матеріалами демонтажу;

- ДКМ на власному ходу (спільний для ТЕБ і майданчика тимчасового складування) для різання, навантаження РАВ і радіаційних вимірювань матеріалів при їхньому сортуванні;

- установкою дезактивації;

- навісним обладнанням для різання залізобетону; щоквою установкою дроблення залізобетону.

Також на площі майданчика первинної обробки має бути передбачений захисний бокс для тимчасової витримки незаповнених повністю контейнерів під час технологічних перерв.

Роботи на майданчику підготовки ТЕБ будуть забезпечуватися за допомогою мостового крана та захватів і траверс для перевантаження контейнерів. Також на площі майданчика підготовки має бути передбачене захищене місце для тимчасової витримки заповнених контейнерів під час очікування подачі спецтранспорту на майданчик завантаження ТЕБ.

У ТЕБ буде проводитися тільки первинна обробка (сортування, контейнеризація) та підготовка РАВ в обсязі, необхідному для їхнього подальшого транспортування за межі НБК.

Відеоспостереження та радіаційна розвідка зони виконання робіт з метою первинного сортування повинна здійснюватися за допомогою камер і вимірювальних приладів, закріплених на МІП і маніпуляторі ДКМ. Особливо приділяється увага виявленню та ідентифікації матеріалів, що класифікуються як ПВМ. Поводження з ПВМ і ВАВ (високоактивними відходами) здійснюється із залученням інфраструктури НБК за спеціальною процедурою (у цій роботі не розглядається).

Після вилучення РЗБК або сипких матеріалів оборотна ємність за допомогою крана переміщується на майданчик тимчасового складування НБК, а після перевантаження її на дистанційно керований вантажний візок транспортують у ТЕБ.

Слід зазначити, що фрагменти РЗБК і сипкі матеріали, що повинні потрапляти на переробку в ТЕБ, являють собою середньо- і низькоактивні РАВ. У ТЕБ можуть потрапляти і великогабаритні РЗБК, що на підставі проведених радіометричних досліджень не підлягали вивезенню за межі НБК на захоронення в такому вигляді.

Поводження з РЗБК у ТЕБ в основному полягає в переведенні фрагментів у сипкий стан за допомогою дробарки з подальшою контейнеризацією. Враховуючи, що в завалах на ДЕ є значний обсяг великогабаритних РЗБК, то поводження з ними є досить складним завданням. У разі контейнерного зберігання таких РАВ знадобляться суттєві витрати як на переведення РЗБК у сипку форму, так і на проведення дозиметричних та радіометричних вимірювань під час завантаження відходів у контейнери. У роботі [10] обґрунтована доцільність зменшення загальних витрат цього процесу за рахунок захоронення великогабаритних РЗБК у приповерхневих сховищах методом «навалу» з подальшою іммобілізацією рідким бетонним розчином.

Принципова блок-схема поводження з НСАВ (низько-, середньоактивними відходами) при здійсненні діяльності з розбирання завалів на перекритті ДЕ розроблена з урахуванням порядку виконання демонтажних робіт і наведена на рис. 8.

Отже, після завантаження великогабаритних РЗБК в оборотні ємності в ЗВР вони транспортуються на майданчик тимчасового складування, де ухвалюється рішення і здійснюється підготовка їх для тран-

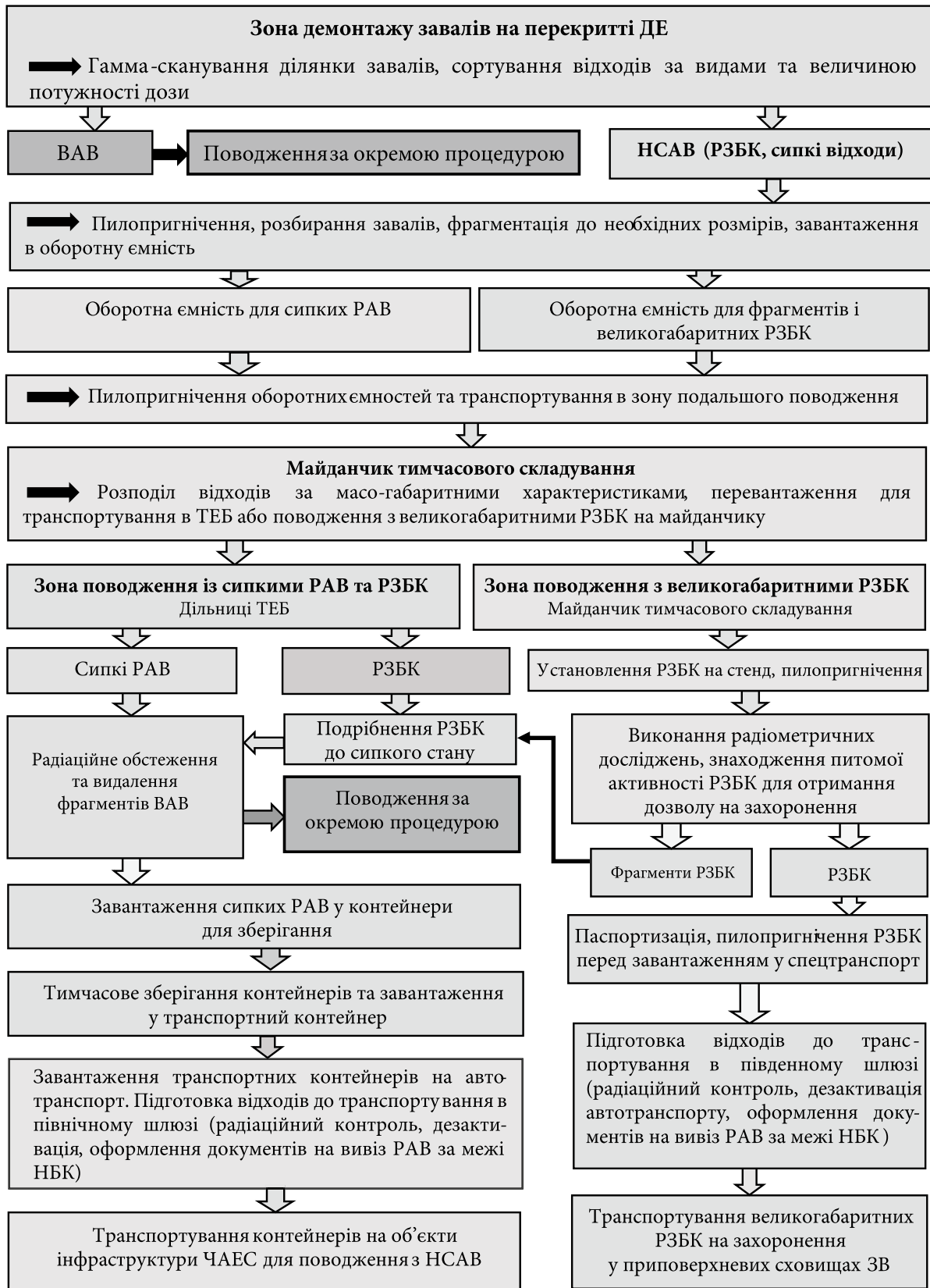


Рис. 8. Принципова блок-схема поводження з відходами при розбиранні завалів на перекритті ДЕ (ЗВ — зона відчуження)

спортування за межі НБК. РЗБК розвантажуються на спеціальний стенд, де виконуються такі технологічні операції з поводження:

- пилопригнічення фрагментів РЗБК за допомогою мобільної установки;

- радіаційний контроль з метою виявлення високоактивних радіоактивних забруднень (>10 мЗв/год);

- вирізання місць (вкраплень) із високоактивними радіоактивними забрудненнями або видалення з поверхні виявлених локальних інтенсивних джерел іонізуючого випромінювання;

- завантаження вирізаних джерел випромінювання в первинну упаковку з передачею їх у ТЕБ;

- фрагментація РЗБК до транспортних розмірів кузова спецавтотранспорту (за необхідності);

- проведення прямих радіометричних вимірювань та забір зразків поверхневого забруднення для лабораторних та спектрометричних досліджень з метою визначення величини потужності дози і поверхневого забруднення, а також характеристики фрагмента РЗБК з оформленням паспорта на його захоронення або проміжне зберігання;

- завантаження РЗБК у кузов спецавтотранспорту з подальшим транспортуванням на захоронення або тимчасове зберігання.

Виїзд спецавтотранспорту з великогабаритними РЗБК за межі НБК здійснюється через південний шляз.

З огляду на сформульоване вище функціональне призначення виробничих майданчиків ТЕБ та враховуючи факт, що остаточно комплектація їх технологічним обладнанням відбудеться в обсягах ПК-2, наводимо загальні пропозиції щодо методів безпечного поводження з матеріалами завалів ДЕ.

Майданчик первинної обробки. Дистанційно керований візок транспортує оборотну ємність із РЗБК або із сипкими РАВ з майданчика тимчасового складування в ТЕБ. Заїзд у ТЕБ здійснюється через відкотні ворота;

- радіаційний контроль з метою виявлення високоактивних джерел, не виявлених у зоні демонтажу та на майданчику тимчасового складування, їхнє вилучення та переміщення в захисний контейнер;

- мостовий кран перевантажує великогабаритний РЗБК на стенд, де здійснюється його розрізання на фрагменти, дозволені для завантаження в щоківу установку дроблення;

- ДКМ на власному ходу за допомогою навісного інструмента (дискової або тросової пилки) здійснює різання РЗБК на фрагменти;

- подрібнені фрагменти та РЗБК невеликих розмірів за допомогою захвату на маніпуляторі ДКМ або мостового крана перевантажуються в щоківу установку дроблення для переведення в сипкий стан. Установка розміщена у спеціальному кесоні для запобігання розповсюдженню пилу;

- подрібнені до рівня щебеню матеріали висипаються в підготовлений піддон, де розгортаються тонким шаром. ДКМ за допомогою гамма-візора, розташованого на маніпуляторі, проводить послідовне сканування відходів з метою знаходження високоактивних джерел та проводить завантаження відходів у контейнер для зберігання. У разі виявлення високоактивного джерела проводиться його вилучення та переміщення в первинну упаковку і захисний контейнер;

- сипкі РАВ в оборотній ємності подаються в ТЕБ, де здійснюється зовнішній радіаційний контроль з метою виявлення високоактивних джерел, не виявлених у зоні демонтажу та на майданчику тимчасового складування, їхнє вилучення та переміщення в захисний контейнер для ПБМ;

- за допомогою ДКМ з маніпулятором, оснащеним ковшем, здійснюється розвантаження з переміщенням матеріалів демонтажу в підготовлений піддон з розгортанням тонким шаром;

- ДКМ за допомогою гамма-візора, розташованого на маніпуляторі, проводить сканування відходів у піддоні з метою знаходження високоактивних джерел та роботою ковша проводить послідовне завантаження відходів у контейнер для зберігання. У разі виявлення аномалії здійснюється вилучення і переміщення джерела в первинну упаковку й далі в захисний контейнер для ПБМ, що подається в зону дії маніпулятора ДКМ;

- після заповнення контейнера для зберігання РАВ мостовий кран за допомогою траверси проводить закривання контейнера захисною кришкою та, здійснивши захоплення, переміщує його на майданчик підготовки.

На проміжних етапах на майданчику первинної обробки відбувається дезактивація спеціальними розчинами піддонів, контейнерів, траверс, обладнання, інструментів і робочих органів механізмів за допомогою мобільної установки високого тиску. Також відбувається процес збирання вторинних твердих РАВ та трапних вод для утилізації.

Майданчик підготовки. За допомогою мостового крана на майданчик підготовки переміщуються транспортний контейнер і постачаються порожні

контейнери для зберігання РАВ, що мають передаватися на майданчик первинної обробки. Транспортування контейнерів здійснюється спецавтотранспортом через північний шлюз;

здійснюється дезактивація та підготовка контейнерів зберігання РАВ для можливості завантаження у транспортний контейнер та переміщення на суміжний майданчик завантаження автотранспорту для подальшого транспортування за межі НБК;

за допомогою мостового крана з траверсою заповнені контейнери для зберігання РАВ, що накопичувалися на майданчику підготовки, завантажуються в транспортний контейнер. Тимчасове витримання заповнених контейнерів з РАВ здійснюється на майданчику підготовки у спеціально виділеному захищеному місці. На цьому етапі поводження з відходами після дозиметричних і радіометричних вимірювань виконується їхня паспортизація;

за допомогою мостового крана з траверсою підготовлений транспортний контейнер переміщується на суміжний майданчик завантаження автотранспорту для подальшого транспортування через північний шлюз НБК;

на майданчику підготовки відбувається процес збирання вторинних твердих РАВ та трапних вод для подальшої утилізації.

Північний шлюз НБК. Підготовка для транспортування на об'єкти ЧАЕС має відбуватися в північному повітряному шлюзі НБК таким чином:

здійснюється радіаційний контроль потужності дози, поверхневого забруднення захисних контейнерів та автотранспорту;

виконується дезактивація автотранспорту та захисних контейнерів (за необхідності);

оформляються документи на вивезення контейнерів з кондиційованими матеріалами демонтажу на об'єкти поводження з РАВ на ЧАЕС.

Висновки

Захисна споруда НБК разом із технологічними системами і приміщеннями (майданчиками), створеними в обсягах ПК-1, надає необхідні, але недостатні умови для здійснення діяльності з демонтажу НК, розбирання завалів об'єкта «Укриття». До початку проведення таких робіт необхідно створити додаткову інфраструктуру, а саме:

забезпечити наявність і працездатність загальної системи дистанційного керування, контролю і телекомунікації НБК;

укомплектувати МПП СОК ДКМ із маніпулятором; забезпечити наявність змінного навісного обладнання для системи МПП-ДКМ;

забезпечити наявність ДКМ на власному ході з маніпулятором для ТЕБ;

укомплектувати приміщення і виробничі майданчики ТЕБ необхідним вантажопідйомним, технологічним, лабораторно-дослідним обладнанням, механізмами і пристроями;

забезпечити наявність необхідної кількості контейнерного парку та ємностей для поводження з РАВ;

завершити комплектацію додаткових систем та інфраструктури НБК, що підлягають введенню в експлуатацію в обсягах ПК-2, включно із системами побутового забезпечення персоналу.

Обладнання для поводження з РАВ, яке було поставлене та введенне в експлуатацію, а також сама діяльність із вилучення РЗБК і змішаних РАВ із завалу на перекритті ДЕ в поєднанні з безлюдними технологіями демонтажу, буде здійснюватися вперше.

Розбирання завалів на перекритті ДЕ із залученням СОК НБК розпочнеться після демонтажу з'єднальної ферми, щитів південної зони об'єкта «Укриття», основних несучих балок «Мамонт» і «Восьминіг», а також західної і східної опор балки «Мамонт». Тобто на практиці будуть випробувані можливості обладнання, яке було розроблене, поставлене й введенне в експлуатацію в межах ПК-1 і ПК-2.

До початку робіт із розбирання завалів на перекритті ДЕ основні шляхи доступу, які розташовувалися на щитах покрівлі об'єкта «Укриття», будуть розірвані, а безпечний доступ персоналу в ЗВР і у зворотному напрямку може здійснюватися лише за допомогою екранованої кабіни, яку буде транспортувати один із кранів НБК.

Обґрунтована технологічна необхідність двоетапного (до демонтажу балки «Мамонт» і після) порядку розбирання завалів на перекритті ДЕ, а також сформульовані основні методи технології розбирання та запропоновано застосування ДКМ, необхідних для здійснення діяльності з безпечного виконання демонтажних робіт на перекритті ДЕ та поводження з ними на майданчику тимчасового складування і в технологічній будівлі НБК.

Основні роботи з безпечного поводження з РЗБК і сипкими РАВ будуть здійснюватися на ділянках ТЕБ з метою контейнеризації їх для подальшого зберігання/захоронення за межами НБК. Поводження з великогабаритними РЗБК може здійснюватися на майданчику тимчасового зберігання з метою здешев-

лення процесу підготовки для довгострокового зберігання за межами НБК або захоронення на об'єктах зони відчуження.

Пропозиції щодо методів виконання робіт із розбирання завалів на перекритті ДЕ, що викладені в цій роботі, можуть знайти своє відображення під час виконання проекту з демонтажу НК об'єкта «Укриття» в обсягах ПК-2.

Досвід виконання робіт із розбирання завалів та поводження з відходами повинен бути застосований у подальшому і бути врахований під час планування вилучення ПВМ та інших нагромаджень матеріалів і конструкцій, що наразі знаходяться на верхніх, проміжних і нижніх позначках об'єкта «Укриття».

Список використаної літератури

1. Об'єкт «Укриття» в умовах нового безпечного конфайнмента / В. О. Краснов, А. В. Носовський, С. А. Паскевич, В. М. Рудько; під заг. ред. А. В. Носовського. – Чорнобиль : ІПБ АЕС НАН України, 2021. – 344 с.
2. Постанова Колегії ДІЯРУ від 19.10.2023 «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».
3. Методология переоценки состава нестабильных конструкций ОУ, подлежащих «раннему» демонтажу / SIP09-2-001 NI 03 RPT 03606. – Славутич, 2013. – 13 с.
4. Отчет о переоценке состава нестабильных конструкций ОУ, подлежащих «раннему» демонтажу / SIP09-2-001 NI 03 RPT 03705. – Славутич, 2014. – 32 с.
5. Реконструкція об'єкта «Укриття» ДСП ЧАЕС в частині демонтажу металевої ферми підсилення південної покрівлі. Том 6. Звіт з аналізу безпеки (301503.201.006-ЗАБ/ІПБ АЕС НАНУ), 2016. – 144 с.
6. Проектні критерії та вимоги до інфраструктури НБК для демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» / 02-0365B-A10-DC 01, ред. 3. – 189 с.
7. Анализ концептуальных проектных решений по «раннему» демонтажу нестабильных конструкций ОУ с учетом двух вариантов «интегрированного демонтажа/обращения» и демонтажа с отложенным обращением / SIP 09-2-001 NI 03 RPT 03803. – Задача 3. – 2014.
8. Peculiarities of the Shelter Object Individual Unstable Structures Dismantling / O. V. Balan, S. H. Brylka, S. S. Pidbereznyi, V. M. Rudko // Nuclear Power and the Environment. – 2023. – Vol. 2 (27). – P. 56–66.
9. Щодо доступу персоналу в зони розташування нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття», що підлягають демонтажу / О. В. Балан, Л. І. Павловський, С. С. Підберезний, В. М. Рудько // Ядерна енергетика та довкілля. – 2024. – № 2 (30). – С. 38–50.
10. Пропозиції щодо підготовки та захоронення радіоактивно забруднених бетонних конструкцій об'єкта «Укриття» у приповерхневих сховищах / О. В. Балан, Л. І. Павловський, В. М. Рудько, С. С. Підберезний // Ядерна енергетика та довкілля. – 2024. – № 1 (29). – С. 29–38.

O. V. Balan, L. I. Pavlovsky, V. M. Rudko,
S. G. Brylka, S. S. Pidbereznyi

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

Features of Debris Dismantling on the Deaerator Platform Deck of the Shelter Object at the Chornobyl NPP

The paper presents proposals for the technology of dismantling debris on the deck of the Deaerator Platform (DP), including the necessary equipment required for these operations.

It is emphasized that dismantling debris within the scope of unstable structures removal is among the most challenging tasks in the implementation of this project. The main reason is the presence of numerous sources of ionizing radiation that differ in type, size, and intensity within the dismantling zone. This leads to technological challenges primarily related to ensuring radiation safety.

The application of technologies based on the use of systems, mechanisms, and devices that allow for the complete elimination or significant minimization of personnel involvement in these operations is required. The main methods for using remotely controlled mechanisms, necessary both for debris dismantling and for subsequent waste handling, have been formulated.

A basic flowchart of waste handling during debris dismantling on the DP deck has been developed, taking into account the sequence of dismantling activities.

It is noted that operations involving large-sized reinforced concrete radiation-contaminated structures (CRCS) can be performed at the New Safe Confinement (NSC) temporary storage site, followed by transportation outside the NSC for disposal in near-surface storage fa-

cilities. Handling of loose radioactive waste (RW), as well as CRCS with above-standard radiation indicators (after conversion to a loose form), is carried out in the Process Building (PB), with subsequent transfer outside the NSC for containerized storage.

It is emphasized that the experience gained from performing debris dismantling and waste-handling operations can be applied in the future and should be taken into account when planning the removal of fuel-containing materials (FCM) and other accumulations of materials and structures currently located at the upper, intermediate, and lower levels of the Shelter object.

Keywords: New Safe Confinement, Shelter Object, unstable structures, reusable container, main crane system, mobile instrumental platform, remotely controlled mechanism, radioactive waste management.

Keywords: New Safe Confinement, Shelter object, unstable structures, revolving capacity, main crane system, mobile instrument platform, remotely controlled mechanism, radioactive waste management.

References

1. Krasnov V. O., Nosovskyi A. V., Paskevych S. A., Rudko V. M.; A. V. Nosovskyi (ed.) (2021). *Obiekt "Ukryttia" v umovakh novoho bezpechnoho konfainmenta* [The Shelter Object in Conditions of the New Safe Confinement]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 344 p. (in Ukr.)
2. Resolution of the Board of the State Nuclear and Radiation Safety Agency of Ukraine dated 10/19/2023 ["On the results of the state nuclear and radiation safety examination of the Report on the reassessment of the safe operation of the Shelter object containment structure (SO CS) with justifications for the possibility of continuing its operation until 10/31/2029 at the level of safety of the SO CS not lower than that achieved after the completion of emergency stabilization"]. (in Ukr.)
3. Methodology for re-evaluating the composition of unstable structures of the Shelter object to "early" dismantling. SIP09-2-001 NI 03 RPT 036 06. Slavutych, 2013, 13 p. (in Rus.)
4. Report on the re-evaluating the composition of unstable structures of the Shelter object subject to "early" dismantling. SIP09-2-001 NI 03 RPT 037 05. Slavutych, 2014, 32 p. (in Rus.)
5. Reconstruction of the Shelter object of the ChNPP in the part of dismantling the metal truss of the southern roof reinforcement. Volume 6. Safety analysis report (301503.201.006-ZAB/ISP NPP NASU), 2016, 144 p. (in Ukr.)
6. Design criteria and requirements for the infrastructure of the NSC for the dismantling of unstable structures of the Shelter object. 02-0365B-A10-DC01, ed. 3, 189 p. (in Ukr.)
7. Analysis of conceptual design solutions for the "early" dismantling of unstable structures of the Shelter object taking into account two options of "integrated dismantling/recycling" and dismantling with deferred recycling. SIP 09-2-001 NI 03 RPT 038 03. Task 3. 2014. (in Rus.)
8. Balan O. V., Brylka S. H., Pidberezhnyi S. S., Rudko V. M. (2023). Peculiarities of the Shelter object individual unstable structures dismantling. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 27, no. 2, pp. 56–66.
9. Balan O. V., Pavlovsky L. I., Pidberezhnyi S. S., Rudko V. M. (2024). Regarding personnel access to the location area of the Shelter object unstable structures to be dismantled. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 30, no. 2, pp. 38–50.
10. Balan O. V., Pavlovsky L. I., Rudko V. M. (2024). Proposals regarding the preparation and storage of radioactively contaminated concrete structures of the Shelter object in near-surface storage. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 29, no. 1, pp. 29–38.

Надійшла / Received 13.03.2025

Рекомендована до друку / Accepted 29.05.2025

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».

