

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT



Науково-технічний журнал

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

№ 2 (35) 2026

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 енергогенеруюча компанія «Енергоатом»» (НАЕК «Енергоатом»)

Виходить 3 рази 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
№ 928 від 11.06.2026 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 № 7 від 1 червня 2026 р.)

Підписано до друку 29.06.2026. Формат 60 × 90 1/8
Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 11
Тираж 120 пр. Зам. № 182

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

Головний редактор

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

Заступник головного редактора

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

Редакційна колегія

Габелков С. В., д-р фіз.-мат. наук (ІПБ АЕС НАН України),
Горанчук В. В., канд. техн. наук, ст. досл. (ВП «Науково-
технічний центр» АТ «НАЕК «Енергоатом»)

Гулік В. І., канд. техн. наук (ПрАТ «СНВО «Імпульс»)

Кравченко В. П., д-р техн. наук, проф. (Національний
університет «Одеська політехніка»),

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

Савельєв М. В., канд. техн. наук. (ІПБ АЕС НАН України),

Сімейко К. В., д-р техн. наук, ст. досл. (ІПБ АЕС НАН України),

Štaižys A., Dr. Tech. Sc., Chief Res. Assoc. (Lithuanian Energy
Institute, Lithuania),

Hecla J., Visiting Scholar (Massachusetts Institute of Technology,
USA),

Pioro I., Prof., Ph. D., Dr. Tech. Sc. (Ontario Tech University, Canada),

Salupere S., PhD (University of Tartu, Institute of Physics, Estonia)

Відповідальний секретар

Куцина І. В. (ІПБ АЕС НАН України)

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

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

© ІПБ АЕС НАН України, 2026

© ГО «УкрЯТ», 2026

© НАЕК «Енергоатом», 2026

ЗМІСТ

CONTENTS

<i>A. V. Nosovskyi</i> Forty years after the Chornobyl accident: a historical overview of post-accident response measures.....4	<i>A. V. Nosovskyi</i> Forty years after the Chornobyl accident: a historical overview of post-accident response measures.....4
<i>В. І. Скалозубов, О. А. Дорож, О. С. Сухомлінов, І. М. Вербило, Г. С. Дербенюв, В. В. Грибанов, Є. Ю. Алексєєнко</i> Критерії та умови теплогідродинамічної нестійкості пасивних систем безпеки модульних реакторів NuScale.....23	<i>V. I. Skalozubov, O. A. Dorozh, O. S. Suhomlinov, I. M. Verbylo, H. S. Derbenov, V. V. Hrybanov, Ye. Yu. Alieksieienko</i> Criteria and conditions for thermal-hydrodynamic instability of passive safety systems of NuScale modular reactors.....23
<i>О. С. Балашевський, Ю. С. Кацарський, Є. М. Мазур, В. В. Грибанов, Г. С. Дербенюв</i> Кваліфікація пропускної спроможності запобіжних клапанів та пароскидних пристроїв ядерних енергоустановок31	<i>O. S. Balashevskiy, Yu. S. Katsarskiy, Ye. M. Mazur, V. V. Hrybanov, H. S. Derbenov</i> Qualification of the discharge capacity of safety valves and steam dump devices of nuclear power plants31
<i>Т. В. Бібік, В. Г. Гончарук</i> Оцінка вразливості систем фізичного захисту до безпілотних літальних апаратів з оптиковолокном зв'язком.....36	<i>T. V. Bibik, V. H. Honcharuk</i> Assessment of the vulnerability of physical protection systems to unmanned aerial vehicles with fiber-optic communication36
<i>О. М. Скоблик, К. В. Сімейко</i> Перспективи використання TiO_2 для покращення властивостей цементної матриці при інкапсуляції опроміненого графіту ядерних установок43	<i>O. M. Skoblyk, K. V. Simeiko</i> Prospects for the use of TiO_2 to improve the properties of cement matrix during encapsulation of irradiated graphite from nuclear facilities.....43
<i>О. В. Михайлов, М. І. Павлюченко, А. О. Дорошенко</i> Результати аналізу кореляцій між відносною вологістю повітря та щільністю потоку нейтронів у приміщеннях комплексу нового безпечного конфайнмента та об'єкта «Укриття»53	<i>O. V. Mykhailov, M. I. Pavliuchenko, A. O. Doroshenko</i> Results of the search for correlations between relative air humidity and neutron flux density in the premises of the New Safe Confinement complex and the Shelter Object53
<i>П. О. Корчагін, В. І. Холоша</i> Деякі аспекти діяльності ядерної індустрії СРСР (РФ): висновки для України63	<i>P. O. Korchahin, V. I. Kholosha</i> Some aspects of the nuclear industry of the USSR (Russian Federation): conclusions for Ukraine.....63
<i>М. О. Бережок, В. С. Гавриленко, І. В. Куцина</i> Результати діяльності Інституту проблем безпеки атомних електростанцій НАН України у 2025 р.71	<i>M. O. Berezhok, V. S. Havrylenko, I. V. Kutsyna</i> The work results of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine in 202571
Правила для авторів 84	Author Guidelines 84

Шановні колеги!

Наймасштабнішою аварією в історії атомної енергетики, безперечно, є Чорнобильська катастрофа 1986 року, яка призвела до масштабного радіоактивного забруднення, насамперед, території України, і стала подією, що назавжди змінила ставлення світу до використання ядерної енергії. Ця трагедія є унікальною за своїми масштабами та наслідками. За шкалою INES (Міжнародна шкала ядерних подій), Чорнобильська аварія 1986 року була віднесена до 7-го рівня — максимального, що означає «важка аварія» з глобальними наслідками. Така оцінка підкреслює критичність цієї події. Минуло 40 років, але значення Чорнобиля не зменшується. Катастрофа стала визначальною подією, яка спровокувала глобальні зміни в підходах до ядерної безпеки, вона стала поштовхом до впровадження більш жорстких міжнародних стандартів, зокрема «культури безпеки» при використанні ядерної енергії.

На теперішній час Україна має розвинену ядерну енергетику та незалежну систему державного регулювання, проте досі стикається з безпековими викликами, зумовленими війною, розв'язаною Російською Федерацією.

Унікальність Чорнобильської катастрофи вимагала нових наукових і технічних рішень та дала потужний імпульс розвитку досліджень. Чорнобильська зона відчуження з її радіоекологічними проблемами та необхідністю переведення радіаційно небезпечних об'єктів в безпечний стан стала своєрідною лабораторією для досліджень та прийняття науково обґрунтованих рішень. Сьогодення вимагає впровадження нових технологій для безпечного та екологічного розвитку ядерної галузі, зокрема, вирішення проблем, спричинених війною та, відповідно, наслідків для об'єкта «Укриття» Чорнобильської АЕС. Обмін досвідом та знаннями на сторінках нашого видання допомагає в пошуках ефективних рішень для існування безпечної та ефективної ядерної енергетики. Нехай наші спільні зусилля сприяють розвитку передових технологій в атомній енергетиці та зміцненню енергетичної незалежності України!

Президент
ГО «Українське ядерне товариство»
Володимир Холоша

A. V. Nosovskyi

Acad. NAS of Ukraine, Dr. Tech. Sci., Prof.

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

ORCID: 0000-0002-2594-3780

Forty Years After the Chornobyl Accident: A Historical Overview of Post-Accident Response Measures

Keywords:

Chornobyl NPP;

Shelter Object;

New Safe Confinement;

radiation dose;

Exclusion Zone

Issues of nuclear safety gained particular prominence worldwide following the accident at the Chornobyl Nuclear Power Plant (ChNPP). The 1986 disaster raised profound doubts about the future development of nuclear energy. Addressing these concerns requires communicating to the broader public the views of specialists in nuclear energy — scientists, engineers, ecologists, and medical professionals — who possess essential knowledge about the technological, scientific, environmental, medical, and social challenges surrounding the nuclear industry, as well as possible ways to resolve them. A comprehensive understanding of nuclear energy must encompass not only its advantages — such as its contribution to global electricity production and its environmental benefits — but also its limitations, associated risks, and the challenges of managing radioactive waste and spent nuclear fuel. Particularly valuable in this context is information on the measures undertaken to mitigate the consequences of the Chornobyl accident. Forty years have passed since the ChNPP disaster — an interval sufficient for a realistic assessment of the measures implemented and for summarizing decades of post-accident activities. This article reviews key historical facts related to the accident and presents the results of monitoring efforts aimed at transforming the Chornobyl “Shelter” into an environmentally safe system. The article also pays particular attention to the assessment of radiation doses received by liquidators and the affected population, as well as to the associated social aspects. In addition, it discusses prospects for the future development of the Exclusion Zone and draws attention to existing challenges that require further solutions.

Introduction

Drawing on national experience in nuclear industry development, the Soviet Union adopted the uranium-graphite reactor as its basic model for high-power reactors, while most other countries focused on pressurized water reactors. A characteristic design feature of channel-type reactors is not only the absence of a pressure vessel, but also the lack of a dedicated containment structure. Consequently, the RBMK-1000 reactor — a heterogeneous, channel-type thermal neutron reactor using

graphite as a moderator and water as a coolant — was selected as the principal design for the Chornobyl Nuclear Power Plant. Chornobyl became the third NPP equipped with RBMK-1000 units after the Leningrad and Kursk plants, commissioned in 1973 and 1976, respectively.

On 26 April 1986, during tests of one of the design safety systems of Unit 4 at the Chornobyl NPP, an accident occurred that was classified on the International Nuclear Event Scale (INES) as a level-7 severe accident — the highest category. The reactor core and all physical barriers intended to contain radioactive materials were destroyed,

resulting in the release of a massive quantity of radioactive substances into the environment (Fig. 1).

Among the many urgent problems arising from the accident, the most critical was the construction of a protective enclosure over the destroyed reactor unit. The Shelter facility was completed and placed under maintenance on 30 November 1986 (Fig. 2).

Erected under extremely challenging radiological conditions, the Shelter Object was, from the outset, a structure requiring continuous monitoring and control, as well as corrective measures whenever safety parameters deviated from established limits. Because direct human involvement in installation works was impossible, extensive use of remotely operated equipment introduced



Fig. 1. 1986, the accident at the Chornobyl NPP



Fig. 2. The Shelter Object

numerous shortcomings. Significant concrete intrusions occurred inside the premises, complicating access and increasing the volume of radioactive waste, while load redistribution affected the supporting structures. In addition, uncertainties remained regarding the strength of certain supports, which incorporated pre-existing elements that had been impacted by the accident.

Under these conditions, the long-term safe operation of the Shelter Object was unattainable. Therefore, by 1991 the fundamental approaches for transforming the structure into a long-term, environmentally safe system were formulated (Decision of the Scientific and Technical Council of the Ministry of Atomic Energy and Industry of the USSR, 1991) [1]. In 1992, the Government of Ukraine announced an International Competition for projects and technical solutions for the transformation of the Shelter Object into an ecologically safe system (Description of the Shelter Object, 1992) [2]. In 1993, based on the decision of the competition jury, the terms of reference for developing a feasibility study were issued (Fig. 3).



Fig. 3. The author of the article near the Shelter Object

The accident at the Chornobyl NPP affected virtually all sectors — from nuclear technology safety to the socio-economic consequences of the disaster (Nosovskyi, Vasylychenko, Kliuchnikov, & Prister, 2006; Nosovskyi, 2017; International Chornobyl Project, 1992; Nosovskyi, Mitichkina, & Khomaziuk, 1996; Moroz & Deshevoi, 2002; Romanenko, Niagu, & Kalinauskas, 1991; Tukov, Kleieva, & Shafranskyi, 2000; Riabukhin, 2000; Avetisov, Buldakov, Gordieiev, & Ilyin, 1989) [3–11]. The purpose of this article is to analyse the measures implemented to manage the consequences of the accident over the past 40 years and to develop recommendations for future activities.

Research Methods

The study is based on an analysis of domestic and international scientific publications related to the mitigation of the Chornobyl accident consequences and the experience gained in addressing its technical and social dimensions. The research employed the historical method and a systems approach, which made it possible to reconstruct the actual sequence of measures implemented to address the consequences of the accident. Methods of observation and comparison were used to identify the reasons behind the adoption of ineffective measures, while induction and deduction helped reveal the underlying patterns of this process. Logical analysis and synthesis were applied in formulating the conclusions and positions presented in the article.

Results and Discussion

The accident at the Chornobyl NPP revealed numerous systemic problems that have required continuous attention from the scientific, engineering, and regulatory communities over the past four decades. These challenges include enhancing the operational safety of nuclear power plants, constructing a protective enclosure over the destroyed reactor unit, implementing large-scale decontamination measures, ensuring public protection, and addressing many other technical and social issues.

Given the breadth and complexity of these topics, it is not possible to examine all of them within a single publication. Therefore, this article focuses on the key aspects that, in the author's view, remain particularly relevant: the transformation of the Shelter Object into an environmentally safe system, the assessment of radiation doses received by liquidators and the affected population, the associated social issues, and the prospective rehabilitation and development of the Exclusion Zone.

Technical Aspects. Throughout the entire period of the Shelter Object existence, Ukrainian specialists conducted extensive scientific and practical work, including radiation surveys of the damaged unit to determine the locations of nuclear fuel residues, the development of safety, diagnostic and operational systems, the assessment of the amount of nuclear fuel, studies of the damaged structural elements of the unit, and the development of a strategy for transforming the Shelter Object into an environmentally safe system, among other activities (Krasnov, Nosovskyi, Rudko, & Shcherbin, 2016) [12].

In 1997, Ukrainian, American, and European experts elaborated a comprehensive action plan for the Shelter — known as the Shelter Implementation Plan (SIP) — which defined the measures and scope of work required to transform the facility into an environmentally safe system. The principal objectives of the SIP included the construction of a new protective enclosure capable of ensuring safety for at least 100 years and the development of a strategy for retrieving fuel-containing and other radioactive materials from inside the Shelter.

At the end of 2016, the New Safe Confinement (NSC) was moved into its design position at the Chornobyl NPP, becoming the main safety barrier for the Shelter and isolating it from the environment. Commissioning activities for the NSC were completed in 2019. The construction of the NSC significantly reduced the risk of radioactive contamination that could result from a collapse of unstable Shelter structures. It also enabled progress toward the long-term transformation of the Shelter into an environmentally safe system due to its durability and the

capability it provides for dismantling unstable structures and retrieving nuclear materials (Fig. 4).

After the NSC was commissioned, planning began for dismantling the Shelter's structural elements whose service life expired in 2023, as well as for determining options for managing the nuclear materials remaining inside the facility.

One of the most technically challenging issues throughout the post-accident response has been bringing the nuclear fuel remaining inside the Shelter into a controlled and nuclearly safe state. This required identifying the main locations of fuel-containing material (FCM) accumulations, determining their physical-chemical properties, assessing nuclear and radiation safety, establishing monitoring systems, and preparing countermeasures for potential emergency scenarios. In the long term, FCM must be retrieved from the Shelter and transferred for safe management and disposal. Work in this direction began immediately after the accident and has continued for 40 years (Nosovskyi, 2017) [4]. Although many individual tasks have been successfully completed, the problem remains unresolved. A considerable portion of FCM inside the Shelter is not yet fully characterized or controlled, which necessitates the application of conservative safety approaches (Fig. 5).

The issue of nuclear safety regarding certain FCM accumulations also remains open. Due to insufficient knowledge, numerous uncertainties, divergent expert opinions, and debates persist. To fully close the nuclear safety issue, additional research is required. The results must support a rigorous justification of nuclear safety and provide confidence that a nuclear accident is impossible



Fig. 4. New Safe Confinement



Fig. 5. Fuel-containing materials accumulations

under current and future conditions. Continuous monitoring of major FCM accumulations is essential.

According to Ukrainian legislation, FCM must be brought into a controlled state and transferred to temporary controlled storage with subsequent disposal. There is positive international experience: at the Three Mile Island NPP (USA) nuclear material was successfully retrieved, and in Japan a retrieval strategy is being implemented at the Fukushima NPP.

Transition to decommissioning will only become possible once FCM is brought into a nuclearly safe state and placed into controlled storage or prepared for disposal. A range of complex scientific, technical, and organizational activities must be undertaken, including staged retrieval of nuclear materials within the NSC's operational lifetime, packaging into certified containers, and placing these containers at a designated site or in a specially constructed storage facility.

Before beginning retrieval works, technological solutions and detailed engineering designs must be developed. This includes the containerization of waste, the use of remotely operated robotic equipment, and the creation of infrastructure for FCM management, such as systems for sorting, monitoring, characterization, decontamination, construction of a temporary storage site, and development of a container fleet.

The FCM retrieved from the Shelter are long-lived radioactive waste and require disposal in repositories located in stable geological formations. Since such facilities do not yet exist in Ukraine and cannot be created in the near future, a decision must be made regarding temporary long-term storage, i. e., establishing an interim FCM storage facility. International and Ukrainian experience shows that open storage platforms equipped with physical protection systems and safe container-handling infrastructure can be used for long-term storage of spent fuel.



Fig. 6. A site in front of the NSC

This approach is also suitable for FCM retrieved from the Shelter Object.

It is proposed to use the existing concrete platform, used for NSC structures erection, located about 300 meters from the Shelter, as such a storage site. The platform has usable lighting, storm-water drainage with sedimentation basins, fencing, and a functional physical protection and access-control system (Fig. 6).

However, these plans were disrupted by Russian military aggression. The outbreak of full-scale war, the occupation of the Chornobyl NPP and the Exclusion Zone by Russian forces, and subsequent damage to the NSC caused by a combat drone strike have indefinitely postponed the implementation of all planned measures (Fig. 7).



Fig. 7. Impact site of a Russian combat drone on the NSC

Radiation Doses. The combination of proper work organization, the use of remote construction technologies, strict radiation monitoring and protection of personnel and equipment, as well as the involvement of qualified specialists, made it possible in 1986 to complete, in full and on schedule, all planned construction activities of the Shelter Object facility over the destroyed reactor unit without cases of personnel overexposure. Analysis of the radiation doses received by personnel during the construction of the Shelter Object allows the following conclusions:

- more than 50 % of personnel received doses between 1 and 5 cSv;

- 0.6 % (155 persons) received doses exceeding 25 cSv; the maximum recorded individual dose was 49.2 cSv.

All construction work was carried out by a workforce of 21,545 people, including all military personnel assigned to Shelter construction. These were exclusively construction-specialty reservists aged 35–45 called up for duty (Fig. 8).

The average individual external dose was 8.7 cSv, while the permissible limit at that time was 25 cSv. Thus, in 1986, all work was completed within the established deadlines, and the radiation doses of personnel remained within the safety norms and regulations in force at that time (Nosovskyi, 2006) [13].

Overexposure above 25 cSv was recorded in 155 individuals — highly qualified specialists who often had no replacements available, forcing them to work several consecutive shifts. Many supervisors, unwilling to send



Fig. 8. Military personnel removing radioactive materials

subordinates into the most hazardous areas, personally conducted preliminary engineering and radiological inspections. In 1987, during restoration and preparation for the restart of Unit 3, the doses received by personnel were significantly lower than in 1986 (Fig. 9).

A total of approximately 600,000 people took part in the accident-mitigation activities, including 240,000 military personnel. For most individuals in this category, the main tasks involved decontamination. The average effective external dose for these workers was 17 cSv in 1986 and 13 cSv in 1987. Thus, the average radiation doses received by the majority of liquidators in 1986–1987 — those who were not part of the units involved in constructing the Shelter facility or in the restoration of Unit 3 of the Chernobyl NPP — turned out to be two or more times higher than the doses received by the specialists directly involved in those operations. This occurred despite the fact that they performed virtually all of the most radiation-hazardous and dose-intensive work in the period 1986–1987.

Nevertheless, without diminishing the importance of the work performed by organizations that were not involved in the construction of the Shelter facility, it can be stated that a number of hazardous operations were not dictated by urgent necessity. The majority of radiation-hazardous activities carried out within the 30-km zone were not directly related to the stabilization of Unit 4 and were neither urgent nor essential; these tasks could have been performed after normalization of the radiation situation, without subjecting personnel to unjustified radiation exposure.

Approximately 90% of the collective radiation dose received by all liquidators did not correspond to the nature, scope, or actual significance of the work they performed in eliminating the consequences of the Chernobyl NPP accident. The primary reasons for this were insufficient compe-



Fig. 9. Group of radiation safety specialists

tence in planning radiation-hazardous activities and disregard for established radiation safety requirements.

Immediately after the accident, a significant number of managerial positions responsible for coordinating accident mitigation activities within the 30-km zone were occupied by individuals who lacked the necessary professional qualifications. Many of them demonstrated dedication and personal courage during the first days and weeks, attempting to mitigate the consequences of the accident while receiving high radiation doses. However, it soon became clear that their activities were ineffective. This was not their personal fault; nevertheless, at that stage it would have been appropriate — while acknowledging their contributions during the initial emergency period — to limit their responsibilities to reactor operation and to remove excess personnel from the accident zone. Accident mitigation activities should have been led by specialists competent in radiation emergency management. At the plant site, emergency response management was primarily entrusted to NPP operating personnel. Although most of them were highly qualified reactor operators, they lacked expertise in radiation accident mitigation. This lack of competence resulted in attempts to accomplish tasks by any means, often in violation of radiation safety rules. In many cases, such disregard for radiation safety requirements during the liquidation of the Chernobyl accident was perceived by managers as an act of heroism and was not dictated by any real necessity.

A serious negative factor in ensuring radiation safety was the presence of a large number of liquidators within the 30-km zone who were not engaged in any meaningful work. This was not their fault, but rather a consequence of management decisions during the initial phase, when large numbers of people were mobilized without being provided with adequate workloads, thereby exposing them to unjustified radiation doses.

Certificates identifying individuals as participants in the liquidation of the Chernobyl accident were issued to more than 600,000 people; however, their actual involvement varied greatly. After the completion of the main emergency works on the Shelter Object — when radiation conditions across most facilities within the zone had decreased to safe levels and public fear had largely subsided — there was no shortage of volunteers seeking employment in the zone. This was driven by significantly increased financial compensation and a range of substantial benefits, which formally and in practice served as compensation for the additional radiation risk that individuals accepted knowingly and voluntarily.

Consequently, the vast majority of the hundreds of thousands of so-called “honorary liquidators” who arrived in the Exclusion Zone after completion of the primary emergency works, under normalized radiation conditions, and who today demand increasing social benefits and compensation, in fact deserve no greater privileges than employees of any nuclear power plant or other enterprise of the nuclear industry. During the period 1988–1990, most liquidators present in the Exclusion Zone were exposed to risks only marginally higher than the everyday non-radiation risks faced by the general population. Moreover, the overwhelming majority of these individuals entered employment within the Exclusion Zone voluntarily, with the exception of military personnel.

Thus, the roots of the excessive socio-economic burden borne by society in compensating individuals involved in accident liquidation were laid by violations of established radiation safety requirements during work organization and execution, as well as by the incompetence of certain managers, which resulted in unjustifiably high collective radiation doses. In addition, a significant contributing factor in this case was the adoption of scientifically unsubstantiated legislation establishing extensive benefits and compensation for a very large number of population categories whose health risks during work in the Exclusion Zone were minimal.

Social Aspects. Forty years have passed since the accident at the Chernobyl NPP, and this period is sufficient to carry out a realistic assessment of the social and medical consequences of the accident. A considerable number of scientific organisations have studied the consequences of the Chernobyl disaster, and numerous international programmes have been implemented. The results of these studies have been presented in scientific publications, monographs, and reports at conferences and seminars. However, some public figures and politicians, using mass media, disregard these objective data and disseminate

deliberately unfounded information based on pseudoscientific claims, including narratives about large numbers of victims, “radioactive monsters,” and mutants. It has been asserted that millions of people could be regarded as victims of the Chernobyl accident. The main driver behind the emergence of such “Chernobyl myths” is the assumption of a harmful effect of any radiation dose, no matter how small.

Any large-scale disaster entails socioeconomic problems that require solutions. In global practice, such problems have been addressed through one-time compensation for the damage inflicted. In the case of the Chernobyl accident, a different decision was adopted – to monitor changes in health status and, on that basis, assign corresponding material compensation, moreover for life. And there it began...

Specialised expert councils were established to determine the causal link between diseases/disability and the Chernobyl accident. It was envisaged that these councils would consider individual cases of illness among accident recovery workers. However, the flow of applications proved so large that the councils could hardly cope with their functions. The most rapid increase in disability among liquidators began in 1991.

With such growth in disability, mortality would inevitably have to increase as well. Nevertheless, as an analysis of data from the National Register of Ukraine shows, mortality among liquidators is even lower than in the control group. This provides grounds to assert that there have been exaggerations in the granting of social benefits and erroneous decisions regarding the attribution of diseases and disability to the accident. In this context, one cannot but recall the recent high-profile case involving an exceptionally large number of disability status certifications among employees of the prosecutorial bodies and other law-enforcement agencies...

Links between diseases/disability and the accident were often established solely on the basis of the fact of participation in recovery work. Materials of the expert councils indicate that in many cases a person's presence in the Exclusion Zone was limited to only a few hours, at a sufficient distance from the epicentre of radiation exposure, and not in the first days and months after the accident; meanwhile, deterioration of health due to pre-existing illnesses or age-related changes was attributed to the Chernobyl accident.

The core difficulty lies in the desire of many liquidators to obtain and retain lifelong “affected person” status. This situation is inevitable as long as such a strong motivation exists – namely, solving social and economic security problems through illness. In no country in the world do

illness and disability ensure a higher standard of living than work. In Ukraine, by contrast, it has become more advantageous to be ill and to have a disability than to be healthy. Resolving issues of social and economic security through illness is unjustified and inevitably generates questionable diagnoses.

A way out of this situation is possible. First and foremost, it is necessary to develop adequate legislative acts that would guarantee affected persons a one-time compensation for damages in line with global practice in the event of such accidents. Specialised expert evaluation should be conducted only for those affected who have radiation sickness, local radiation injuries, radiation cataract, neoplasms, and who received, over a short period (2–3 months), radiation doses exceeding the permissible level by five times or more. In all other cases, assessment of work capacity does not require specialised councils.

Endless visits to hospitals, not always appropriately selected sanatoria, and a focus on society's demands — combined with real socioeconomic problems of the state and exaggerations of the actual consequences — form a vicious circle. They lock people into the status of “lifelong victims of Chornobyl”. It is precisely these factors, rather than radiation exposure, that underlie many mental disorders, deform an individual's personality, and isolate the person from family and society.

A major negative role in the early period after the accident in Chornobyl was played by medical personnel whose knowledge in radiation medicine was either entirely absent or largely based on media reports. Many medical workers interpreted symptoms of ordinary diseases as having a radiation nature. Throughout the entire post-Chornobyl period, political leaders and medical workers, using the mass media, convinced residents of territories affected by radioactive contamination that the accident had caused enormous damage to their health. As a result of such an information attack, more than half of Ukraine's population suffered psychological stress, which led to an increase in mental disorders, sleep disturbances, endocrine diseases, and many other conditions unrelated to irradiation (Moroz & Deshevoi, 2002) [7].

It was declared that millions of people could be considered victims of the accident and, according to current legislation, were entitled to material benefits and compensation. As a result, in Ukraine alone more than three million people were registered as affected by the Chornobyl accident, several tens of thousands of whom were recognised as persons with disabilities; to provide their social support, Ukraine is forced to spend a substantial part of its state budget (Bahniuk, 2002) [14].

The resettlement of the population from radioactively contaminated territories to new places of residence caused enormous damage — both to the state budget and to the health of the people themselves. The dose limits applied during resettlement were much lower than the real radiation doses from the natural background in many regions of the world (Ryabukhin, 2000; Avetisov, Buldakov, Gordeev & Ilyin, 1989) [10, 11]. These limits, which lacked scientific justification and were based exclusively on emotional schemes proposed by certain “humanists”, only created discomfort in people's lives and pushed them toward rash actions. People abandoned what they had built, severed ties with the land and their homes, and became displaced persons. All this was done to reduce a risk comparable to the risk of disease from smoking one pack of cigarettes per day. Thus, reliance on recommendations lacking scientific justification led to mass resettlement and contributed to the development of radiophobia with psychosomatic consequences among the population.

A dose of 1 mSv is received by an individual during a single chest X-ray examination. During a full radiological examination of the gastrointestinal tract, the dose received ranges from 350 to 450 mSv. This dose is comparable to the lifetime dose level proposed by domestic scientists as early as 1986, exceeding which served as a criterion for resettlement from territories affected by radioactive contamination. However, when this lifetime level of 350 mSv was communicated to the public without any professional explanation, a wave of public outrage forced this scientifically substantiated radiation protection concept out of further consideration.

It is therefore evident that the population must first be provided with basic radiological knowledge before being engaged in public discussion.

People require simple and comprehensible comparative examples drawn from everyday life. In the case of the proposed lifetime level of 350 mSv, it should have been explained that the dose accumulated by an individual over 70 years is comparable to that received during a single radiographic examination. Even then, fundamentally different biological mechanisms are involved: one may take 350 aspirin tablets at once or spread them over 70 years — in the first case the outcome would be fatal, whereas in the second case no harm would occur.

Over its existence, the International Commission on Radiological Protection (ICRP) has continuously worked to summarise and formalise decision-making methods in radiation protection related to ionising radiation and its effects on the human body.

Radiation safety standards include a system of principles, criteria, and rules for ensuring radiation protection of the population. The term “standard” denotes a criterion that makes it possible to distinguish acceptable (normal) conditions from unacceptable ones. Thus, a standard is a threshold below which explicit and potential danger is absent and radiation safety is fully ensured.

Under the influence of the Chornobyl syndrome and radiophobia, certain members of the scientific community exerted pressure on the ICRP, resulting in a new publication (Keirim-Markus, 1990) [15], which used risk coefficients derived for doses exceeding 1 Sv and extrapolated them to the low-dose range. Therefore, risk estimates for low doses produced using these coefficients are maximal and lead to an overestimation of the real hazard. As a result, without any scientific justification, dose limits for personnel and the population were substantially reduced. Under these recommendations, the ICRP considers any arbitrarily small dose to be adverse to health, and counts all individual doses — down to zero — toward collective dose. Consequently, the consequences of the Chornobyl accident under such a methodology were assessed as millions of victims worldwide.

High-dose exposure may lead to loss of work capacity, radiation sickness, and even death; however, this does not apply to the low-dose region. After the accident in Chornobyl, society began discussing the hazard of low radiation doses, usually understood as doses up to 0.1 Sv. A statistically significant increase in cancer incidence was identified in most studies only at dose levels exceeding 1 Sv. No increase in leukaemia incidence was found among persons who received doses below 1 Sv after the atomic bombings of Hiroshima and Nagasaki. Studies among residents of the East-Ural trace area, as well as results of 40-year observations of populations living in radioactively contaminated territories due to the Chornobyl accident, did not reveal an increase in morbidity or mortality from malignant neoplasms that could be associated with the radiation factor. This conclusion also applies to overall mortality among the population and among participants in accident recovery work at the Chornobyl NPP.

Sooner or later, we all die; moreover, 38 % of women and 45 % of men will leave this world due to cancer. And if the linear no-threshold hypothesis (LNT model) is correct, and any irradiation increases cancer risk by 0.5 %, then an increase in mortality in this case is simply impossible to register. Today, it can be concluded with full confidence that prolonged exposure of an adult, practically healthy person to a dose up to 0.1 Sv, in general, does not cause any adverse effects that can be reliably detected

using modern research methods. As for genetic effects of low doses, their existence has not been proven to date.

The ICRP states that, due to the lack of convincing evidence for a threshold at present, it is necessary to assume that any ionising radiation exposure may entail some risk of harmful effects; therefore, a linear no-threshold relationship between dose and probability of harm is recommended. Yet it is understood that applying the LNT model substantially overestimates real hazard. Despite the lack of substantiation and proof of the LNT hypothesis, it continues to play a central role in radiation protection standards, while critical statements by many scientists (The world’s nuclear news agency, 1999; HPS Newsletter, 1996) [16–17] remain unheard. The LNT model further amplifies the already high public fear of nuclear power, while the industry incurs extraordinary expenses to comply with radiation protection standards based on LNT.

When scientists speak of a no-threshold concept of ionising radiation effects, this is merely a working hypothesis used by specialists in radiobiology for humane considerations. It is a formal principle — unconfirmed by science — that transfers harmful effects from the domain of high doses to the domain of low doses. But this does not mean that, in nature, ionising radiation is truly harmful to living organisms, including humans, at any arbitrarily small dose. If any increase in background radiation truly increased negative effects, then human health would vary across the globe depending on the level of natural radioactivity: the higher the natural background, the shorter the life expectancy and the higher the incidence of hereditary disease. Yet this is not observed.

Thus, the no-threshold claim for low-dose effects finds confirmation neither in nature nor in experiment. It may be discussed as a hypothesis, but humanity has no factual grounds to conclude that any low dose is hazardous. Moreover, direct studies have shown that if living organisms are placed in an environment completely shielded from background radiation, plants and organisms cannot develop normally; many do not flower or bear fruit, and suppression of organisms occurs up to death (Keirim-Markus, 2000; Guskova, 1999; Keirim-Markus, 2002; Yarmonenko, 2000) [18–21]. This suggests that radioactivity is not as dangerous as assumed, and it is reasonable to consider that, in moderate amounts, it may be necessary.

Already in the late 1950s, researchers noted that hypotheses of exclusively harmful effects of ionising radiation had lost their significance, and that radiation, like light and thermal energy, has both physiological and pathological levels (Bak & Aleksander, 1963) [22]. Changes in the body as a result of exposure do not necessarily cause harm. Ben-

eficial effects of low-dose radiation have been observed, for example, in stimulation of seed germination and growth of many plant species; increased physiological activity of bacteria and mammalian cells; increased lifespan of insects, mice, and rats under chronic exposure; reduced cancer mortality in humans as shown in recent epidemiological studies; and absence of any health deterioration, including increased cancer incidence, among populations living under elevated natural background radiation.

It is known that natural background radiation existed before humans appeared on Earth. Humans as a biological species formed under natural background radiation and have always been exposed to ionising radiation from natural sources. Even today there are many regions (in Brazil, India, Iran, China, and other countries) where natural background radiation is tens or hundreds of times higher than the global average. The best-known example is the province of Ramsar in Iran. Compared to the global average annual dose of 3.5 mSv, the annual dose in Ramsar is about 260 mSv. Yet in Ramsar there is no observed increase in mortality or in births of children with congenital malformations.

In India, over many generations, the population receives doses from natural background radiation that are more than 20 times higher than the doses received by populations in contaminated territories of Ukraine from which people were resettled after the Chornobyl accident. No harmful consequences of this exposure have been identified in India, nor in other areas with elevated natural background radiation. Moreover, residents of such areas exhibit longer life expectancy and lower cancer incidence than the general population (Jaworowski, 1997) [23]. These compelling observations suggest that a safe exposure level does in fact exist.

Life emerged and evolved under background radiation. Background radiation is necessary for all living things just as air, sunlight, and water are. All living organisms, including humans, have adapted to this background and developed biological defence mechanisms against harmful effects of ionising radiation. These mechanisms repair radiation-induced disturbances in cells and organs. At dose rates below 0.001 Sv/year, suppression of vital activity is observed; at dose rates above 1.0 Sv/year, substantial harmful biological effects appear.

Therefore, natural background radiation is an integral component of the ecological system and of the human environment. Consequently, the struggle that has been waged in recent years against natural background radiation — particularly against radon — contradicts common sense and is a typical manifestation of radiophobia. Apart

from harm and enormous material and financial costs, this struggle will bring no benefit.

Crossing a street outside a pedestrian crossing, or driving from Kyiv to Lviv, entails greater risk than an NPP accident. It is important that society understands that the risks of diseases associated with an NPP accident are extremely small, and therefore there is no reason for special concern. However, the public and the media most often discuss not tsunamis, floods, earthquakes, and other natural disasters that claim thousands of lives, but rather the NPP accidents at Three Mile Island, Chornobyl, and Fukushima, where the number of victims was minimal. This indicates that nuclear energy specialists devote insufficient attention to public outreach aimed at education and demonstrating the safety of nuclear technologies. Therefore, special attention should be paid to specialists and organisations that shape public opinion through the media, as well as to doctors, teachers, lecturers, and other sources of public knowledge. By showing society how NPP safety is being enhanced, comparing this safety level with alternative electricity sources, and demonstrating improvements in reactor operation worldwide, it is possible to significantly strengthen the foundations for further development of nuclear power in Ukraine.

There is a rather large group of people worldwide who have received substantial doses over their lifetime.

Radiation risk coefficients used worldwide were derived from analyses of the consequences of exposure among survivors of Hiroshima and Nagasaki. When analysing mortality among those who survived the atomic bombings, a characteristic feature emerges: first, people died from very high doses incompatible with life, yet no general reduction in life expectancy is observed among those exposed to low doses. On the contrary, people who received moderate doses have, on average, a life expectancy about two years longer than the rest of the population (Kondo, 1993) [24]. The reason is that this group receives far greater social and medical attention. Why, then, is an apparent increase in morbidity reported in territories contaminated after the Chornobyl accident? Morbidity did not increase; rather, medical attention increased, the level of diagnostics rose sharply, and this in turn increased detection of previously undiagnosed diseases.

For a long time, the media published information that, in one way or another, distorted scientific facts (Burlakova et al., 1996) [25]. Claims were circulated about medical consequences of the Chornobyl accident suggesting increases in oncological, genetic, and other diseases, leading to “national degradation” and other social catastrophes. Such information, when it appears, is evident-

ly of interest to certain parties. Indeed, by means of such claims, virtually any national problem can be attributed to the Chernobyl disaster.

As far as the medical consequences attributable to Chernobyl exposure are concerned, according to (International Conference on Chernobyl [ICC], 2008) [26], they include the following: acute radiation sickness in 134 persons who participated in emergency works during the first day after the accident; and 1,800 detected cases of thyroid cancer in children and adolescents. Fewer than 50 deaths have been directly attributed to accident-related radiation exposure, and in nearly all cases the affected individuals were liquidators who received high doses. Of these, 28 died within a few months after the accident; the rest died in subsequent years. A causal association has been confirmed for a sharp increase in thyroid cancer incidence among individuals exposed to significant doses in childhood and adolescence. Detected thyroid cancer cases in the adult population are not associated with exposure.

With regard to other types of cancer, no elevated levels of corresponding morbidity have been recorded in contaminated territories. The highest-risk group in this regard comprises liquidators with high doses. For the general population, any increase in cancer incidence does not exceed statistical uncertainty.

An analysis of mortality among Chernobyl accident-response participants showed that their mortality rate was lower than that of men across all age groups and of men of working age. Forty-two percent of liquidators died from injuries and poisoning, and 33 % from circulatory system diseases (Riabukhin, 2000) [10]. The mortality structure corresponds to that observed in men of working age. No correlation was found between the duration of participation in Chernobyl emergency work, radiation dose, and causes of death. Thus, analysis of medico-demographic health indicators in the affected population and among liquidators did not reveal deviations from spontaneous mortality levels that would indicate a negative impact of radiation. The main reason is relatively low absorbed doses.

The principal conclusion of the international scientific community (ICC, 2008) [26] is that Chernobyl exposure does not threaten public health at the population level; observed and expected effects are not priorities for practical health care, but belong to the domain of radiation epidemiology. By contrast, promotion of healthy lifestyles and adequate nutrition, prevention of cardiovascular diseases, and improvement of mental health are priorities.

The vast majority of residents of contaminated territories currently receive a lifetime dose from fallout below

70 mSv, i. e., below the average lifetime dose from global natural background radiation of 170 mSv, and many times lower than doses in many regions worldwide. Therefore, most exposure-related restrictions and benefits should be cancelled. The absence of increased incidence of solid cancers refutes misinformation about catastrophic medical consequences.

When comparing lifetime doses in several European countries with those in Chernobyl regions with low, medium, and high contamination levels, it is clearly seen that evacuation decisions were entirely mistaken. Had Ukrainian standards been applied in European countries, the entire population of Finland would have been evacuated, along with vast territories of Sweden and France.

The population of Ukraine should not fear radiation more than residents of Finland, Sweden, and France — countries where radiation background levels are also high, yet whose populations have among the highest life expectancies in the world.

At present, several million people have been included in the group of “radiation victims” of Chernobyl, confirming the erroneous nature of the post-accident radiation assessment. It is time to change this: to allow people to return to their customary places of residence and to establish realistic contamination thresholds that ensure genuine safety, thereby breaking the vicious circle of fear. Policy must be changed and exposure limits brought into line with modern knowledge.

The population still lacks information and remains influenced by misunderstanding and myths regarding radiation hazards and unresolved contradictions in assessing health effects of low doses. The time has come to abandon the LNT concept as the basis for assessing the Chernobyl situation, and to explain to people that the hypothesis used to define administrative measures does not entail practical danger, pointing to examples of other population groups and their health data. Now, with new experimental and theoretical evidence available, this issue should be reconsidered. A model for such reassessment can be found in the French Academy of Sciences and the French Academy of Medicine, which officially stated that low levels of exposure do not pose a health risk.

Therefore, the ongoing review of the classification of territories as affected is timely and should reduce the burden on the state budget, allowing resources to be redirected to more urgent priorities. Improving the social conditions of life in affected areas is the main direction in which tangible progress can be achieved in improving public health.

Vision for the Future of the Chornobyl NPP Region.

If one abstracts from the global challenges associated with mitigating the consequences of the Chornobyl NPP accident, one of the key unresolved issues remains the future use of the Exclusion Zone. The current condition of the Chornobyl Exclusion Zone and the prospects related to transforming the Shelter Object into an environmentally safe system make it unlikely that the plant site can be brought to a “greenfield” state in the foreseeable future. Consequently, the Chornobyl NPP site will continue for a considerable period to be used to meet the needs of Ukraine’s nuclear sector. Activities at the site will include decommissioning operations, retrieval of nuclear materials from the Shelter Object, their processing, and storage in specially constructed facilities (Fig. 10).

Based on the studies conducted during the first phase of the project to transform the Shelter Object into an environmentally safe system, a programmatic decision was adopted defining a preliminary strategy for the retrieval of fuel-containing materials and the management of radioactive waste (RW). This decision envisages that large-scale retrieval of nuclear materials from the Shelter Object will become feasible only after 30–50 years, provided that a dedicated repository for the final disposal of long-lived high-level radioactive waste is established. On this basis,

one of the key design criteria for the New Safe Confinement (NSC) was set as an operational lifetime of no less than 100 years. At present, facilities for the management of liquid and solid radioactive waste and spent nuclear fuel have been constructed at the Chornobyl NPP site. These facilities are intended for the processing and subsequent storage of RW generated during the operation of the Chornobyl NPP and the liquidation of the consequences of the 1986 accident, as well as waste that will arise in the course of decommissioning activities and the transformation of the Shelter Object into an environmentally safe system. At present, issues related to the processing of radioactive waste from other nuclear power plants in Ukraine are also under consideration.

Technologies for RW management and methods of decommissioning will be in demand in the future both in Ukraine and internationally. Therefore, the use of the Chornobyl NPP site as a test ground for the development and implementation of new decommissioning technologies, as well as for refining methods for the mitigation of large-scale technological accidents, is a highly relevant task.

The Chornobyl NPP site and the territory of the Exclusion Zone host a network of research and technological laboratories that can be used for student education, advanced training of specialists, research and development



Fig. 10. Chornobyl NPP site



Fig. 11. Chornobyl Exclusion Zone

activities, testing, and the development of new technologies. The plant site itself can serve as a laboratory base for practical training in decommissioning, accident response, decontamination, radiation protection, NPP equipment maintenance, environmental studies, and the management of spent nuclear fuel and radioactive waste.

In addition, the Chornobyl NPP site should, of course, be considered for the deployment of new nuclear energy facilities. These may include a new multipurpose research reactor needed for a country developing its nuclear power and industrial sectors, as well as new nuclear installations based on small modular reactor (SMR) technologies.

Thirty years after the Chornobyl nuclear power plant accident — on 26 April 2016 — by Decree of the President of Ukraine No. 174, the Chornobyl Radiation and Ecological Biosphere Reserve was established. The reserve is territorially located within the Ivankiv and Poliske districts of Kyiv Region and covers approximately two-thirds of the Chornobyl Exclusion Zone (Fig. 11).

The current area of the Chornobyl Radiation and Ecological Biosphere Reserve is slightly more than 226,000 hectares. Within the reserve, nature conservation, scientific research, environmental education, and activities aimed at the rehabilitation of radioactively contaminated lands are carried out.

The 10-km zone of the Chornobyl NPP is not part of the biosphere reserve. It is designated for industrial pur-

poses related to the decommissioning of the NPP power units, the transformation of the Shelter Object into an environmentally safe system, and the management of spent nuclear fuel and radioactive waste.

In the 1990s, scientific programmes were conducted in the Exclusion Zone aimed at returning parts of the territory to economic use. These programmes addressed, inter alia, the development of decontamination methods, the cultivation of clean agricultural products on radioactively contaminated land, and related issues. Based on monitoring results and practical experience gained during decontamination activities in the city of Slavutych (Nosovskyi, Oskolkov, Ivanov & Udovichenko, 2001) [27], the author of this article submitted an analytical memorandum in 1995 to the leadership of the Ministry of Chornobyl Affairs of Ukraine, substantiating the feasibility of returning certain areas of the Exclusion Zone to economic use.

And this was already in 1995. Therefore, today — taking into account the accumulation of new scientific knowledge — researchers understand that the boundaries of the Chornobyl Exclusion Zone can be refined and significantly reduced. However, even those parts of the territory that could already be returned to economic use are, in practice, of limited interest to the state. At least, this is how most officials respond, arguing that the lands of the Ukrainian–Belarusian Polissia region do not possess high agricultural fertility and that the creation of viable in-

infrastructure on returned lands would require substantial capital investment, which Ukraine currently lacks. Moreover, the former infrastructure has been almost completely destroyed and is not subject to restoration.

Unfortunately, in recent years scientific and practical interest in rehabilitation measures for the affected territories has become minimal, giving way to empty declarations by officials regarding the economic use of the Chernobyl Exclusion Zone. And yet it is being “used.” Immediately after the accident, the activities of local councils in the affected areas were terminated, and special state bodies were established to perform administrative management functions in the Exclusion Zone. The officials working in these bodies were not interested in the revival of the affected territories or in the return of the population. Instead, the Exclusion Zone was perceived as an industrial platform for generating profit. Large-scale logging, metal sales, the introduction of tourism, and other activities were carried out.

By contrast, in the areas affected by the Fukushima NPP accident, no special administrative structures were created. Territorial management remained with local authorities, who were directly interested in restoring the affected areas. As a result, in recent years the Exclusion Zone around Fukushima has been substantially reduced, most territories have been returned to economic use, and residents have been allowed to return to their homes — indeed, the majority of the population has already returned.

It is clear that mass voluntary return of residents to those parts of the Chernobyl Exclusion Zone that still remain radioactively contaminated is unlikely. Nevertheless, work in this direction is necessary, and the first step should be the restoration of local self-government. The communities of Ivankiv, Slavutych, and the Poliske region could form a local self-governing body located in the city of Chernobyl (Fig. 12).

In recent years — prior to the announcement of quarantine measures related to the global COVID-19 pandemic and the subsequent outbreak of war — a steady increase was observed in the number of people wishing to visit the territory excluded as a result of the Chernobyl catastrophe. In 2019 alone, the Exclusion Zone was visited by 124,000 people. The phenomenal success of the television series *Chernobyl*, produced by the American network HBO and released in May of the same year, significantly contributed to the growing interest in visiting the Zone. Chernobyl tourism has thus become a sector that generates immediate financial profit for its organisers (Fig. 13).

However, since its establishment, the Chernobyl Exclusion Zone has never been intended to accommodate unrestricted public access. Its primary purpose is to serve as a barrier preventing the spread of radionuclides beyond the boundaries of radioactively contaminated territory. The Zone does not attract visitors by architectural masterpieces; on the contrary, people are drawn to it in order to see an almost uninhabited area and the abandoned,

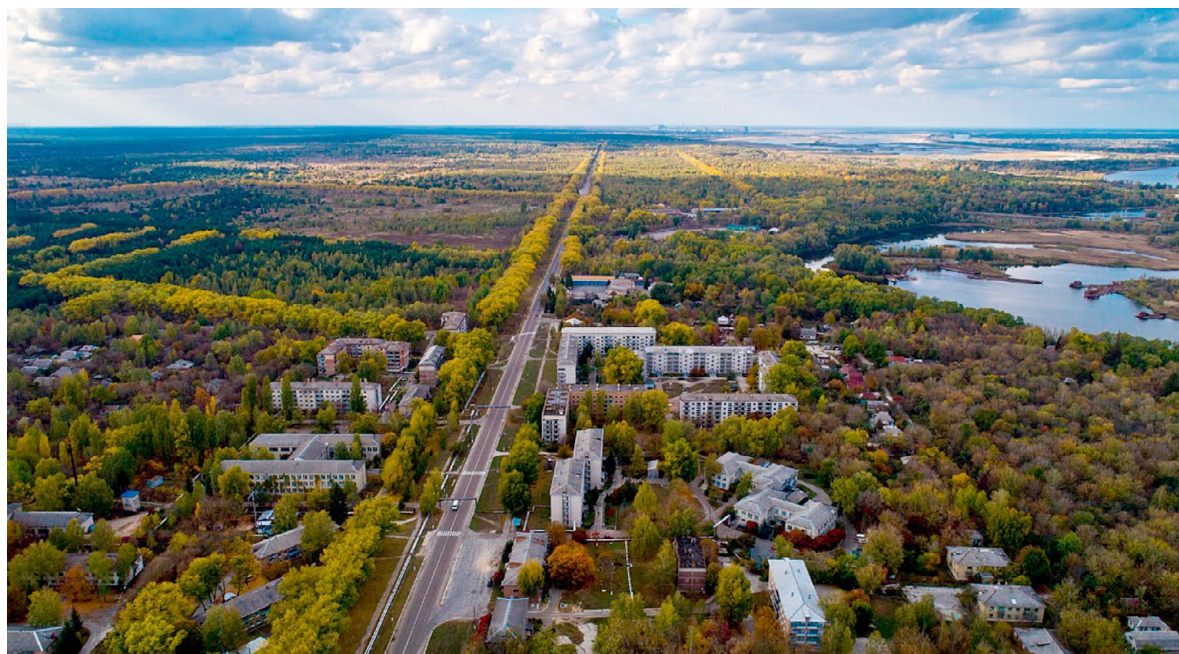


Fig. 12. The city of Chernobyl

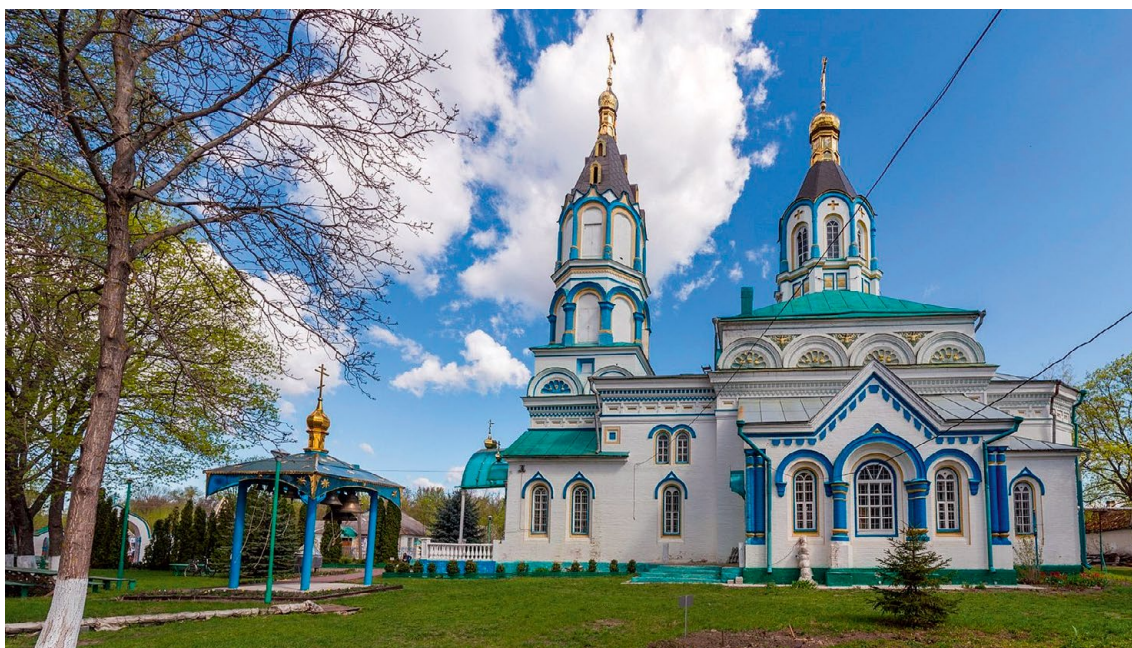


Fig. 13. Church in the city of Chornobyl



Fig. 14. The central square of the city of Pripyat

partially ruined city of Pripyat, which bears the imprint of the nuclear catastrophe.

Accordingly, the load on the infrastructure of the Exclusion Zone is increasing, while this infrastructure is unable to keep pace with the growing volume of tourist flows (Fig. 14). Activities aimed at increasing the number of visitors to the Exclusion Zone for tourism purposes are inconsistent with the fundamental principles of radiation protection.

Ukrainian legislation provides for mandatory measures aimed at preventing the removal of radionuclides from radioactively contaminated areas, ensuring environmental monitoring, maintaining territories in proper sanitary and fire-safe conditions, and applying methods for immobilising radionuclides in situ. All types of activities must be carried out with limitations on the total collective radiation dose, as well as with restrictions on the number of personnel involved. Therefore, under



Fig. 15. The school building in the city of Pripjat

conditions of radioactive contamination, only tourism with scientific or professional purposes can be considered justified. Thus, at the Fukushima Daiichi NPP in Japan, access to the controlled zone remains restricted to the general public to this day, with the exception of professional activities.

Travel to the 10-km zone of the Chornobyl NPP is always associated with certain risks. Transuranium elements may be present in soils, air, water, and on virtually any surface within the Exclusion Zone. However, radiation hazards are not the only concern; there are also general safety risks. Almost all buildings in the city of Pripjat are in a structurally unsafe condition (Fig. 15). Presence in the Exclusion Zone not only affects visitors and poses specific risks to their health, but also, conversely, visitors themselves may pose a threat to the Zone — especially during fire-hazard periods. In addition, the underdeveloped infrastructure of the Exclusion Zone remains a significant constraint for massive tourism activities.

Unlike mass tourism, professional and scientific-educational tourism in the Chornobyl Exclusion Zone may serve as an important channel for fostering evidence-based knowledge about the Chornobyl disaster, measures undertaken to mitigate its consequences, and practices related to spent nuclear fuel and radioactive waste management as essential conditions for the safe functioning of Ukraine's nuclear sector as a whole. However, such activities are acceptable only under strict compliance with physical and radiation safety requirements for visitors and with the development of appropriate infrastructure capable of meeting visitors' needs.

Conclusions and Recommendations

When analysing the measures undertaken to mitigate the consequences of the Chornobyl NPP accident, from today's perspective, forty years later, it appears reasonable to conclude that at least some of the environmental, social, and medical consequences that formed under the influence of the so-called "Chornobyl syndrome" were perceived by the population as more negative than the actual effects of ionising radiation that did in fact occur.

From a technical perspective, the most important future tasks related to mitigation of the Chornobyl accident consequences include the following:

- restoration of the operational capabilities of the New Safe Confinement following damage caused by a Russian combat drone strike;

- development of design documentation and dismantling of unstable Shelter structures whose service life has expired;

- monitoring, research, and substantiation of nuclear safety for major accumulations of nuclear materials within the Shelter facility;

- development of technologies, design documentation, and implementation of staged retrieval of nuclear materials from the Shelter facility;

- preparation of a site for temporary containerised storage of high-level radioactive waste.

With regard to medical and other social consequences, analysis of medico-demographic health indicators of the population affected by the accident and of liquidators did not reveal any deviations in morbidity or mortality

rates that would indicate a negative impact of the radiation exposure factor.

Therefore, the revision of the classification of territories as affected by the accident is timely and should lead to a reduction in state budget expenditures. Improving living conditions, everyday life, medical care, and overall living standards represents the primary avenue for improving public health in regions affected by the Chornobyl accident.

The 10-km industrial zone of the Chornobyl NPP should be used to meet the needs of nuclear sector development, including activities related to the decommissioning of the plant's power units, transformation of the Shelter Object into an environmentally safe system, and management of spent nuclear fuel and radioactive waste.

The NPP site may also serve as a laboratory base for hands-on training of specialists and may also be considered as a potential location for the deployment of new nuclear energy installations.

The first step toward restoration of the Exclusion Zone and potential return of population should be the establishment of a local self-government body in the city of Chornobyl.

Professional and scientific-educational tourism in the Chornobyl Exclusion Zone may be allowed only in a limited format, involving small visiting groups, and strictly subject to compliance with physical and radiation safety requirements and the development of infrastructure capable of supporting such activities.

In conclusion, the author expresses deep gratitude and appreciation to all builders, scientists, firefighters, operators, medical personnel, representatives of various professions, nationalities, and faiths — women and men, civilians and military personnel, workers and managers — who, without loud declarations of heroism or demands for social privileges, demonstrated high professionalism, discipline, and organisational capacity, and had fulfilled their civic and professional duty in mitigating the consequences of the catastrophe under extremely difficult radiation conditions.

References

1. *Principled Approaches to the Transformation of the "Shelter" Object into a Long-Term, Stable, Environmentally Safe System*: Resolution of the Scientific and Technical Council of the Ministry of Atomic Energy and Industry of the USSR, 15 March 1991. Moscow, 1991, 24 p. (in Rus.)
2. *Description of the "Shelter" Object and Requirements for Its Transformation*. Kyiv: Naukova Dumka, 1992, 48 p. (in Rus.)
3. Nosovskyi A. V., Vasylenko V. N., Kliuchnikov A. A., Prister, B. S. (2006). *The Chornobyl NPP Accident: Experience of Mitigation and Lessons Learned*. Kyiv: Tekhnika, 264 p. (Series: Nuclear Power Plant Safety). (in Rus.)
4. Nosovskyi A. V. (2017). On the state and prospects of scientific and technical support for transforming the "Shelter" object into an environmentally safe system. *Visnyk of the National Academy of Sciences of Ukraine*, no. 4, pp. 13–21. (in Ukr.)
5. *International Chornobyl Project. Technical Report. Assessment of Radiological Consequences and Protective Measures*. Vienna: IAEA, 1992, 740 p. (in Rus.)
6. Nosovskyi A. V., Mitichkina I. N., Khomaziuk I. N. (1996). Dosimetry support of medical and epidemiological studies. In: *Chornobyl NPP – Slavutych: Medical Aspects*. Kyiv: Vyshcha Shkola, pp. 17–50. (in Rus.)
7. Moroz B. B., Deshevoi Yu. B. (2002). Emotional stress and problems of radiation medicine. *Radiation Biology and Radioecology*, vol. 42, no. 1, pp. 5–11. (in Rus.)
8. Romanenko A. E., Niagu A. I., Kalinauskas I. N. (1991). Psychological aspects of the Chornobyl accident. *Problems of Radiation Medicine. Republican Interdepartmental Collection*, vol. 3, pp. 3–7. (in Rus.)
9. Tukov A. R., Kleieva N. A., Shafranskii I. L. (2000). Social aspects of health assessment of individuals involved in liquidation of large radiation accidents. *Medical Radiology and Radiation Safety*, vol. 45, no. 2, pp. 5–15. (in Rus.)
10. Riabukhin Yu. S. (2000). Low levels of ionising radiation and health: a systems approach. *Medical Radiology and Radiation Safety*, vol. 45, no. 4, pp. 5–45. (in Rus.)
11. Avetisov G. M., Buldakov L. A., Gordeev K. I., Ilyin L. A. (1989). NCRP strategy for substantiating temporary limits of annual public exposure after the Chornobyl accident. Lifetime dose concept. *Medical Radiology*, vol. 8, pp. 3–11.
12. Krasnov V. O., Nosovskyi A. V., Rudko V. M., Shcherbin V. M. (2016). *The Shelter object: 30 years after the accident*. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 512 p. (in Ukr.)
13. Nosovskyi A. V. (2006). From the experience of organising works during the construction of the "Shelter" object at the Chornobyl NPP in 1986. *Safety and Non-Proliferation*, vol. 6 (18), pp. 2–9. (in Ukr.)
14. Bahniuk V. (2002). Guillotine for humanity. *Scientific World*, no. 4, pp. 12–13. (in Ukr.)
15. Keirim-Markus I. B. (1994). *Commentary on: Radiation Protection. ICRP Recommendations 1990 (Publication 60), Part 2 (Russian translation)*. Moscow: Energoatomizdat, pp. 161–207. (in Rus.)
16. *French National Academy attacks plan to change EU radiation rules*. The World's Nuclear News Agency, 30 June 1999, News No. 2/16/99/A.
17. Radiation risk in perspective. Health Physics Society Position Statement. *HPS Newsletter*, 1996, No. 24(3).
18. Keirim-Markus I. B. (2000). Regulation of radiation expo-

- sure for the 21st century. *Medical Radiology and Radiation Safety*, vol. 45, no. 1, pp. 6–12. (in Rus.)
19. Guskova A. K. (1999). On substantiating the limit for chronic exposure. *Issues of Radiation Safety*, vol. 1 (13), pp. 16–19. (in Rus.)
 20. Keirim-Markus I. B. (2002). Non-constructive radiation hormesis. *Medical Radiology and Radiation Safety*, vol. 47, no. 2, pp. 73–76. (in Rus.)
 21. Yarmonenko S. P. (2000). Low levels of radiation and health: radiobiological aspects. *Medical Radiology and Radiation Safety*, vol. 45, no. 3, pp. 5–32. (in Rus.)
 22. Bak Z., Alexander P. (1963). *Fundamentals of Radiobiology*. Moscow: Nauka, 420 p. (in Rus.)
 23. Jaworowski Z. (1997). Beneficial ionising radiation. In: *What Risk?* Butterworth-Heinemann.
 24. Kondo S. (1993). *Health Effects of Low-Level Radiation*. Osaka: Kinki University Press, 213 p.
 25. Burlakova E. B., Goloshchapov A. N., Gorbunova N. V., Gurevich S. M., Zhizhina G. P., Kozachenko A. I., Konradov A. A., Korman D. B., Molochkina E. M., Nagler L. G., Ozerova I. B., Skalatskaya S. I., Smotryaeva M. A., Tarasenko O. A., Treshchenkova Yu. A., Shevchenko V. A. (1996). *Radiation Biology and Radioecology*, vol. 36, no. 4, pp. 610–631. (in Rus.)
 26. *International Conference on Chornobyl: Looking Back to Go Forward (Vienna, Austria, 6–7 September 2005)*. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2008, 246 p.
 27. Nosovskyi A. V., Oskolkov B. Ya., Ivanov E. A., Udovichenko V. P. (2001). *Slavutyich: Issues of Radiation Ecology*. Kyiv: Vyshcha Shkola, 263 p. (in Rus.)

A. В. Носовський

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

Історичний огляд заходів з ліквідації наслідків Чорнобильської катастрофи: до 40-ї річниці аварії

Проблеми безпеки ядерної енергетики набули особливої актуальності в суспільній свідомості в усьому світі після аварії на Чорнобильській АЕС. Саме тоді, в 1986 р., перспективи розвитку атомної енергетики були поставлені під сумнів. Щоб розв'язати його, потрібно довести до відома широкої громадськості думки фахівців, котрі працюють у сфері використання ядерної енергії, учених, інженерів, екологів, медичних фахівців, які володіють інформацією про наявні технологічні, наукові, екологічні, медичні й соціальні проблеми, які оточують ядерну енергетику, та про шляхи їх вирішення. Необхідно знати й розуміти не тільки позитивні аспекти використання ядерної енергії, її внесок у загальне виробництво електричної енергії, екологічні переваги, але й усі її недоліки, ступінь ризику, проблеми захоронення радіоактивних відходів та відпрацьованого ядерного палива. Особливу цінність у галузі таких знань становить інформація щодо заходів із подолання наслідків аварії на Чорнобильській АЕС. Минуло 40 років після аварії на Чорнобильській АЕС. Цей строк є достатнім для проведення реалістичної оцінки заходів щодо подолання наслідків аварії та підбиття підсумків цієї багаторічної діяльності. Наведено історичні факти, що стосуються аварії на Чорнобильській АЕС, результати моніторингу стану робіт з перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему. Особисту увагу приділено проблемам оцінки доз опромінення, отриманих ліквідаторами та населенням, а також соціальним аспектам. Зроблено спробу обговорення перспектив відродження зони відчуження та повернути увагу громадськості до наявних проблем й необхідності їх вирішення.

Ключові слова: Чорнобильська АЕС, об'єкт «Укриття», новий безпечний конфайнмент, доза опромінення, зона відчуження.

Надійшла / Received 19.01.2026

Рекомендована до друку / Accepted 07.04.2026

В. І. Скалозубов

д-р техн. наук, проф.

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

ORCID: 0000-0003-2361-223X

О. А. Дорож

канд. техн. наук, доц.

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

ORCID: 0000-0001-8495-2911

О. С. Сухомлінов

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

ORCID: 0009-0005-1475-7607

І. М. Вербило

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

ORCID: 0009-0006-3369-3896

Г. С. Дербеньов

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

ORCID: 0009-0005-1881-2853

В. В. Грибанов

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

ORCID: 0009-0005-7315-2667

Є. Ю. Алексеєнко

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

ORCID: 0009-0007-0078-2646

Критерії та умови теплогідродинамічної нестійкості пасивних систем безпеки модульних реакторів NuScale

Ключові слова:

модульні реактори,
теплогідродинамічна нестійкість,
пасивні системи безпеки,
міжконтурні течії,
теплоносії

Виникнення умов міжканальної теплогідродинамічної нестійкості в контурах природної циркуляції активної зони реактора та пасивних систем безпеки визначають можливість невиконання функцій безпеки, необхідних для успішного управління аваріями, зокрема функцій аварійного охолодження активної зони та відведення залишкових тепловиділень. Наведений метод визначення умов міжканальної теплогідродинамічної нестійкості в контурах природної циркуляції активної зони та пасивних систем безпеки ґрунтується на аналізі стійкості за флуктуаційних відхилень від рівноважного стану тиску та витрати в контурах природної циркуляції. На прикладі модульного реактора NuScale визначено критерії та умови міжканальної теплогідродинамічної нестійкості в процесі аварій зі значними міжконтурними течами в парогенераторах (тиск у парогенераторах понад 5,5 МПа). Установлено, що умови міжканальної теплогідродинамічної нестійкості залежать від термодинамічного стану теплоносія та охолоджувачів, конструкційно-технічних параметрів, умов тепломасообміну в парогенераторах і конденсаторах пасивної системи відведення залишкових тепловиділень, а також від розмірів міжконтурних теч. Необхідною є переоцінка рівня безпеки модульних реакторів NuScale з урахуванням умов міжкон-

турної теплогідродинамічної нестійкості систем природної циркуляції та надійності управління оперативним персоналом домінантними для безпеки аваріями зі значними міжконтурними течами через парогенератори.

© В. І. Скалозубов, О. А. Дорож, О. С. Сухомлінов, І. М. Вербило,
Г. С. Дербеньов, В. В. Грибанов, Є. Ю. Алексеєнко, 2026. Ліцензія CC BY 4.0

Вступ

Один із перспективних напрямів сучасної ядерної енергетики пов'язаний із впровадженням малих модульних реакторів (ММР) невеликої потужності (до 300 МВт) [1–7].

Модуль ММР заводського виробництва в загальному випадку включає активну зону, компенсатор тиску, парогенератори (ПГ) та реактор першого контуру (1к), розташований у захисному гермооб'ємі (ГО); а також пасивні системи безпеки (ПСБ), функціонування яких ґрунтується на забезпеченні функцій безпеки природної циркуляції (ПЦ), та систему запобіжних клапанів регулювання тиску.

Виключення з ММР активних систем безпеки (з електронасосами), які мають значно вищу ймовірність відмови, ніж ПСБ, дає підстави відносити такі реактори до нового покоління безпеки 3+ [1–7].

Але питання надійного забезпечення необхідних при аваріях функцій безпеки ПСБ ММР вимагають подальшого вивчення. Одним із таких питань є забезпечення теплогідродинамічної стійкості (ТГС) контурів ПЦ ПСБ ММР [8–10]. В умовах теплогідродинамічної нестійкості (ТГН) можуть виникати високоамплітудні коливання рівня теплоносія в реакторі та рівня води в об'ємі ПГ, погіршення умов теплообміну в активній зоні реактора та порушення умов ядерної безпеки за припустимими температурами оболонок твелів та ядерного палива.

У роботі наведено метод визначення критеріїв та умов ТГС ПСБ ММР NuScale, а також аналіз ефективності ПСБ із контурами ПЦ під час управління домінантними для безпеки групами аварій з міжконтурними течами у ПГ.

Аналіз літературних джерел

Загальні відомості про ММР NuScale. ММР NuScale Power Module (далі — NPM) — малий модульний водо-водяний реактор під тиском із двома

вбудованими в реактор вертикальними ПГ. Основні конструкційно-технічні характеристики NPM наведено в табл. 1 [11–15].

Основні технічні характеристики ПСБ NPM із контурами ПЦ наведено в табл. 2.

Умови та «уставки» спрацювання DHRS та ECCS наведено в табл. 3.

Основні положення та припущення

Домінантними для безпеки NPM є аварії зі значними міжконтурними течами в ПГ (тиск у ПГ перевищує 5,52 Мпа), тобто вихідна аварійна подія — міжконтурна течя через ПГ зі зростанням тиску в ПГ та зниженням рівня теплоносія в реакторі (ВП RG). Підвищена ймовірність виникнення такої аварії відповідно до багаторічного досвіду експлуатації ПГ різних типів визначається такими причинами [15]:

- 1) достатньо великою кількістю ТОТ ПГ та площею міжконтурного теплообміну (див. табл. 1);
- 2) підвищеними термічними та гідродинамічними навантаженнями на ТОТ ПГ у нормальних робочих та перехідних режимах;
- 3) впливом водно-хімічного режиму на цілісність ТОТ ПГ.

У процесі ВП RG можуть виникнути умови міжконтурної ТГН в активній зоні та ПСБ, які супроводжуються високоамплітудними коливаннями рівня та витрати теплоносія в активній зоні реактора, погіршенням умов теплообміну та порушенням умов критеріїв ядерної безпеки та прийнятності [8–10].

Аналіз критеріїв та припущень ТГС під час аварій

Критерії та умови міжконтурної ТГС в умовах аварій ВП RG в NPM:

- 1) одночасна працездатність ПСБ DHRS та ECCS у встановленому рівноважному режимі;
- 2) у загальному випадку одночасне виникнення випадкових (флуктуаційних) відхилень витрати та

Таблиця 1. Основні конструкційно-технічні характеристики NPM

№	Параметр	Значення
1	Теплова/електрична потужність	200/60 МВт (брутто)
2	Теплоносій/охолоджувач	Легка вода
3	Тиск 1-го/2-го контуру в номінальному робочому режимі	13,8/5,5 МПа
4	Температура теплоносія на вході/виході активної зони в номінальному робочому режимі	265/321 °C
5	Циркуляція теплоносія в номінальному робочому режимі	Природна
6	Збагачення ядерного палива	<4,95 %
7	Глибина вигорання палива	30 ГВт · доба/т
8	Принцип системи безпеки	Пасивний
9	Загальна висота / внутрішній діаметр реактора	19,76/2,667 м
10	Висота / зовнішній діаметр ГО	23,09/4,5 м
11	Максимальні проектні тиск та температура в ГО	7,2 МПа / 288 °C
12	Робочий тиск в ГО	0,69 кПа
13	Кількість / довжина / зовнішній діаметр / товщина теплообмінних трубок (ТОТ) 1-го ПГ	690 / 23,5–26,5 м / 15,88 мм / 1,27 мм; матеріал (SB-163 Alloy 690)
14	Об'єм компенсатора тиску (КТ) початковий / реактор на потужності / «гаряча» зупинка	23 % / 50–60 % / 50 % від загального об'єму 1-го контуру

Таблиця 2. Основні технічні характеристики ПСБ NPM із контурами ПЦ

№	Параметр	Значення
I. Система відведення залишкових тепловиділень (DHRS)		
1	Склад	2 контури ПЦ «ПГ — басейн реактора (RP)»; 2 пасивних конденсатори; клапани ізоляції від 2-го контуру MSIV/FWIV; клапани включення DHRS
2	Внутрішній/зовнішній тиск	14,48/0,41 МПа
3.	Зовнішній тиск пасивних конденсаторів	0,19 МПа
4.	Температура	343 °C
5.	Кількість / зовнішній діаметр / товщина трубок 1-го конденсатора	80 / 3,34 см / 2,79 мм
II. Система аварійного охолодження активної зони (ECCS)		
1	Склад	1 контур ПЦ «реактор — ГО»; 3 запобіжних клапани скидання тиску, установлені на кришці корпусу реактора (RVV); 2 запобіжних клапани рециркуляції в активну зону (RRV)

Таблиця 3. Умови та «уставки» спрацювання DHRS та ECCS

DHRS		
Умови	«Уставки»	Автоматичне спрацювання
Підвищений тиск у КТ	«13,79 МПа»	Відкриваються клапани DHRS; закриваються клапани MSIV та FWIW ізоляції 2-го контуру
Підвищена температура теплоносія	«321 °С»	
Підвищений тиск у 2-му контурі	«5,52 МПа»	
Низька напруга перемінного струму зарядних пристроїв	«80 % нормальної напруги та/або 60 с затримки»	
ECCS		
Підвищений рівень води в ГО	«6,1-6,7 м від днища реактора (RP)»	Відкриваються RVV та RRV
Знижений тиск у 1-му контурі	«5,52 МПа»	
Порушення умов критеріїв прийнятності	«Мінімальний запас до кризи кипіння в активній зоні»; «максимальна температура ядерного палива більше температури плавлення»; «рівень теплоносія в активній зоні менше критичного»	
Низька напруга в системах контролю та управління	«більше 24 год»	

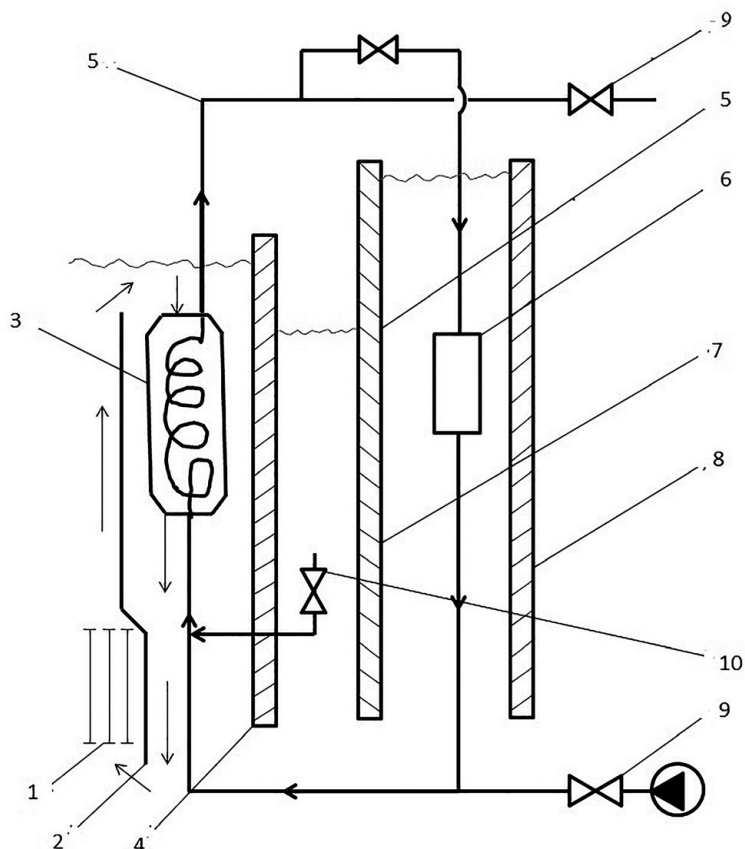


Рис. 1. Контурі ПЦ MMP NuScale

тиску в контурах ПЦ активної зони, ECCS та DHRS;

3) критерій та умови ТГС в активній зоні реактора [8–10]:

$$K_s = \frac{\delta P}{\delta G} < 0, \quad (1)$$

де $\delta P, \delta G$ — флуктуаційні відхилення від рівноважних значень тиску та масової витрати в активній зоні реактора.

Модель міжконтурної ТГС під час аварії ВП RG у NPM наведена на рис. 1.

Рівняння руху та теплового балансу в контурах ПЦ активної зони реактора, DHRS та ECCS у встановленому режимі ВП RG:

$$\Delta \rho_1 \cdot \Delta g \cdot \Delta H_1 = \xi_1 \cdot (G_1 - G_l)^2 / (\rho_1 \cdot F_l^2) = \Delta P_1(\xi_1), \quad (2)$$

$$\Delta \rho_D \cdot g \cdot H_D = \xi_D \cdot (G_D + G_l)^2 / (\rho_D \cdot F_D^2) = \Delta P_2(\xi_D), \quad (3)$$

$$\Delta \rho_e \cdot g \cdot H_e = \xi_e \cdot (G_e)^2 / (\rho_e \cdot F_e^2) = \Delta P_3(\xi_e), \quad (4)$$

$$(G - G_l) \cdot \Delta i_1 = N - Q + G_e \cdot \Delta i_e - \Delta G_l \cdot \Delta i_{12} = \Delta Q_1, \quad (5)$$

$$(G_D + G_l) \cdot \Delta i_D = Q - Q_k + G_l \cdot \Delta i_{12} = \Delta Q_2, \quad (6)$$

де $\Delta \rho_1, \Delta \rho_D, \Delta \rho_e$ — різниця середніх густин в контурах ПЦ активної зони, DHRS та ECCS; g — прискорення сили тяжіння; H_1, H_D, H_e — висота перегородки реактора в контурах ПЦ активної зони, DHRS та ECCS; ξ_1, ξ_D, ξ_e — сумарні параметри гідравлічного опору контурів ПЦ реактора, DHRS та ECCS; ρ_1, ρ_D, ρ_e — середня густина в контурах ПЦ активної зони, DHRS та ECCS; F_1, F_D, F_e — площі прохідного перерізу в контурах ПЦ активної зони реактора, DHRS та ECCS; G_1, G_D, G_e — масові витрати теплоносія в активній зоні реактора, в DHRS та ECCS; N — потужність тепловиділень в активній зоні; Q — сумарний тепловий потік від 1-го контуру в ПГ; Q_D — сумарний тепловий потік у конденсаторах DHRS; $\Delta i_1, \Delta i_{12}, \Delta i_e$ — різниці питомих ентальпій на вході/виході з активної зони, між 1-м та 2-м контурами, між 1-м контуром та басейном реактора RP.

Сумарна витрата в міжконтурну течу

$$(G_D + G_l) \cdot \Delta i_D = Q - Q_k + G_l \cdot \Delta i_{12} = \Delta Q_2, \quad (7)$$

де μ_l — коефіцієнт витрати течі; F_l — сумарна площа прохідного перерізу течі; P — рівноважне значення тиску в активній зоні реактора; P_D — значення тиску в активній зоні реактора.

У форматі незалежних флуктуаційних збурень тиску та витрати в контурах ПЦ рівняння (1)–(7) такі:

$$K_1 \cdot \delta P + K_2 \cdot \delta G + K_3 \cdot \delta P_D = 0, \quad (7)$$

$$K_4 \cdot \delta P + K_5 \cdot \delta P_D + K_6 \cdot \delta G_D = 0, \quad (8)$$

$$K_7 \cdot \delta P + K_8 \cdot \delta P_e + K_9 \cdot \delta G_e = 0, \quad (9)$$

$$K_{10} \cdot \delta P + K_{11} \cdot \delta G + K_{12} \cdot \delta P_D + K_{13} \cdot \delta G_e + K_{14} \cdot \delta P_e + K_{15} \cdot \delta G_D = 0, \quad (10)$$

$$K_{16} \cdot \delta P + K_{17} \cdot \delta P_D + K_{18} \cdot \delta G_D = 0, \quad (11)$$

де $K_1, \dots, K_{18}$ — похідні визначальних теплогідрравлічних параметрів ПЦ (тиску та витрати) в установленому режимі.

Після перетворень рівнянь (8)–(12) отримано критерій та умови ТГС в активній зоні реактора (1):

$$K_s(K_1, \dots, K_{18}, F_l) = \frac{\delta P}{\delta G} < 0. \quad (12)$$

$$K_s(K_1, \dots, K_{18}, F_l) = \frac{\delta P}{\delta G} > 0. \quad (13)$$

Таким чином, умови ТГС NPM під час аварій ВП RG визначаються конструкційно-технічними параметрами, термодинамічним станом теплоносія та охолоджувачів, умовами тепломасообміну в ПГ і конденсаторах DHRS, розмірами міжконтурних теч.

Відповідно до умови ТГН

$$K_s(K_1, \dots, K_{18}, F_l) = \frac{\delta P}{\delta G} > 0. \quad (15)$$

Для прикладу окремі випадки умов міжканальної ТГС/ТГН за флуктуаційного збільшення тиску в активній зоні та ECCS ($\uparrow \delta P$) наведено на рис. 2.

Кінцеві стани наслідків флуктуаційних відхилень теплогідродинамічних параметрів (ТГС/ТГН) визначаються конструкційно-технічними параметрами контурів ПЦ, умовами тепломасообміну та розмірами міжконтурної течі.

У більш загальному випадку необхідно враховувати також сумісне виникнення вихідних флуктуаційних відхилень визначальних теплогідродинамічних параметрів стану контурів ПЦ.

Управління ВП RG. У загальному випадку автоматичне й «ручне» включення/відключення DHRS та ECCS за вказаними «уставками» наведено на рис. 3.

Аналіз управління аваріями з ВП RG за міжканальної ТГН. Для попередження умов виникнення та негативних наслідків міжканальної ТГН необхідне автоматичне або здійснюване оперативним персона-

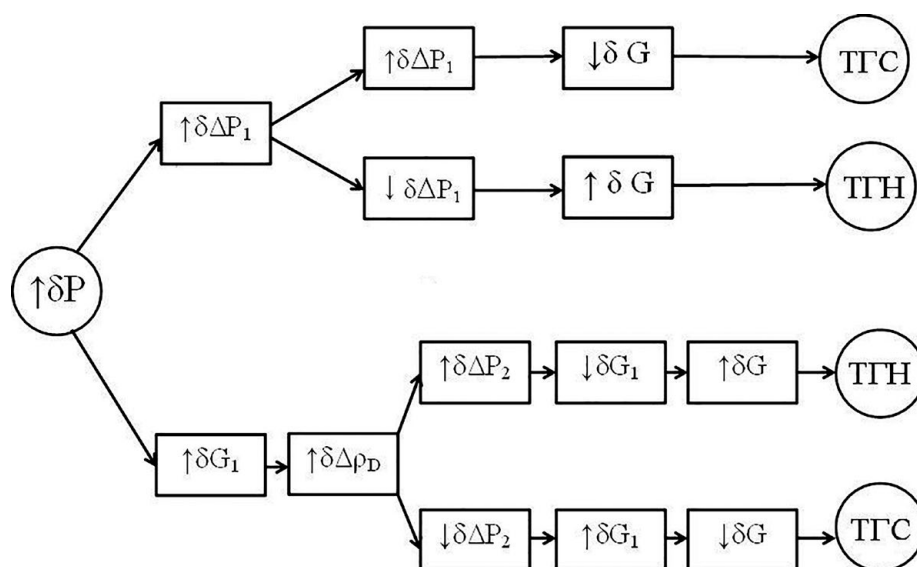
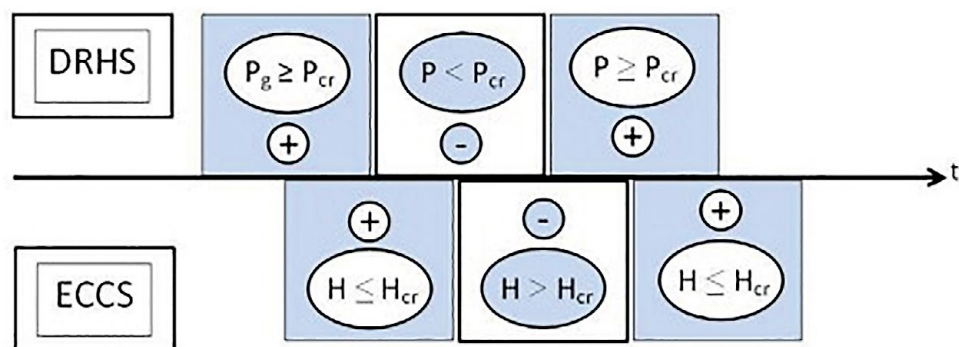


Рис. 2. Сценарій умов ТГС/ТГН у MMP

Рис. 3. Загальний сценарій управління аварією шляхом включення/відключення DHRS/ECCS у процесі ВП RG: P_g , P_{cr} — поточний та припустимий тиск у ПГ; H , H_{cr} — поточний та припустимий рівень теплоносія в активній зоні реактора

лом управління аварією з ВП RG згідно з уставками «неприпустиме зниження рівня теплоносія в активній зоні» та «неприпустиме підвищення тиску в ПГ за 2-м контуром» (див. табл. 3).

Але автоматичне управління аварією з ВП RG унаслідок періодичних включень/відключень DHRS та ECCS можуть також виникати умови міжканальної ТГН та періодичні порушення критеріїв прийнятності й безпеки; а в умовах «ручного» управління аварією можливі ненавмисні помилкові дії оперативного персоналу.

За імовірнісними оцінками частоти пошкодження активної зони (ЧПАЗ) порядку 10^{-7} 1/рік, NPM відносять до реакторного покоління безпеки (3+). Можна припустити, що така низька ймовірнісна оцінка ЧПАЗ NPM зумовлена передусім відсутністю активних систем безпеки з електронасосами, які мають

найгірші показники надійності порівняно з іншим обладнанням. Однак імовірнісні показники надійності дії персоналу з управління аваріями не є кращими за показники надійності електронасосів.

Тому необхідною є переоцінка рівня безпеки NPM з урахуванням ефективності дій оперативного персоналу під час управління аваріями зі значними міжконтурними течами в ПГ [11, 15].

Висновки

1. Виникнення умов міжканальної ТГН в контурах ПЦ активної зони реактора та ПСБ може призвести до невиконання функцій безпеки, необхідних для успішного управління аваріями, зокрема функцій аварійного охолодження активної зони та відведення залишкових тепловиділень.

2. Наведено метод визначення умов міжканальної ТГН у контурах ПЦ активної зони та ПСБ, що ґрунтується на аналізі стійкості за флуктуаційних відхилень від рівноважного стану тиску та витрати в контурах ПЦ.

3. На прикладі модульного реактора NuScale визначено критерії та умови міжканальної ТГН у процесі аварій зі значними міжконтурними течами в ПГ (тиск у ПГ понад 5,5 МПа). Установлено, що умови міжканальної ТГН залежать від термодинамічного стану теплоносія та охолоджувачів, конструкційно-технічних параметрів, умов тепломасообміну в ПГ та конденсаторах пасивної системи відведення залишкових тепловиділень, а також розмірів міжконтурних теч.

4. Необхідною є переоцінка рівня безпеки модульних реакторів NuScale з урахуванням умов міжконтурної ТГН систем ПЦ та надійності управління оперативним персоналом домінантними для безпеки аваріями зі значними міжконтурними течами через ПГ.

Список використаної літератури

1. Kaiser J. C. Empirical risk analysis of severe reactor accidents in nuclear power plants after Fukushima / J. C. Kaiser // *Science and Technology of Nuclear Installations*. – 2012. – doi.org/10.1155/2012/384987.
2. Advances in small modular reactor technology developments. A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). – Vienna : IAEA, 2020. – Available at: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf.
3. Small Modular Reactor: Challenges and Opportunities. NEA No. 7560. – OECD Publishing, 2021. – doi.org/10.1787/18fbb76c-en.
4. Technology roadmap for small modular reactor deployment. IAEA Nuclear Energy Series No NR-T-1.18. – Vienna : IAEA, 2021.
5. Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики. Т. 2 / под ред. акад. РАН А. А. Саркисова. – Москва : Академ-Принт, 2015.
6. STD-ES-03-40. International reactor innovative and secure. Final technical progress report. – Westinghouse Electric Company, LLC, 2003. – 158 p.
7. NuScale Small Modular Reactor for Co-generation of Electricity and Water / D. T. Ingersoll, Z. J. Houghton, R. Bromm, C. Disporio // *Desalination*. – 2014. – Vol. 340. – P. 84–93.
8. Antonyuk N. I. Excitation of Thermoacoustic Oscillations in a Heated Channel / N. I. Antonyuk, V. A. Gerliga, V. I. Skalozubov // *Journal of Engineering Physics*. – 1990. – No. 59 (4). – P. 1323–1328.
9. Modeling method of conditions for reliability critical hydraulic impacts on pumps of thermal and nuclear power plants / V. Skalozubov, D. Pirkovskiy, Yu. Komarov, I. Kozlov // *Problems of Atomic Science and Technology*. – 2017. – No. 40 (4). – P. 74–79.
10. Skalozubov V. Water hammers in transonic modes of steam-liquid flows in NPP / V. Skalozubov, D. Pirkovskiy, Yu. Komarov // *Nuclear and Radiation Safety*. – 2019. – No. 2 (82). – P. 43–46.
11. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 5. Reactor coolant system and connecting systems. Part 2. Tier 2. – Revision 5. – July 2020.
12. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 18. Human factors engineering. Part 2. Tier 2. – Revision 5. – July 2020.
13. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 15. Transient and accident analyses. Part 2. Tier 2. – Revision 5. – July 2020.
14. NuScale Final Safety Analysis Report. NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 19. Probabilistic risk assessment and severe accident. Part 2. Tier 2. – Revision 5. – July 2020.
15. Skalozubov V. Analysis of reliability impact conditions of WWER-1000 NPP Active Systems / V. Skalozubov, Yu. Komarov, D. Pirkovskiy // *Nuclear and Radiation Safety*. – 2019. – No. 1 (81). – P. 42–45.

**V. I. Skalozubov, O. A. Dorozh, O. S. Suhomlinov,
I. M. Verbylo, H. S. Derbenov, V. V. Hrybanov,
Ye. Yu. Aliexsieienko**

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

Criteria and Conditions for Thermal-Hydrodynamic Instability of Passive Safety Systems of NuScale Modular Reactors

The occurrence of interchannel thermal-hydrodynamic instability in the reactor core natural circulation circuits and passive safety systems determines the potential failure to perform safety functions necessary for successful accident management for emergency core cooling and residual heat removal. A method for determining the conditions of interchannel thermal-hydrodynamic instability in the core natural circulation circuits and passive safety systems is presented, based on the analysis of stability under fluctu-

ating deviations from the equilibrium state of pressure and flow in the natural circulation circuits. Using the NuScale modular reactor as an example, the criteria and conditions of interchannel thermal-hydrodynamic instability during accidents with significant inter-circuit leaks in the steam generators (steam generator pressure exceeding 5.5 MPa) are defined. It was found that the conditions of interchannel thermal-hydrodynamic instability depend on the thermodynamic state of the coolant and coolers, structural and technical parameters, heat and mass transfer conditions in steam generators and condensers of the passive residual heat removal system, as well as the magnitude of inter-circuit leaks. The safety level of NuScale modular reactors should be reassessed, taking into account the conditions of inter-circuit thermal-hydrodynamic instability of natural circulation systems and the reliability of operational personnel management of safety-dominant accidents with significant inter-circuit leaks in steam generators.

Keywords: modular reactors, thermal-hydrodynamic instability, passive safety systems, inter-circuit leaks, coolant.

References

1. Kaiser J. C. (2012). Empirical risk analysis of severe reactor accidents in nuclear power plants after Fukushima. *Science and Technology of Nuclear Installations*. doi.org/10.1155/2012/384987.
2. International Atomic Energy Agency (2020). *Advances in small modular reactor technology developments* (A supplement to ARIS). Vienna: Austria. Available at: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf.
3. OECD Nuclear Energy Agency. (2021). *Small modular reactors: Challenges and opportunities* (NEA No. 7560). doi.org/10.1787/18fbb76c-en.
4. International Atomic Energy Agency (2021). *Technology roadmap for small modular reactor deployment* (IAEA Nuclear Energy Series No. NR-T-1.18). Vienna, Austria.
5. Sarkisov A. A. (ed.) (2015). *Atomnye stantsii maloi moshchnosti: Novoe napravlenie razvitiya energetiki* [Low-power nuclear power plants: a new direction for energy development]. Vol. 2. Moscow: Akadem-Print. (in Rus.)
6. Westinghouse Electric Company (2003). *International Reactor Innovative and Secure (IRIS): Final technical progress report (STD-ES-03-40)*. Pittsburgh, PA, 158 p.
7. Ingersoll D. T., Houghton Z. J., Bromm R., Desportes C. (2014). NuScale small modular reactor for co-generation of electricity and water. *Desalination*, vol. 340, pp. 84–95.
8. Antonyuk N. I., Gerliga V. A., Skalozubov V. I. (1990). Excitation of thermoacoustic oscillations in a heated channel. *Journal of Engineering Physics*, vol. 59 (4), pp. 1323–1328.
9. Skalozubov V., Pirkovskiy D., Komarov Y., Kozlov I. (2017). Modeling method of conditions for reliability-critical hydraulic impacts on pumps of thermal and nuclear power plants. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 40 (4), pp. 74–79.
10. Skalozubov V., Pirkovskiy D., Komarov Y. (2019). Water hammers in transonic modes of steam-liquid flows in NPP. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 2 (82), pp. 43–46.
11. NuScale Power LLC (2020). *NuScale Final Safety Analysis Report: Chapter 5. Reactor coolant system and connecting systems (Part 2, Tier 2, Revision 5)*.
12. NuScale Power LLC (2020). *NuScale Final Safety Analysis Report: Chapter 18. Human factors engineering (Part 2, Tier 2, Revision 5)*.
13. NuScale Power LLC (2020). *NuScale Final Safety Analysis Report: Chapter 15. Transient and accident analyses (Part 2, Tier 2, Revision 5)*.
14. NuScale Power LLC (2020). *NuScale Final Safety Analysis Report: Chapter 19. Probabilistic risk assessment and severe accident (Part 2, Tier 2, Revision 5)*.
15. Skalozubov V., Komarov Y., Pirkovskiy D. (2019). Analysis of reliability impact conditions of WWER-1000 NPP active systems. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 1 (81), pp. 42–45.

Надійшла / Received 17.07.2025

Рекомендована до друку / Accepted 06.11.2025

О. С. Балашевський

ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища Національної академії наук України»,
просп. Академіка Палладіна, 34а, Київ, 03142
канд. техн. наук, ORCID: 0000-0003-3742-6112

Ю. С. Кацарський

Міжвідомчий центр фундаментальних наукових досліджень в галузі енергетики та екології НАН України,
«Одеської політехніки» та Мінекології України, просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044
ORCID: 0009-0001-9932-2880

Є. М. Мазур

Міжвідомчий центр фундаментальних наукових досліджень в галузі енергетики та екології НАН України,
«Одеської політехніки» та Мінекології України, просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044
ORCID: 0009-0005-0936-4411

В. В. Грибанов

Міжвідомчий центр фундаментальних наукових досліджень в галузі енергетики та екології НАН України,
«Одеської політехніки» та Мінекології України, просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044
ORCID: 0009-0005-7315-2667

Г. С. Дербеньов

Міжвідомчий центр фундаментальних наукових досліджень в галузі енергетики та екології НАН України,
«Одеської політехніки» та Мінекології України, просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044
ORCID: 0009-0005-1881-2853

Кваліфікація пропускної спроможності запобіжних клапанів та пароскидних пристроїв ядерних енергоустановок

Ключові слова:

кваліфікація,
запобіжний клапан,
пароскидальний пристрій,
ядерна енергоустановка,
ВВЕР-1000

Один з актуальних уроків аварії на АЕС «Фукусіма» полягає в тому, що під час аналізу безпеки та розробки відповідних протиаварійних заходів необхідно враховувати навіть малоімовірні аварійні події, які можуть призвести до негативних наслідків, а також імовірність виникнення багатьох відмов систем управління аварійними процесами. Запобіжні клапани реактора та парогенераторів ядерних енергоустановок із ВВЕР-1000 призначені для захисту корпусів реактора та парогенераторів, що проходять щорічну експериментальну кваліфікацію надійності під час експлуатаційних випробувань. Однак такі випробування можуть не охоплювати всі можливі аварійні режими. Тому, з урахуванням уроків аварії на АЕС «Фукусіма», актуальною є також розробка методів кваліфікації надійності запобіжних клапанів реактора та парогенераторів. Було розроблено метод кваліфікації пропускної спроможності запобіжних клапанів реактора і парогенераторів, а також пароскидальних пристроїв систем безпеки в умовах імпульсної термодинамічної нестійкості. Застосування цього підходу дало змогу встановити граничні умови імпульсної термодинамічної нестійкості щодо площі прохідного перерізу парового/пароводяного потоку на конфузорній ділянці запобіжного клапана/пароскидального пристрою. Розбіжність значень граничних умов ім-

пульсної термодинамічної нестійкості для окремих систем зумовлена різницею їхніх конструктивно-технічних параметрів та умов проведення експлуатаційних випробувань. На основі отриманих результатів доведено, що запобігання виникненню імпульсної термодинамічної нестійкості забезпечено для зазначених запобіжних клапанів та пароскидальних пристроїв за умови повністю «відкритих» прохідних перерізів конфузornoї ділянки проточної зони. Встановлено обґрунтованість екстраполяції результатів експлуатаційних випробувань на паровому середовищі згаданих запобіжних клапанів/пароскидальних пристроїв для умов аварійних ситуацій на ядерних енергоустановках з ВВЕР-1000.

© О. С. Балашевський, Ю. С. Кацарський, Є. М. Мазур, В. В. Грибанов,
Г. С. Дербеньов, 2026. Ліцензія CC BY 4.0

Актуальність проблеми

Актуальність розрахункової (аналітичної) кваліфікації пропускної спроможності запобіжних клапанів (ЗК) імпульсно-запобіжного пристрою компенсатора тиску, парогенераторів та пароскидальних пристроїв (ПСП) систем безпеки визначається тим, що експлуатаційні випробування їх пропускної спроможності проводяться на паровому середовищі й можуть істотно відрізнятись від умов аварійних режимів.

Зокрема, аварії з надходженням до ЗК/ПСП водяного або пароводяного середовища можуть призвести до підвищення динамічних навантажень на робочі органи, а за певних умов — до їх «заклинювання» та зменшення площі прохідного перерізу потоку. Унаслідок зменшення площі прохідного перерізу швидкість потоку (за інших рівних умов) збільшується і в перерізі з мінімальною площею за певних умов може досягти швидкості звуку (трансзвукові режими потоку в проточних зонах ЗК/ПСП). Наслідками трансзвукових режимів можуть бути умови імпульсної термодинамічної нестійкості (ІТН), які визначають умови гідродинамічних ударів з гальмуванням потоку та порушеннями пропускної спроможності [1].

Представлену роботу присвячено розробці методу кваліфікації пропускної спроможності ЗК/ПСП в умовах ІТН.

Метод кваліфікації пропускної спроможності ЗК/ПСП

Основні положення і допущення

1. Критерій кваліфікації пропускної спроможності ЗК/ПСП — забезпечення регулювання тиску в реакторі та об'ємі парогенератора.

2. Умова кваліфікації пропускної спроможності ЗК/ПСП — запобігання умовам ІТН у проточних зонах унаслідок трансзвукових режимів, які порушують умови забезпечення регулювання тиску в реакторі та в об'ємі парогенератора:

$$M(F_c) = \frac{v_c}{v_a(F_c)} < 1, \quad (1)$$

де M — критерій Маха; F_c — мінімальна площа прохідного перерізу в проточній зоні ЗК/ПСП; v_c — середня швидкість потоку в перерізі F_c ; $v_a(F_c)$ — швидкість звуку в перерізі F_c .

3. Критерій кваліфікації пропускної спроможності ЗК/ПСП визначається необхідною масовою витратою для стійкого регулювання тиску в реакторі та об'ємі парогенератора [1]:

$$G = \mu F_0 \sqrt{\rho_0 \Delta P}, \quad (2)$$

де μ — емпіричний параметр (коефіцієнт) витрати; F_0 — площа прохідного перерізу на вході до ЗК/ПСП; ρ_0 — густина потоку на вході до ЗК/ПСП; ΔP — перепад тиску на ЗК/ПСП.

Враховуючи прийняті положення і допущення, наводимо рівняння збереження маси, імпульсу та енергії рівноважного гомогенного потоку в конфузornoї частині проточної зони ЗК/ПСП [1]:

$$G = \rho_0 v_0 F_0 = F_c v_c \rho_c, \quad (3)$$

$$P_0 + \rho_0 v_0^2 = P_c + \rho_c v_c^2, \quad (4)$$

$$i_0 = i_v(P_v) \varphi_c + i_1(P_c)(1 - \varphi_c), \quad (5)$$

де v_0 — середня швидкість потоку на вході до конфузornoї зони; ρ_c — густина потоку в перерізі F_c ; P_0, P_c — тиск на вході до конфузornoї зони та в мінімальному

перерізі F_c ; i_0, i_v, i_1 — питома ентальпія потоку на вході, парової та рідкої фази відповідно; P_v — тиск парової фази; φ_c — паровміст потоку в перерізі F_c .

Після перетворення рівнянь (3)–(5) з урахуванням рівнянь (1) і (2) маємо:

$$M = \frac{\mu \sqrt{\rho_0 \Delta P}}{\rho_c(P_c, \varphi_c) v_a(P_c, \varphi_c)} \frac{F_0}{F_c}, \quad (6)$$

$$P_c = P_0 - \mu^2 \Delta P \left(\frac{\rho_0 F_0^2}{\rho_c F_c^2} - 1 \right), \quad (7)$$

$$\varphi_c = \frac{i_0(P_0, T_0, \varphi_0) - i_1(P_c)}{i_v(P_c) - i_1(P_c)}, \quad (8)$$

де швидкість звуку в перерізі F_c у загальному випадку [1]

$$v_a(P_c, \varphi_c) = \sqrt{v_{av}^2 \varphi_c + v_{al}^2 (1 - \varphi_c)}, \quad (9)$$

v_{av}, v_{al} — швидкість звуку в паровій та рідкій фазі відповідно; $\rho_0 = \rho_v(P_0) \varphi_0 + \rho_l(P_0)(1 - \varphi_0)$; $\rho_c = \rho_v(P_0) \varphi_0 + \rho_l(P_c)(1 - \varphi_0)$; ρ_v, ρ_l — густина парової та рідкої фази відповідно. Рівняння (6)–(9) є системою трансцендентних рівнянь, рішення яких може бути отримане ітераційними методами відносно параметра P_c [1].

З отриманих рішень (6)–(9) випливає, що визначальний вплив на забезпечення умов запобігання ІТН та необхідної пропускної спроможності ЗК/ПСП (1) при заданих вихідних параметрах (P_0, φ_0, i_0) у загальному випадку надають такі конструкційні параметри:

$$K_{oc} = \frac{F_0}{F_{co}}; \quad K_{co} = \frac{F_{co}}{F_c}, \quad (10)$$

де F_{co} — площа прохідного перерізу на вході до конфузornoї частини прохідної зони ЗК/ПСП.

Залежно від конструкції ЗК/ПСП в окремих випадках $K_{oc} = 1$ та $K_{co} = F_0/F_c$.

У випадку вимушеного зменшення F_{co} під час «відкриття» прохідної зони ЗК/ПСП (наприклад, унаслідок «заклинювання» робочого органу) швидкість потоку на вході до конфузornoї частини та в перерізі F_c збільшується. За певних умов це може призвести до виникнення трансзвукових режимів течії та ІТН і, відповідно, до порушення пропускної спроможності ЗК/ПСП.

Аналіз результатів кваліфікації

Розрахункову кваліфікацію рішень (6)–(9) для визначення умов пропускної спроможності (1) про-

ведено для наступних ЗК/ПСП ядерних енергоустановок з ВВЕР-1000:

ЗК Sempell імпульсно-запобіжного пристрою компенсатора тиску;

ЗК парогенератора;

ПСП парогенератора — швидкодіючі редуційні пристрої скидання пари до атмосфери/конденсатора турбіни (ШРП-А/ШРП-К).

Конструкційно-технічні параметри та умови проведення експлуатаційних випробувань зазначених систем представлено у [2, 3].

У результаті проведеної розрахункової кваліфікації встановлено:

1) умова кваліфікації (1) ЗК Sempell імпульсно-запобіжного пристрою компенсатора тиску ($P_0 = 15,7$ МПа) виконується в таких граничних випадках:

$$\frac{F_{co}}{F_{co0}} > 0,8 \text{ при } \varphi_0 = 1, \quad (11)$$

$$\frac{F_{co}}{F_{co0}} > 0,7 \text{ при } \varphi_0 = 0, \quad (12)$$

де F_{co0} — повністю «відкрита» площа прохідного перерізу на вході до конфузornoї зони; F_{co} — частково «відкрита» площа прохідного перерізу на вході до конфузornoї зони;

2) умова кваліфікації (1) ЗК парогенератора ($P_0 = 6,8$ МПа) виконується в таких граничних випадках:

$$\frac{F_{co}}{F_{co0}} > 0,7 \text{ при } \varphi_0 = 1, \quad (13)$$

$$\frac{F_{co}}{F_{co0}} > 0,6 \text{ при } \varphi_0 = 0; \quad (14)$$

3) умова кваліфікації (1) ШРП-А/ШРП-К ($P_0 = 6,0$ МПа) виконується в таких граничних випадках:

$$\frac{F_{co}}{F_{co0}} > 0,6 \text{ при } \varphi_0 = 1, \quad (15)$$

$$\frac{F_{co}}{F_{co0}} > 0,5 \text{ при } \varphi_0 = 0. \quad (16)$$

Базуючись на отриманих результатах розрахункової кваліфікації пропускної спроможності ЗК/ПСП ядерних енергоустановок з ВВЕР-1000 (11)–(16), встановлено:

1) умова кваліфікації пропускної спроможності (1) виконується для всіх наведених систем

при повністю «відкритому» прохідному перерізі конфузорної ділянки;

2) граничні умови частково «відкритих» прохідних перерізів конфузорної ділянки визначають умови виникнення ІТН та порушення пропускної спроможності ЗК/ПСП; розбіжність значень граничних умов визначаються різницею конструктивно-технічних параметрів та умовами проведення експлуатаційних випробувань ЗК імпульсно-запобіжного пристрою компенсатора тиску, ЗК парогенератора, ШРП-А/ШРП-К;

3) граничні умови (11), (13), (15), що відповідають умовам експлуатаційних випробувань на паровій фазі, є більш «жорсткими», ніж відповідні граничні умови (12), (14), (16) для випробувань на водяному/пароводяному середовищі. Це визначає обґрунтованість екстраполяції результатів експлуатаційних випробувань на умови аварійних ситуацій.

Висновки

1. Розроблено метод кваліфікації пропускної спроможності запобіжних клапанів реактора і парогенераторів, а також пароскидальних пристроїв систем безпеки в умовах ІТН.

2. На базі розробленого методу встановлено граничні умови ІТН щодо площі прохідного перерізу парового/пароводяного потоку на конфузорній ділянці запобіжного клапана/пароскидального пристрою. Розбіжність значень граничних умов ІТН для окремих систем визначаються різницею конструктивно-технічних параметрів та умовами проведення експлуатаційних випробувань.

3. На базі розробленого методу встановлено, що запобігання умовам ІТН забезпечено для зазначених запобіжних клапанів/пароскидальних пристроїв за умов повністю «відкритих» прохідних перерізів конфузорної ділянки проточної зони.

4. Встановлено обґрунтованість екстраполяції результатів експлуатаційних випробувань на паровому середовищі згаданих запобіжних клапанів/пароскидальних пристроїв в умовах аварійних ситуацій на ядерних енергоустановках з ВВЕР-1000.

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. Кацарський Ю. Кваліфікація випробувань запобіжних клапанів реактора / Ю. Кацарський. – Lambert Academic Publishing, 2024. – 145 с.

3. Mazur Y. Passive safety systems at nuclear power plants / Y. Mazur. – Lambert Academic Publishing, 2024. – 230 p.

**O. S. Balashevskyi¹, Yu. S. Katsarskyi²,
Ye. M. Mazur², V. V. Hrybanov², H. S. Derbenov²**

¹ State Institution "The Institute of Environmental Geochemistry of National Academy of Sciences of Ukraine", 34a, Academician Palladin Ave, Kyiv, 03142

² Interagency Center for Fundamental Scientific Research in Energy and Ecology Sector of the National Academy of Sciences of Ukraine, Odesa Polytechnic and Ministry of Ecology and Natural Resources of Ukraine, 1, Shevchenko Ave, Odesa, 65044

Qualification of the Discharge Capacity of Safety Valves and Steam Dump Devices of Nuclear Power Plants

One of the relevant lessons of the Fukushima accident is that when analyzing safety and developing appropriate emergency measures, it is necessary to take into account even unlikely emergency events that can lead to negative consequences, as well as the possibility of multiple failures of emergency control systems. Safety valves of the reactor and steam generators of nuclear power plants with VVER-1000 are designed to protect against destruction of the reactor vessels and steam generators, which undergo annual experimental reliability qualification during operational tests. However, these tests may not cover all possible emergency modes. Therefore, considering the lessons of the Fukushima accident, the development of reliability qualification methods for reactor and steam generator relief valves is of high relevance.

Thus, a method for qualifying the discharge capacity of reactor and steam generator safety valves, as well as steam dump devices of safety systems under conditions of pulse thermodynamic instability has been developed.

The use of this approach allowed us to establish the boundary conditions of pulse thermodynamic instability have been found with respect to the steam/steam-water flow area in the confusing section of the safety valve/steam dump device. The discrepancy in the values of the boundary conditions of pulse thermodynamic instability for individual systems is determined by the difference in design and technical parameters and the operational test conditions.

Based on the results obtained, it has been established that the prevention of pulse thermodynamic instability conditions is ensured for the considered safety valves/steam dump devices for conditions of completely “open” flow area of the confusing section of the flow zone.

The validity of extrapolation of the results of operational tests on the steam environment of the considered safety valves/steam dump devices for emergency conditions at nuclear power plants with VVER-1000 has been found.

Keywords: qualification, safety valve, steam dump device, nuclear power facility, VVER-1000.

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 WWER]. Chornobyl: Institute for Safety Problems of NPP of the National Academy of Sciences of Ukraine, 200 p. (in Rus.)
2. Katsarskyi I. (2024). *Kvalifikatsiia vyprobuvan zapobizhnykh klapaniv reaktora* [Reactor safety valve test qualification]. Lambert Academic Publishing, 145 p. (in Ukr.)
3. Mazur Y. (2024). *Passive safety systems at nuclear power plants*. Lambert Academic Publishing, 230 p.

Надійшла / Received 08.01.2026

Рекомендована до друку / Accepted 13.04.2026

Т. В. Бібік

канд. техн. наук, доц.

Навчально-науковий інститут атомної та теплової енергетики, Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», просп. Берестейський, 37, Київ, 03056, Україна

ORCID: 0000-0003-0134-6022

В. Г. Гончарук*Навчально-науковий інститут атомної та теплової енергетики, Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», просп. Берестейський, 37, Київ, 03056, Україна*

ORCID: 0009-0007-9647-1462

Оцінка вразливості систем фізичного захисту до безпілотних літальних апаратів з оптоволоконним зв'язком

Ключові слова:

системи фізичного захисту,
атомні електростанції,
безпілотні літальні апарати,
оптоволоконний канал зв'язку,
радіоелектронна протидія,
законодавчі обмеження,
ядерна безпека,
вразливість критичної
інфраструктури,
протидія дронам,
організаційні та правові заходи

Розглянуто актуальну проблему виникнення нового типу загроз для систем фізичного захисту об'єктів критичної інфраструктури, пов'язану з використанням безпілотних літальних апаратів, що оснащені оптоволоконними каналами керування та передавання відеоінформації. Зазначено, що застосування оптоволоконного зв'язку суттєво змінює підходи до забезпечення безпеки, оскільки такі літальні апарати є практично нечутливими до традиційних засобів радіоелектронної протидії, які широко використовуються в сучасних системах фізичного захисту. Проаналізовано технічні та експлуатаційні переваги багатороторних безпілотних літальних апаратів з оптоволоконним керуванням у контексті подолання наявних бар'єрів фізичного захисту, зокрема можливість прихованого наближення до об'єкта, стійкість до радіоподавлення та забезпечення стабільного каналу керування в умовах складної електромагнітної обстановки. Окрему увагу приділено оцінюванню доступності комплектуючих елементів і технологій, необхідних для виготовлення таких апаратів у несанкціонованих або домашніх умовах, а також аналізу орієнтовних фінансових витрат на їх створення. Розглянуто ризики, які безпілотні літальні апарати з оптоволоконним зв'язком можуть створювати для безпечної експлуатації АЕС та інших об'єктів критичної інфраструктури, з урахуванням можливих сценаріїв використання їх зловмисниками. Запропоновано напрями удосконалення організаційних і правових заходів захисту, а також обґрунтовано доцільність внесення змін до законодавства України щодо обмеження доступу фізичних осіб до ключових компонентів, які можуть бути використані для створення оптоволоконних каналів керування безпілотними літальними апаратами.

Вступ

Зростання використання безпілотних літальних апаратів (БПЛА) створює нові виклики для систем

фізичного захисту критичних об'єктів, зокрема АЕС, аеропортів, стадіонів, складів або військових об'єктів. Традиційні методи боротьби з дронами передбачають застосування засобів радіоелектронної проти-

© Т. В. Бібік В. Г. Гончарук, 2026. Ліцензія CC BY 4.0

дії, що базуються на придушенні каналів управління та навігації. Однак поява концепції оптоволоконних БПЛА змінює ситуацію. Такі дрони отримують сигнали управління не через радіоканал, а через кабель оптоволоконна, що робить їх невразливими до традиційних методів придушення [1]. Це відкриває можливості для потенційних зловмисників створювати апарати з підвищеним рівнем стійкості до виявлення та нейтралізації.

Аналіз літературних даних та постановка проблеми

Наукова література щодо оптоволоконних БПЛА є обмеженою, проте питання використання альтернативних каналів управління активно обговорюється в публікаціях Інституту інженерів з електротехніки та електроніки (Institute of Electrical and Electronics Engineers, IEEE) [2]. МАГАТЕ у своїх рекомендаціях із фізичного захисту вказує на необхідність урахування нових технологій, які можуть бути використані для обходу наявних систем захисту [3]. У НАТО в 2020–2022 рр. були проведені дослідження щодо методів боротьби з безпілотниками нового покоління, включно з автономними апаратами та апаратами із захищеними каналами управління. Зокрема, у звітах підкреслюється, що законодавчі заходи мають йти в ногу з технічним прогресом [4]. У країнах ЄС та США впроваджуються багаторівневі системи захисту критичної інфраструктури від БПЛА, що включають правові, організаційні та технічні заходи [5]. ЄС використовує концепцію U-Space та обов'язкову ідентифікацію Remote ID, що дає змогу відстежувати дозволені польоти та виявляти порушників у режимі реального часу [6]. У США аналогічні функції виконує система Remote ID, а також тимчасові обмеження польотів (TFR), які захищають критично важливі об'єкти [7].

Сучасні технології протидії безпілотникам поділяються на два класичні напрями — некінетичні засоби та кінетичні методи нейтралізації [8]. До некінетичних належать радіоподавлення каналів управління та GPS, радіоперехоплення, оптичне та радіочастотне виявлення. Кінетичні засоби включають системи стрільби сітками, інтерцептор-дрони, а також високоточні лазерні системи, що застосовуються переважно у військових умовах через юридичні обмеження [9]. Європейські держави впроваджують інтегровані системи, які поєднують радарні комплекси малої дальності, радіомоніторинг, акустичні сенсори та оптичні модулі в єдиний центр управління за-

грозами. У США значну роль відіграють агентства DHS та DoD, які сертифікують системи C-UAS і координують захист ядерних об'єктів та енергетичної інфраструктури [10]. Технології directed-energy, інтерцептор-дрони та системи знешкодження високоточними лазерами активно досліджуються для майбутнього застосування, але наразі мають обмеження через високу вартість і регуляторні вимоги [11]. Для захисту від БПЛА з оптоволоконним каналом зв'язку, які не реагують на радіоподавлення, особливого значення набувають багатосенсорні системи, а також фізичний захист критичних вузлів та стратегічних елементів інфраструктури [12].

Мета та завдання дослідження

Метою дослідження є розробка пропозицій щодо удосконалення законодавства України у сфері ядерної безпеки з метою запобігання використанню оптоволоконних БПЛА у злочинних цілях. Для досягнення цієї мети поставлено завдання:

- оцінити можливість створення оптоволоконних БПЛА в домашніх умовах;
- проаналізувати ризики для систем фізичного захисту (СФЗ) та експлуатації АЕС та інших критичних об'єктів;
- провести аналіз ринку деталей, інструменту та готових БПЛА;
- розглянути можливі негативні наслідки законодавчих обмежень;
- сформулювати пропозиції щодо організаційних та правових заходів.

Методика дослідження

Дослідження ґрунтується на аналізі вразливостей систем фізичного захисту АЕС та оцінюванні можливості виготовлення оптоволоконних БПЛА в несанкціонованих умовах. Було розглянуто технічні характеристики БПЛА на оптоволоконні, доступність його придбання на ринку, а також варіанти використання його як засобу зв'язку між оператором та дроном. Окремо досліджено сценарії потенційних атак і заходи протидії, які можуть застосовуватись у рамках чинного законодавства.

Результати дослідження

Для виготовлення БПЛА на оптоволоконній системі керування в домашніх умовах потрібно вивчи-

ти інформацію та мати необхідні деталі. Короткий список основних компонентів є таким: міцна та достатньо легка рама, зазвичай з карбонового волокна, а також достатньо велика, щоб нести корисне навантаження; двигуни та регулятори обертів із запасом потужності, достатнім для забезпечення польоту з урахуванням повної маси; пропелери; польотний контролер; акумуляторна батарея; камера; оптоволоконний кабель.

Також необхідні допоміжні інструменти та обладнання, зокрема: паяльник або паяльна станція; набір ручного інструменту (викрутки, пінцети, кусачки, плоскогубці); 3D-принтер (опціонально); сколювач оптоволоконна, призначений для підготовки волокна до зварювання з метою мінімізації втрат сигналу, що є критично важливим на великих дистанціях; зварювальний апарат для оптоволоконна.

Такий набір деталей та інструментів на ринку України коштує щонайменше 24 000 грн, якщо брати середню якість — це вже 131 000 грн, враховуючи зварювальний апарат, це найдорожчий інструмент, а якщо користуватись преміальними деталями та професійним інструментом, то ціна одного БПЛА може сягати й мільйона гривень, з тепловізійною камерою, стабілізатором, додатковою периферією та ін.

У той же час аналіз ринку показав, що готовий дрон можна придбати за 28 000 грн, причому така покупка є доступною практично для будь-кого.

Було встановлено, що сучасне законодавство України не регламентує обіг оптоволоконна як потенційно небезпечного матеріалу. Фактично будь-яка фізична особа може придбати необхідні компоненти для створення системи управління дроном через оптоволоконний кабель. Водночас аналіз показав, що використання оптоволоконних каналів робить дрони стійкими до традиційних методів придушення сигналів. Це створює нову категорію загроз для СФЗ та експлуатації АЕС.

Обговорення ризиків

Основні ризики, пов'язані з оптоволоконними БПЛА:

неможливість застосування стандартних засобів радіоелектронної боротьби;

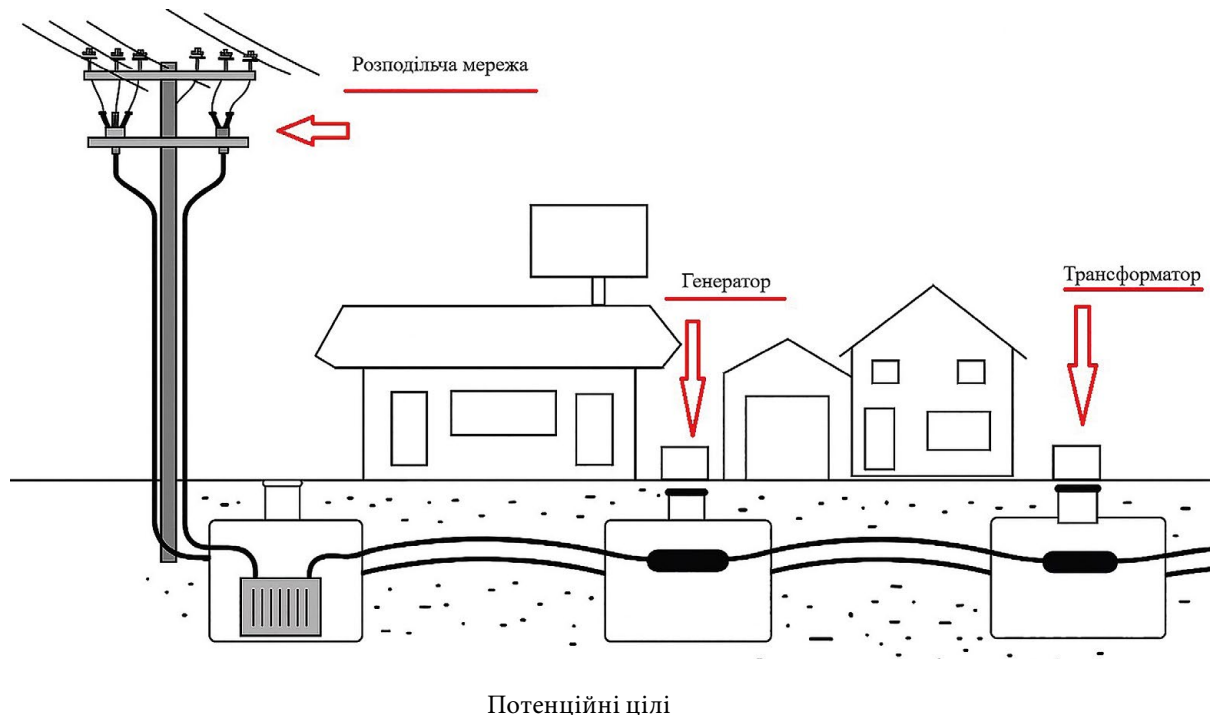
відсутність випромінюваного сигналу, що ускладнює виявлення безпілотної;

можливість доставлення небезпечних вантажів до периметра або навіть всередину АЕС;

використання оптоволоконних дронів для тривалого спостереження або диверсій;

підвищення складності виявлення таких пристроїв традиційними сенсорами.

Ціллю дрона можуть бути як незначні об'єкти інфраструктури (рисунок), зокрема трансформатори біля житлових будинків, генератори та елементи мережі електропередачі, так і великі дороговартісні



об'єкти, наприклад силові трансформатори на ТЕЦ або АЕС, паливні цистерни, літаки чи їхні критично важливі агрегати.

Відповідно, і ціна такої атаки може варіюватися від тисяч до мільйонів чи навіть мільярдів гривень.

Можлива атака на відкриті розподільчі пристрої, трансформатори, лінії електропередачі за допомогою дрона-камікадзе або дрона, що доставляє металеві предмети/засоби ураження. При цьому радіоканали придушення неефективні, а дрон залишається керованим через волоконний канал.

Доставка небезпечних/заражених матеріалів до периметра АЕС. Використання БПЛА для доставки радіаційно небезпечних, хімічних чи біологічних матеріалів у зону фізичного захисту (із зовні або за участі «внутрішнього порушника»). У такому сценарії оптоволоконний канал знижує ризик виявлення за допомогою радіомоніторингу.

Розвідка та коригування вогню. Безперервна розвідка периметра АЕС оптоволоконним дроном для виявлення схем патрулювання, технічних обмежень СФЗ, відстеження роботи персоналу, що може бути використано як для планування атак, так і для коригування вогню інших засобів ураження.

Аналіз можливих законодавчих змін

Пропонується внести до законодавства України норму, яка передбачає заборону фізичним особам придбання та зберігання оптоволоконна, яке може бути використане для виготовлення каналів управління БПЛА. Це знизить імовірність створення кустарних оптоволоконних дронів. Водночас подібна заборона може мати негативні наслідки, зокрема:

обмеження доступу для легальних користувачів (наприклад, компаній, що займаються телекомунікаціями);

необхідність створення механізмів контролю та ліцензування;

ризик виникнення чорного ринку.

Пропозиції рішень

1. Встановлення обов'язкового ліцензування операцій з оптоволоконком.

2. Впровадження системи обліку поставок та споживачів.

3. Створення спеціальних груп моніторингу для виявлення незаконного використання дронів та деталей для створення безпілотних систем.

4. Паралельний розвиток технічних засобів виявлення оптоволоконних БПЛА.

5. Проведення навчань персоналу охорони щодо реагування на подібні загрози, написання інструкцій для персоналу.

6. Огородження вразливих вузлів на території критичної інфраструктури та захист відповідно до їхньої значущості.

Приклади заходів в інших країнах

Велика Британія

Розгортання локальних C-UAS рішень біля аеропортів і критичних об'єктів (радар + RF детектування + оптичні засоби детектування).

Акцент на інтеграцію з поліцією й службою авіаційної безпеки.

Франція

Після кількох інцидентів із дронами над критичними об'єктами посилено законодавство щодо заборонених зон; існують мобільні системи перехоплення (використовують у поліції та армії).

Деякі приватні оператори інфраструктури впроваджують сервіси радіомоніторингу (Dedrone, DroneShield).

Нідерланди, Німеччина

Впровадження U-Space / Remote ID, розвиток офіційних процедур оповіщення та спільних тренувань між операторами АЕС/енергетики та правоохоронцями.

США

Перевірені програми DHS S&T та DoD з C-UAS технологіями; експериментальні розгортання лазерних систем та систем «інтерцептор-дронів», тобто дронів-перехоплювачів.

На федеральному рівні — сильний акцент на законність застосування: Only authorised entities may conduct kinetic/RF disruption.

Законодавчі рішення

Європа

Remote ID / U-Space: ЄС впроваджує систему U-Space/Remote ID, яка регламентує ідентифікацію та управління повітряним простором для дронів. Це дає змогу відстежувати зареєстровані БПЛА та визначати невідомі апарати.

Національні режими заборонених зон: держави вводять заборонені зони (no-fly zones) для дронів над критичною інфраструктурою; цивільні оператори мусять дотримуватися обмежень.

Правозастосування: право застосовувати заходи із технічної нейтралізації зазвичай надається поліції, військовим або спеціальним державним агентствам. Приватним власникам інфраструктури дозволено здебільшого лише пасивні заходи (огорожа, евакуація, оповіщення).

США

FAA Remote ID & TFR: Федеральна авіаційна адміністрація (FAA) зобов'язала виробників мати Remote ID, ввела механізми тимчасових обмежень польотів (TFR).

DHS/DoD/FBI: у разі загрози національній інфраструктурі у відповідь можуть бути залучені служби національної безпеки; існують програми сертифікованого застосування C-UAS (Counter-UAS).

Правові обмеження: знищувати або глушити сигнали дронів без дозволу заборонено — це стосується навіть глушіння в певних частотах (регулюється FCC).

Перспективи розвитку та подальші дослідження

Подальші дослідження мають бути спрямовані на: розробку технологій виявлення оптоволоконних дронів;

створення міжнародних стандартів регулювання обігу оптоволоконна;

аналіз ефективності організаційних і правових заходів;

оцінку впливу запропонованих змін на економіку та телекомунікаційну галузь.

Аналіз вказує на те, що поява оптоволоконних БПЛА є серйозним викликом для традиційних підходів у сфері фізичного захисту. З огляду на те, що ці технології не охоплюються чинними стандартами, їх регулювання має бути пріоритетним завданням держави. Міжнародний досвід демонструє, що своєчасне впровадження обмежень може суттєво знизити ризик використання новітніх технологій у злочинних цілях. Водночас слід забезпечити баланс між національною безпекою та інтересами легальних галузей, що використовують оптоволоконно у своїй діяльності.

Висновки

1. Виявлено нову категорію загроз для СФЗ та АЕС, пов'язану з використанням оптоволоконних каналів керування БПЛА.

2. Традиційні методи боротьби з дронами виявляються неефективними проти оптоволоконних систем.

3. Пропонується законодавчо обмежити доступ фізичних осіб до оптоволоконна з метою унеможливлення кустарного виготовлення таких дронів.

4. Запропоновано комплекс організаційних та правових заходів, включаючи ліцензування, контроль обігу та створення груп моніторингу.

5. Подальші дослідження мають зосереджуватися на технологічних рішеннях та міжнародній координації.

Європейський та американський досвід свідчить, що найбільш ефективним є комплексний підхід «система в системі», за якого технічні рішення поєднуються з чіткою нормативно-правовою базою та визначеними процедурами реагування. Існує значна кількість технологій нейтралізації БПЛА, але їх застосування має бути обмежене законом і вимагає ретельної оцінки ризиків. Для захисту від оптоволоконних БПЛА, які не реагують на засоби радіочастотного придушення, особливу увагу доцільно приділяти оптичним, акустичним і радарним засобам виявлення, а також фізичному захисту критично важливих елементів інфраструктури.

Список використаної літератури

1. Smith J. Alternative communication channels for unmanned aerial vehicles / J. Smith // IEEE Communications Magazine. – 2021. – Vol. 59, No. 6. – P. 48–54. – Available at: doi.org/10.1109/MCOM.001.2001234.
2. Clough B. Metrics, schmetrics: How the application of metrics can lead to dangerous UAV vulnerabilities / B. Clough // IEEE Aerospace and Electronic Systems Magazine. – 2021. – Vol. 36, No. 4. – P. 6–14. – Available at: doi.org/10.1109/MAES.2021.3053214.
3. Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5). – Vienna : International Atomic Energy Agency, 2019. – 87 p. – Available at: <https://www.iaea.org/publications/11007/nuclear-security-recommendations-on-physical-protection-of-nuclear-material-and-nuclear-facilities>.
4. Emerging Drone Threats and Countermeasures. – Brussels : NATO Science and Technology Organization., 2020. – 112 p. – Available at: <https://www.sto.nato.int/publications/STO%20Reports/Forms/AllItems.aspx>.
5. U-Space Regulatory Framework. Cologne: European Union Aviation Safety Agency, 2021. – Available at: <https://www.easa.europa.eu/en/domains/drones/u-space>.
6. Commission Implementing Regulation (EU) 2021/664 on a regulatory framework for the U-space // Official Journal of the European Union. – 2021. – Available at: https://eur-lex.europa.eu/eli/reg_impl/2021/664/oj.

7. Remote Identification of Unmanned Aircraft. Federal Aviation Administration. – Washington, 2023. – Available at: <https://www.faa.gov/uas/remote-id>.
8. Counter-Unmanned Aircraft Systems: Technology Overview. – Washington: U. S. Department of Homeland Security, Science and Technology Directorate, 2022. – Available at: www.dhs.gov/publication/counter-unmanned-aircraft-systems.
9. Sweetman B. Unmanned Aerial Vehicles and Cybersecurity / B. Sweetman – London: Routledge, 2020. – 214 p. – Available at: <https://doi.org/10.4324/9780429290121>.
10. Critical Infrastructure Drone Threat Assessment. – Washington: U. S. Department of Homeland Security, 2022. – Available at: <https://www.cisa.gov/resources-tools/resources/protect-2020>.
11. High Energy Laser Counter-Unmanned Aircraft Systems Trials Report. – Washington: U. S. Department of Defense, 2023. – Available at: <https://www.defense.gov/Newsroom/Reports>.
12. Finn A. Unmanned Aircraft Systems / A. Finn, D. Wright // Surveillance, Ethics and Privacy in Civil Applications. – Dordrecht : Springer, 2016. – 250 p. – Available at: <https://doi.org/10.1007/978-94-017-7784-8>.

T. V. Bibik, V. H. Honcharuk

Educational and Scientific Institute of Atomic and Thermal Power Engineering, National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute", 37, Beresteyskyi Ave, Kyiv, 03056, Ukraine

Assessment of the Vulnerability of Physical Protection Systems to Unmanned Aerial Vehicles with Fiber-Optic Communication

The article addresses the relevant problem of the emergence of a new type of threat to the physical protection systems of critical infrastructure facilities associated with the use of unmanned aerial vehicles equipped with fiber-optic channels for control and video data transmission. It is noted that the application of fiber-optic communication significantly changes existing security approaches, since such aerial vehicles are practically insensitive to traditional means of electronic countermeasures that are widely used in modern physical protection systems.

The technical and operational advantages of multi-rotor unmanned aerial vehicles with fiber-optic control are analyzed in the context of overcoming existing phys-

ical protection barriers, including the possibility of covert approach to protected facilities, resistance to radio signal suppression, and the provision of a stable control channel under complex electromagnetic conditions. Particular attention is paid to the assessment of the availability of components and technologies required for the manufacture of such aerial vehicles in unauthorized or home environments, as well as to the analysis of approximate financial costs associated with their production.

The paper examines the risks that unmanned aerial vehicles with fiber-optic communication may pose to the safe operation of nuclear power plants and other critical infrastructure facilities, taking into account possible scenarios of their use by malicious actors. Directions for improving organizational and legal protection measures are proposed, and the feasibility of introducing amendments to the legislation of Ukraine aimed at restricting private access to key components that may be used to create fiber-optic control channels for unmanned aerial vehicles is substantiated.

Keywords: physical protection systems, nuclear power plants, unmanned aerial vehicles, fiber-optic communication channel, electronic countermeasures, legislative restrictions, nuclear security, critical infrastructure vulnerability, counter-UAV measures, organizational and legal protection measures.

References

1. Smith J. (2021). Alternative communication channels for unmanned aerial vehicles. *IEEE Communications Magazine*, vol. 59 (6), pp. 48-54. Available at: doi.org/10.1109/MCOM.001.2001234.
2. Clough B. (2021). Metrics, schmetrics: How the application of metrics can lead to dangerous unmanned aerial vehicle vulnerabilities. *IEEE Aerospace and Electronic Systems Magazine*, vol. 36 (4), pp. 6-14. Available at: <https://doi.org/10.1109/MAES.2021.3053214>.
3. International Atomic Energy Agency (2019). *Nuclear security recommendations on physical protection of nuclear material and nuclear facilities (INFCIRC/225/Revision 5)*. Available at: <https://www.iaea.org/publications/11007/nuclear-security-recommendations-on-physical-protection-of-nuclear-material-and-nuclear-facilities>.
4. NATO Science and Technology Organization (2020). *Emerging drone threats and countermeasures*. NATO STO. Available at: <https://www.sto.nato.int/publications>.
5. European Union Aviation Safety Agency (2021). *U-space regulatory framework*. Available at: <https://www.easa.europa.eu/en/domains/drones/u-space>.

6. European Commission (2021). Commission implementing regulation (EU) 2021/664 of 22 April 2021 on a regulatory framework for the U-space. *Official Journal of the European Union*. Available at: https://eur-lex.europa.eu/eli/reg_impl/2021/664/oj.
7. Federal Aviation Administration (2023). Remote identification of unmanned aircraft. Available at: <https://www.faa.gov/uas/remote-id>.
8. U. S. Department of Homeland Security, Science and Technology Directorate (2022). *Counter-unmanned aircraft systems: Technology overview*. Available at: <https://www.dhs.gov/publication/counter-unmanned-aircraft-systems>.
9. Sweetman B. (2020). *Unmanned aerial vehicles and cybersecurity*. Routledge. Available at: <https://doi.org/10.4324/9780429290121>.
10. U. S. Department of Homeland Security (2022). *Critical infrastructure drone threat assessment*. Available at: <https://www.cisa.gov/resources-tools/resources/protect-2020>.
11. U. S. Department of Defense (2023). *High energy laser counter-unmanned aircraft systems trials report*. Available at: <https://www.defense.gov/Newsroom/Reports>.
12. Finn A., Wright D. (2016). *Unmanned aircraft systems: Surveillance, ethics and privacy in civil applications*. Springer. Available at: <https://doi.org/10.1007/978-94-017-7784-8>.

Надійшла / Received 22.03.2026
Рекомендована до друку / Accepted 07.05.2026

О. М. Скоблик

Київський академічний університет, б-р Академіка Вернадського, 36, Київ, 03142, Україна
Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна
ORCID: 0009-0006-0822-6428

К. В. Сімейко

д-р техн. наук
Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна
Інститут газу НАН України, вул. Дегтярівська, 39, Київ, 03113, Україна
ORCID: 0000-0002-1590-6281

Перспективи використання TiO_2 для покращення властивостей цементної матриці при інкапсуляції опроміненого графіту ядерних установок

Ключові слова:

опромінений графіт,
інкапсуляція,
імобілізація,
цементна матриця,
діоксид титану,
 γ -випромінювання,
 β -випромінювання,
ядерні установки з графітовим сповільнювачем

Проаналізовано перспективність модифікації цементних матриць наночастинками TiO_2 для імобілізації опроміненого графіту (ОГ). Принциповим обмеженням двокомпонентної системи «Цемент–ОГ» є гідрофобна поверхня графіту, що формує дефектну перехідну зону (ITZ). Дефектна перехідна зона підвищує дифузійну проникність матриці та знижує бар'єрні властивості для рухомих радіонуклідів ^{14}C , ^3H і ^{36}Cl . Додатковим чинником деградації є радіаційно-механічне руйнування фаз С–S–Н і радіохімічний радіоліз порової рідини під дією γ - та β -опромінення. Введення наночастинок TiO_2 усуває ці обмеження за трьома механізмами: формуванням Ti–O–C зв'язків на вуглецевій поверхні (компенсація ITZ); ущільненням мікроструктури через nano-filler ефект (зниження водопоглинання на 37,5–81,3 %, підвищення абразивної стійкості на 8,2–58 %); підвищенням γ -екрануючих властивостей матриці через зростання лінійного коефіцієнта ослаблення μ та потенційним обмеженням β -індукованого радіолізу порової рідини завдяки напівпровідниковим властивостям TiO_2 . Ключовою науковою прогалиною є відсутність досліджень трикомпонентної системи «Цемент– TiO_2 –ОГ» з оцінкою вилуговування радіонуклідів під впливом опромінення та довгострокової стабільності відповідно до вимог, установлених для радіоактивних відходів (РАВ). Визначено пріоритетні напрями подальших досліджень: верифікація механізму Ti–O–C на межі «матриця–графіт», оптимізація складу системи «Цемент– TiO_2 –ОГ» за критеріями щільності мікроструктури та мінімального вилуговування, а також оцінка радіаційно-хімічної стабільності матриці за протоколами для РАВ.

Вступ

З початку розвитку ядерної промисловості графіт широко використовувався як сповільнювач та

відбивач нейтронів у реакторах різних типів (РБМК, Magnox, AGR, HTGR), у результаті чого у світі накопичилося понад 250 000 т опроміненого графіту (ОГ). В Україні накопичено близько 5700 т ОГ [1]. На сьо-

© О. М. Скоблик, К. В. Сімейко, 2026. Ліцензія CC BY 4.0

годні немає уніфікованих промислових рішень поводження з ОГ. Цементна іммобілізація залишається найбільш технологічно доступним і загальноовизнаним методом кондиціонування ОГ.

ОГ містить довгоживучі радіонукліди (для ^{14}C – $T_{1/2} = 5730$ років; для ^{36}Cl – $T_{1/2} = 301\,000$ років), характеризується великим обсягом уже утворених відходів і неоднорідністю хімічного та ізотопного складу. Поводження з ОГ на етапах демонтажу та зберігання створює загрозу поширення радіоактивного забруднення та формування вторинних джерел активності [1, 2]. Згідно з рекомендаціями Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) стратегія поводження з ОГ має базуватися на поєднанні попередньої підготовки та кондиціонування для створення такої кінцевої форми відходів, що забезпечує зниження мобільності ключових нуклідів та інтегральну цілісність матриці впродовж усього нормативного терміну її безпеки [1, 2].

Серед існуючих методів поводження з ОГ — термічне окислення, піроліз, хімічна та електрохімічна обробка, іммобілізація в різноманітних матрицях (цементна матриця, геополімери (алюмосилікати), боросилкатне скло) та різні інноваційні методи (мікрохвильова обробка, саморозповсюджувальний високотемпературний синтез, використання надкритичних флюїдів, різноманітні комбіновані методи).

Жоден не забезпечує одночасно достатньої ізоляції ^{14}C і ^{36}Cl , прийнятних капітальних витрат та технологічної доступності для умов більшості країн-учасниць GRAPA [1, 2]. Цементна іммобілізація залишається найбільш поширеним і загальноовизнаним методом кондиціонування ОГ: вона забезпечує механічну стабільність кінцевої форми відходів, лужне середовище матриці ($\text{pH} > 12$), що сприяє хімічному зв'язуванню катіонних радіонуклідів, та сумісність з існуючою інфраструктурою переробки РАВ [1, 2]. Однак принциповим обмеженням системи «Цемент–ОГ» є гідрофобність поверхні графіту, що формує дефектну перехідну зону (ITZ — interfacial transition zone) та підвищує дифузійну проникність матриці для рухомих аніонних форм $^{36}\text{Cl}^-$ і газоподібного ^{14}C [1]. Модифікація цементної матриці наночастинками TiO_2 розглядається як перспективний підхід до усунення цього недоліку завдяки здатності TiO_2 ущільнювати мікרוструктуру і формувати хімічні зв'язки безпосередньо на вуглецевій поверхні графіту [10, 12, 13].

Стан проблеми та аналіз літературних даних

У світі накопичилося понад 250 000 т ОГ, головним чином у результаті експлуатації систем ядерних реакторів із графітовим сповільнювачем (рис. 1).

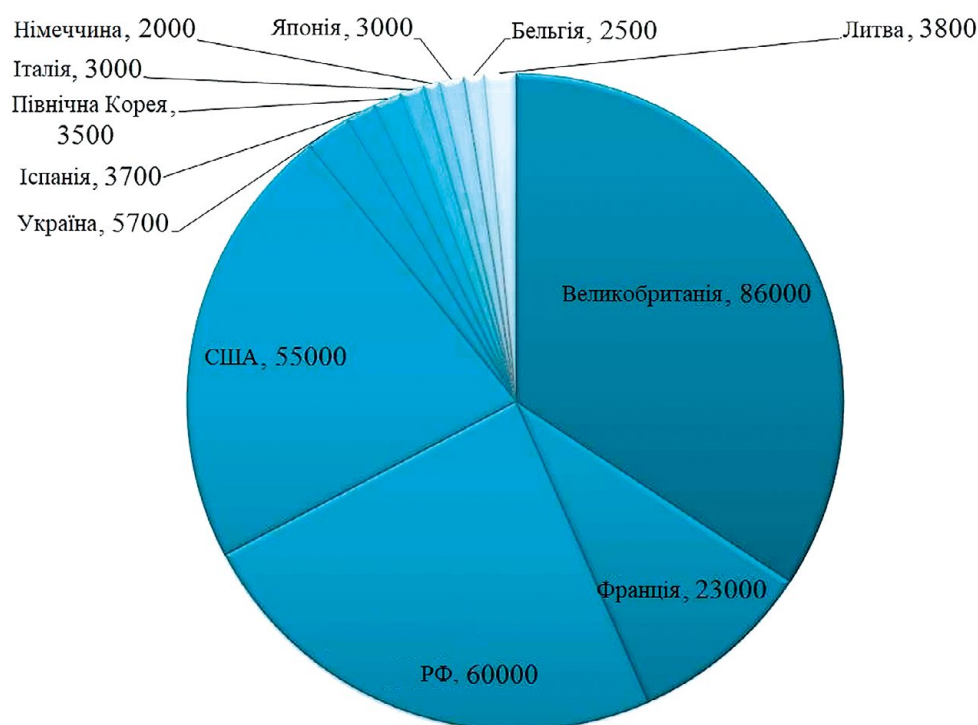


Рис. 1. Розподіл запасів ОГ у світі (т) [2]

На сьогодні у світовій практиці відсутні перевірені та затверджені технологічні рішення щодо демонтажу графітової кладки, промислові способи поводження з ОГ, а наявні розробки мають низку недоліків. Питання безпечного демонтажу та пошуку прийнятних способів обробки й остаточного захоронення ОГ перебувають у фокусі міжнародних зусиль понад 25 років. Цими питаннями займаються МАГАТЕ, Агентство з ядерної енергетики ОЕСР та Науково-дослідний інститут електроенергетики США (EPRI). Окрім вивчення можливостей вилучення цілісних графітових блоків, було запропоновано альтернативні технології демонтажу, зокрема підхід «відкусування та вакуумування», розроблений британським консорціумом і детально описаний у [2, 3], що передбачає подрібнення графіту на місці з подальшим вакуумним вилученням (рис. 2). Розглядається також застосування гідроабразивного різання.

Франція та Велика Британія є лідерами у розробці національних стратегій поводження з ОГ. Франція обрала шлях глибокого геологічного захоронення у сховищі Cigéo та на законодавчому рівні зобов'язала передавати графіт до національного оператора ANDRA протягом 40 років після зупинки реактора [1, 2]. Велика Британія дотримується стратегії тривалого «безпечного зберігання» графіту АGR-реакторів у бетонованих контейнерах на існуючих майданчиках із подальшою передачею до геологічного сховища [1, 2].

Німеччина ліцензувала сховище KONRAD для захоронення графіту з реакторів AVR, THTR та дослідницьких MTR як відходів середнього рівня активності з обмеженим тепловиділенням [2]. Зараз зусилля зосереджені на характеризації матеріалу з метою підтвердження, що летка фракція ^{14}C не перевищує 1 % — ключова умова прийнятності для KONRAD [2]. Іспанія розглядає комбінований підхід: селективне термічне вилучення ^{14}C з подальшою іммобілізацією залишку у скляній матриці [1, 2]. Обробка та іммобілізація виявляються економічно вигіднішими порівняно з ліцензуванням та будівництвом спеціального сховища для ~3500 т ОГ [2]. Цей приклад наочно демонструє, що оптимальна стратегія для країни з малим обсягом ОГ може суттєво відрізнятися від стратегії країн із великим його обсягом, де витрати на переробку є непропорційно високими [2].

Актуальність проблеми для України визначається обсягами ОГ, накопиченого у трьох зупинених енергоблоках Чорнобильської АЕС. Згідно з даними МАГАТЕ, сьогодні у зупинених реакторах РБМК-1000 зосереджено близько 5700 т ОГ [1]. Існує кілька підходів до проблеми виведення з експлуатації та консервації графітових ядерних реакторів РБМК, однак у них не приводяться технології поводження з ОГ. Тому актуальним є завдання розробки способів і засобів демонтажу графітової кладки реактора та подальшого поводження з ним [4].

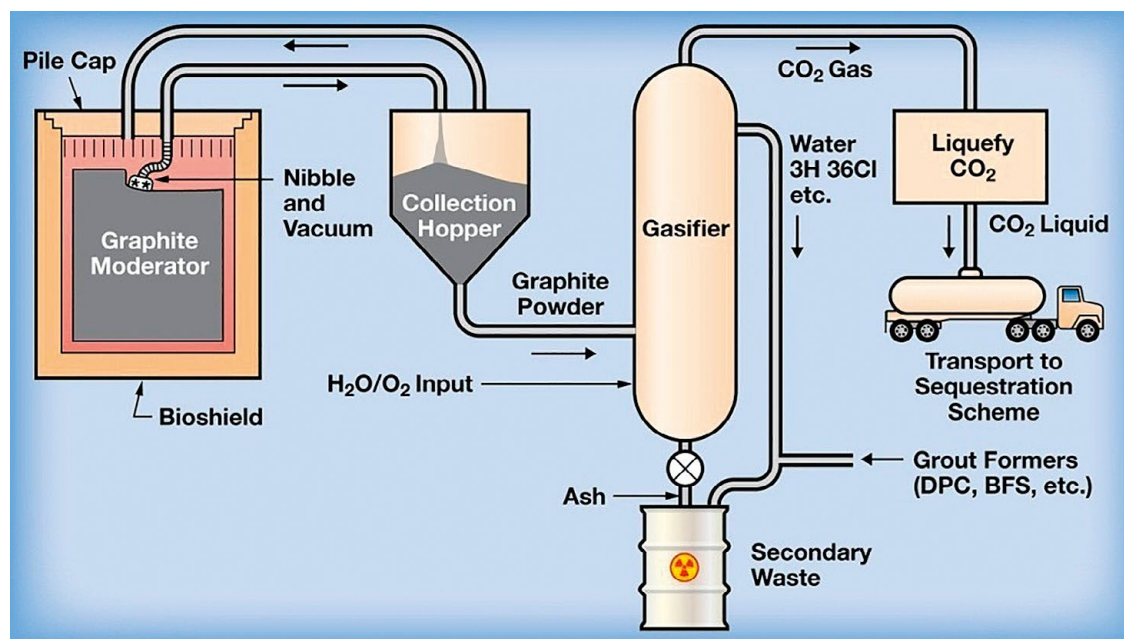


Рис. 2. Інтегрована методологія вилучення, обробки та захоронення ОГ, запропонована консорціумом компаній Великої Британії [2]

Попри відмінності в національних підходах, спільним висновком міжнародних програм МАГАТЕ є відсутність універсального промислового рішення, придатного для всіх типів ОГ і всіх регуляторних контекстів [1, 2]. При плануванні заходів щодо поводження з ОГ необхідно враховувати тип реактора, характеристики графіту, особливості його експлуатації та зберігання [4].

Метою статті є аналіз та систематизація наявних літературних даних щодо перспективності модифікації цементних матриць наночастинками TiO_2 для іммобілізації опроміненого графіту ядерних установок, а також визначення пріоритетних напрямів подальших експериментальних досліджень системи «Цемент- TiO_2 -ОГ».

Іммобілізація ОГ шляхом цементної інкапсуляції. Проблеми та обмеження

Цементна інкапсуляція — це метод кондиціонування ОГ, що полягає у введенні подрібненого графіту до цементної системи з подальшим твердінням та формуванням твердої матриці, яка локалізує радіонукліди та обмежує їхню міграцію в довкілля. Метод є найбільш технологічно доступним і розглядається практично в усіх країнах-учасниках програм GRAPA і CRP МАГАТЕ [1, 2].

Водночас метод має низку принципових обмежень. ^{36}Cl перебуває в матриці переважно у вигляді рухомих аніонів Cl^- , які слабо затримуються лужним середовищем і легко вилуговуються під час контакту з водою [5, 7]. Гідрофобна поверхня графіту перешкоджає нормальному змочуванню цементним тістом і формує дефектну перехідну зону (ITZ — перехідна зона на межі розділу фаз), що підвищує проникність матриці на межі «матриця-графіт» [10]. Додатковим обмеженням є характерна для портландцементу усадка під час твердіння, яка може призводити до виникнення мікротріщин і, відповідно, до порушення цілісності захисного бар'єра [7, 9].

Питома активність ОГ реакторів РБМК-1000 формується переважно за рахунок ^{14}C (до 10^6 Бк/г), ^3H (10^3 – 10^4 Бк/г) та ^{36}Cl (10^2 – 10^3 Бк/г). У перші десятиліття після зупинки реактора значний внесок у дозове навантаження на матрицю вносить також γ -опромінення ^{60}Co (10^2 – 10^5 Бк/г), однак внаслідок відносно короткого $T_{1/2} = 5,27$ року його активність знижується до незначного рівня впродовж 50 років. Тому, якщо розглядати композит «Цемент- TiO_2 -ОГ» лише як засіб іммобілізації ОГ, на тривалому горизонті збері-

гання (сотні-тисячі років) домінуючим чинником дозового навантаження на цементну матрицю залишаються β -випромінювачі ^{14}C і ^{36}Cl , що підкреслює критичну важливість стійкості матриці саме до β -індукованого радіолізу [1, 4]. Окрім використання як матриці іммобілізації, композит «Цемент- TiO_2 -ОГ» розглядається як потенційний екрануючий або конструктивний компонент сховищ зберігання РАВ, де рівні γ - та β -опромінення можуть суттєво перевищувати дози, характерні для самого ОГ. Це обґрунтовує необхідність випробувань матриці в широкому діапазоні поглинених доз γ - та β -опромінення, що виходить за межі параметрів дозового навантаження від ОГ [5, 6].

З часом γ - та β -опромінення спричиняють деградацію мікроструктури цементного каменю, що безпосередньо підвищує швидкість вилуговування радіонуклідів [5, 6]. Деградація цементного каменю під впливом опромінення відбувається за двома основними механізмами: радіаційно-механічною та радіохімічною деградацією.

Радіаційно-механічна деградація. Під впливом γ -опромінення відбувається руйнування хімічних зв'язків у фазах C-S-H та формування нових дефектів кристалічної будови. Послаблення γ -пучка в матеріалі описується законом Бера-Ламберта

$$I(x) = I_0 \cdot e^{(-\mu x)},$$

де I_0 – початкова інтенсивність; $I(x)$ – інтенсивність після проходження шару товщиною x (см); μ (см^{-1}) – лінійний коефіцієнт ослаблення.

Дослідження методами рентгенофазового аналізу (РФА) та сканувальної електронної мікроскопії (СЕМ) показали прогресуюче зниження механічної міцності та зростання капілярної пористості в діапазоні поглинених доз 0–836 МГр, аж до повного руйнування зразка (рис. 3) [5].

Слід зазначити, що поглинена доза 836 МГр досягнута в лабораторних умовах за допомогою прискорювача і значно перевищує реалістичні дози від самого ОГ у цементній матриці на типових горизонтах зберігання. Водночас такий діапазон доз є обґрунтованим при розгляді композиту «Цемент- TiO_2 -ОГ» як екрануючого або конструктивного компонента сховищ РАВ, де рівні зовнішнього γ -опромінення можуть суттєво перевищувати дози від самого інкапсульованого графіту [5, 7].

Радіохімічна деградація. Паралельно γ -опромінення спричиняє радіоліз порової рідини з пере-

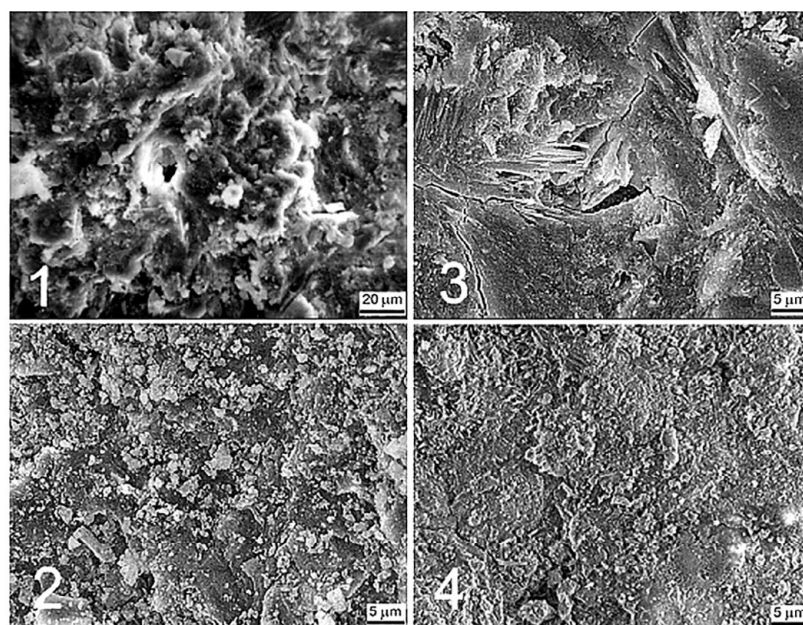
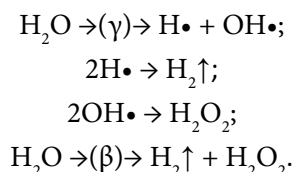


Рис. 3. Опромінена портландцементна паста без добавок, досліджена за допомогою сканувального електронного мікроскопа (СЕМ) при поглинених дозах: 1–0 МГр; 2–130 МГр; 3–290 МГр; 4–836 МГр (руйнування зразка) [5]

важним утворенням радикалів, тоді як β -частинки ^{14}C ($E_{\text{max}} = 0,156 \text{ MeV}$) через високу густину іонізації генерують переважно молекулярні продукти:



Радикали $\text{OH}\cdot$ дифундують із порової рідини до поверхні C-S-H і гідролізують силосанові зв'язки Si-O-Si , хімічно руйнуючи гель. Газоподібний H_2 може накопичуватися всередині контейнера. При γ -опроміненні портландцементних матриць максимальне виділення H_2 досягає $\sim 2,6 \text{ л/кг}$ при поглиненій дозі $\sim 20 \text{ МГр}$ [9]. β -випромінювання ^{14}C додатково інтенсифікує цей процес безпосередньо поблизу графітових включень, де концентрація ізотопу найвища, що робить радіохімічну деградацію особливо критичною для системи «Цемент–ОГ» [5, 9].

Взаємопідсилення механізмів. Обидва процеси відбуваються одночасно і є взаємопов'язаними. Радіаційно-механічна деградація підвищує капілярну пористість матриці та збільшує об'єм порової рідини – тим самим посилюючи масштаб радіохімічних реакцій. Також продукти радіолізу $\text{OH}\cdot$ і H_2O_2 хіміч-

но дестабілізують гідратні фази, знижуючи рН і прискорюючи механічну деградацію. Результатом є позитивний зворотний зв'язок між двома механізмами, що особливо небезпечний при довгостроковому зберіганні ОГ у цементній матриці [5, 9].

Перспективи використання TiO_2 у технологіях інкапсуляції РАВ

Ключовою проблемою двокомпонентної системи «Цемент–ОГ» є гідрофобність поверхні графіту, яка перешкоджає нормальному змочуванню цементним тістом. Це формує дефектну перехідну зону – найбільш вразливу ланку цементного каменю. Гідрофільний TiO_2 здатний утворювати хімічні зв'язки Ti-O-C безпосередньо на вуглецевій поверхні, компенсуючи гідрофобність ОГ та перетворюючи слабку межу «матриця–графіт» на зону активної нуклеації C-S-H гелю [12, 13].

Вибір TiO_2 як модифікатора визначається трьома механізмами, що підсилюють дію один одного. По-перше, висока гідрофільність і здатність до Ti-O-C взаємодії усувають ІТЗ. По-друге, ефект nano-filler ущільнює порову структуру матриці. Нано- TiO_2 діє як активний центр нуклеації і нанозаповнювач цементної матриці, знижуючи капілярну пористість і водопоглинання, покращення довго-

вічності зафіксовано при вмісті TiO_2 у межах 2–5 % (рис. 4–7) [10, 12]. По-третє, висока атомна маса титану та напівпровідникова природа TiO_2 зумовлюють два механізми взаємодії TiO_2 з іонізуючим γ - та β -випромінюванням. Введення нано- TiO_2 підвищує лінійний коефіцієнт ослаблення μ матриці, зменшуючи товщину половинного шару (HVL) і товщину десятичного шару (TVL) у діапазоні енергій, характерному для ^{60}Co у складі ОГ, чим підвищує екрануючі властивості матриці «Цемент- TiO_2 -ОГ» [7]. Напівпровідникова природа TiO_2 ($E_g \approx 3,0\text{--}3,2$ еВ) теоретично забезпечує перехоплення β -енергії ^{14}C через генерацію пар електрон-дірка з подальшою рекомбінацією в замкненому середовищі матриці. Цей механізм впливає з фізичних властивостей TiO_2 як напівпровідника і опосередковано підтверджений у дослідженнях бетавольтаїчних комірок на основі масивів нанотрубок TiO_2 , де досягнуто ефективності β -перетворення $\sim 8,74$ % [14], однак його верифікація безпосередньо в системі «Цемент- TiO_2 -ОГ» є предметом подальших досліджень.

На рис. 4–7 показано, що введення 3–4 % наночастинок TiO_2 у цементні композити з різними заповнювачами (R1–R5) спричиняє ущільнення мікроструктури, зменшення капілярної пористості та підвищення довговічності матеріалу. Кількісні дані підтверджують ефективність модифікації: введення 2–5 % TiO_2 підвищує насипну щільність матеріалу на 4,7–7,4 %, знижує коефіцієнт водопоглинання на 37,5–81,3 %, підвищує абразивну стійкість на 8,2–58 % [12]. Графіки демонструють зростання абразивної стійкості й зниження коефіцієнта водопоглинання, а мікрофотографії — перехід від пористої поверхні до щільної та однорідної. За даними СЕМ, наночастинки TiO_2 діють як центри кристалізації гідратів С–S–Н, формуючи компакту структуру з меншою кількістю мікропор і тріщин. Це свідчить про потенційну здатність TiO_2 стабілізувати цементну матрицю та зменшити дифузійну проникність, що є ключовим для підвищення довговічності кінцевих форм ОГ.

Кристалічна структура TiO_2 (анатаз/рутил) зберігає стабільність при поглиненій дозі γ -опромінення до 100 МГр [9]; поведінка матеріалу при вищих дозах, характерних для довгострокового зберігання ОГ, потребує додаткової експериментальної верифікації. Ключовою науковою прогалиною є відсутність робіт, присвячених трикомпонентній системі «Цемент- TiO_2 -ОГ» з оцінкою вилуговування ^{14}C , ^3H і ^{36}Cl під γ -опроміненням, радіаційно-хімічної ево-

люції мікроструктури та інтерфейсу матриця-графіт, а також довгострокових випробувань за стандартами для РАВ [9]. Потребують дослідження вплив γ - та β -опромінення на дефектну структуру TiO_2 і можливі зміни його функціональних властивостей у товщі матриці без УФ-активації, а також порівняльне тестування різних поліморфів (анатаз/рутил) і розмірів частинок [7, 9].

Подальші дослідження

У рамках дослідження цієї теми авторами заплановано вивчення фізико-механічних, мікроструктурних та екрануючих характеристик трикомпонентної системи «Цемент- TiO_2 -ОГ» з метою наукового обґрунтування доцільності цього підходу як для кондиціонування ОГ ядерних установок, так і можливості його використання як екрануючого або конструктивного матеріалу сховищ РАВ. Для досягнення цієї мети необхідно провести такі дослідження:

- синтез та характеристика серії зразків системи «Цемент- TiO_2 -ОГ» з варіюванням вмісту графіту (5, 10, 15 %) та TiO_2 (2, 3,5, 5 %) для встановлення оптимального складу за критеріями мікроструктурної щільності та мінімального вилуговування радіонуклідів;

- визначення фізико-механічних характеристик синтезованих композитів (міцність на стиск і згин, уявна густина, відкрита пористість, капілярне водопоглинання, абразивна стійкість) у термінах твердіння 7, 28 і 56 діб;

- мікроструктурний аналіз методами сканувальної електронної мікроскопії (СЕМ), енергодисперсійної рентгенівської спектроскопії (ЕДС) та рентгенофазового аналізу (РФА) для верифікації механізму Ti-O-C на межі «Цемент-графіт» та кількісної оцінки ущільнення ITZ;

- визначення поліморфного стану (анатаз/рутил) і дисперсності TiO_2 , що забезпечують максимальний нанонаповнювальний ефект та сумісність з вуглецевою фазою [7, 9];

- комп'ютерне моделювання радіаційних характеристик монолітного блоку «Цемент- TiO_2 -ОГ» методом Монте-Карло (MCNP): розрахунок лінійного коефіцієнта ослаблення μ , HVL і TVL у діапазоні енергій ^{60}Co , дозового навантаження на матрицю та залишкового енерговиділення при довгостроковому зберіганні; порівняльний аналіз систем «Цемент/Цемент-ОГ/Цемент- TiO_2 -ОГ» [7];

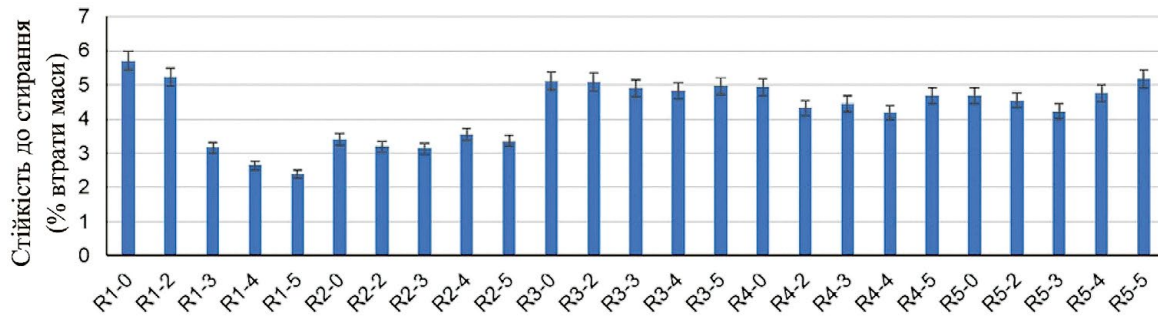


Рис. 4. Стійкість до стирання цементних композитів із різними заповнювачами та вмістом наночастинок TiO_2 [10]

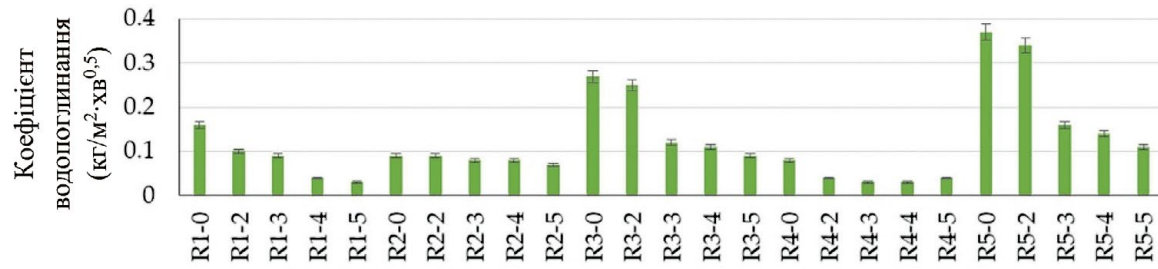


Рис. 5. Коефіцієнт водопоглинання цементних композитів з переробленими заповнювачами за різного вмісту TiO_2 [10]

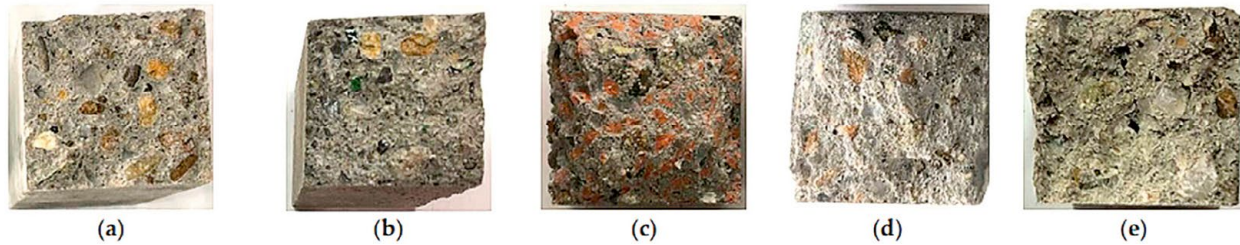


Рис. 6. Поверхня зразків цементних композитів без наночастинок TiO_2 (контрольні серії) [10]: R1 – цементний композит із природним заповнювачем (NA, Natural Aggregate) – контрольний зразок без TiO_2 (a); R2 – композит зі скляним переробленим заповнювачем (RGA, Recycled Glass Aggregate) (b); R3 – композит із цегляним переробленим заповнювачем (RBA, Recycled Brick Aggregate) (c); R4 – композит із шлаковим заповнювачем (GBA, Ground Blast-Furnace Slag Aggregate) (d); R5 – композит із текстолітовим заповнювачем (RTA, Recycled Textolite Aggregate), отриманим з електронних відходів (e)

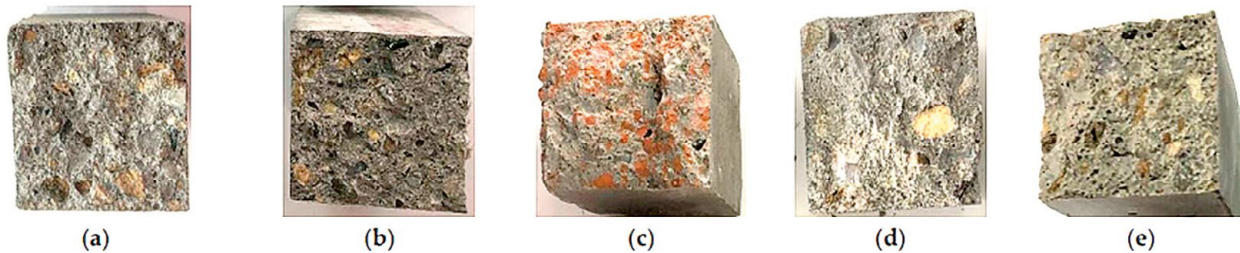


Рис. 7. Поверхня зразків цементних композитів із наночастинками TiO_2 (модифіковані серії) [10]:

- R1-3 – композит із природним заповнювачем і 3 % TiO_2 , більш щільна структура (a) порівняно з (a) рис. 6;
- R2-3 – композит зі скляним заповнювачем, у якому TiO_2 покращує адгезію між склом і цементною матрицею (b);
- R3-4 – композит із цегляним заповнювачем, де TiO_2 зменшує пористість і компенсує слабкі зони адгезії (c);
- R4-3 – композит із шлаком, що показує найбільш однорідну структуру, мінімальні пори – оптимальний ефект TiO_2 (d);
- R5-4 – композит із текстолітовим заповнювачем, найвища щільність і найменше водопоглинання серед серій (e)

оцінка довгострокової стабільності системи через випробування вилуговування ^{14}C , ^3H і ^{36}Cl та радіаційно-хімічної еволюції інтерфейсу «матриця–графіт» за протоколами для РАВ [1, 5, 9].

Отримані результати дозволять визначити оптимальний склад трикомпонентної системи «Цемент– TiO_2 –ОГ» та зробити науково обґрунтовані висновки щодо перспективності її застосування як для іммобілізації опроміненого графіту ядерних установок, так і як екрануючого або конструктивного матеріалу сховищ РАВ.

Висновки

1. Цементна іммобілізація є найбільш технологічно доступним і загально визнаним методом кондиціонування ОГ, що переважає альтернативні підходи (спалювання, піроліз та геологічне захоронення) за економічністю, масштабованістю та сумісністю з існуючою інфраструктурою переробки РАВ [1, 2, 9].

2. Принциповим обмеженням двокомпонентної системи «Цемент–ОГ» є гідрофобна поверхня графіту, що формує дефектну перехідну зону (ITZ), підвищує дифузійну проникність матриці і знижує бар'єрні властивості для рухомих радіонуклідів ^{14}C , ^3H і ^{36}Cl [1, 2, 5, 6].

3. Введення наночастинок TiO_2 одночасно покращує властивості матриці «Цемент– TiO_2 –ОГ» за трьома напрямками: формує зв'язки Ti-O-C на вуглецевій поверхні (компенсація ITZ); ущільнює мікроструктуру через ефект папо-filler (зниження водопоглинання, підвищення абразивної стійкості композиту); підвищує γ -екрануючі властивості матриці через зростання лінійного коефіцієнта ослаблення μ [7, 10, 12] та потенційно обмежує β -індукований радіоліз порової рідини завдяки напівпровідниковим властивостям TiO_2 [14].

4. Трикомпонентна система «Цемент– TiO_2 –ОГ» у контексті іммобілізації опроміненого графіту залишається недослідженою, що визначає наукову прогалину і обґрунтовує необхідність подальших теоретичних і експериментальних досліджень [1, 9].

Список використаної літератури

1. Managing Irradiated Graphite Waste. IAEA-TECDOC-2072. – Vienna : IAEA, 2024.
2. Processing of Irradiated Graphite to Meet Acceptance Criteria for Waste Disposal. IAEA-TECDOC-1790. Vienna : International Atomic Energy Agency, 2016.
3. Ojovan M. I. Processing of irradiated graphite: the outcomes of an IAEA coordinated research project / M. I. Ojovan, A. J. Wickham // *MRS Advances*. – 2016. – Vol. 1. – P. 4117–4122. – doi.org/10.1557/adv.2017.198.
4. Носовський А. В. Поводження з опроміненим графітом при знятті з експлуатації енергоблоків АЕС / А. В. Носовський // *Наукові вісті НТУУ «КПІ»*. – 2007. – № 3 (53). – С. 12–19.
5. Lowińska-Kluge A. Effect of gamma irradiation on cement composites observed with XRD and SEM methods in the range of radiation dose 0–1409 MGy / A. Lowińska-Kluge, P. Piszora // *Acta Physica Polonica A*. – 2008. – Vol. 114, No. 2. – P. 399–411. – doi.org/10.12693/APhysPolA.114.399.
6. Investigating the effect of gamma and neutron irradiation on Portland cement provided with waste silicate glass / M. S. Eid, I. I. Bondouk, H. M. Saleh [et al.] // *Sustainability*. – 2023. – Vol. 15. – Art. 763. – doi.org/10.3390/su15010763.
7. Barbhuiya S. A comprehensive review of radiation shielding concrete: Properties, design, evaluation, and applications / S. Barbhuiya, B. B. Das, P. Norman, T. Qureshi // *Structural Concrete*. – 2025. – Vol. 26, No. 2. – P. 1809–1855. – doi.org/10.1002/suco.202400519.
8. Recent trends in advanced radiation shielding concrete for construction of facilities: Materials and properties / M. A. H. Abdullah, R. S. M. Rashid, M. Amran [et al.] // *Polymers*. – 2022. – Vol. 14, No. 14. – Art. 2830. – doi.org/10.3390/polym14142830.
9. Rakhimova N. Recent advances in alternative cementitious materials for nuclear waste immobilization: A review / N. Rakhimova // *Sustainability*. – 2023. – Vol. 15. – Art. 689. – doi.org/10.3390/su15010689.
10. Influence of TiO_2 nanoparticles on the physical, mechanical, and structural characteristics of cementitious composites with recycled aggregates / C. T. Florean, H. Vermesan, T. Gabor [et al.] // *Materials*. – 2024. – Vol. 17. – Art. 2014. – doi.org/10.3390/ma17092014.
11. Dantas S. R. A. Influence of TiO_2 on hardened properties of concrete with low cement content / S. R. A. Dantas, A. Bergmann, R. Medeiros [et al.] // 12th ACI/RILEM International Conference on Cementitious Materials and Alternative Binders for Sustainable Concrete (ICCM2024). – Toulouse, France, 2024. – Available at: <https://www.researchgate.net/publication/382174236>.
12. The Influence of TiO_2 Nanoparticles on the Physico-Mechanical and Structural Characteristics of Cementitious Materials / C. T. Florean, H. Vermesan, T. Gabor [et al.] // *Coatings*. – 2024. – Vol. 14. – Art. 218. – doi.org/10.3390/coatings14020218.

13. Hydrothermal preparation of TiO₂/graphite nanosheets composites and its effect on electrothermal behavior / C. Wang, W. Tian, S. Kang [et al.] // *Coatings*. – 2023. – Vol. 13. – Art. 226. – doi.org/10.3390/coatings13020226.
14. Betavoltaic electrochemical cells using TiO₂ nanotube arrays combined with single-walled carbon nanotubes / N. Wang, R. Zheng, T. Chi [et al.] // *Composites Part B: Engineering*. – 2022. – Vol. 239. – Art. 109952. – doi.org/10.1016/j.compositesb.2022.109952.

O. M. Skoblyk^{1, 2}, K. V. Simeiko^{2, 3}

¹Kyiv Academic University, 36, Akademika Vernadskoho Blvd., Kyiv, 03142, Ukraine

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

³The Gas Institute of the NAS of Ukraine, 39, Dehtiarivska St., Kyiv, 03113, Ukraine

Prospects for the Use of TiO₂ to Improve the Properties of Cement Matrix during Encapsulation of Irradiated Graphite from Nuclear Facilities

Since the early development of the nuclear industry, graphite has been widely used as a neutron moderator and reflector in various types of reactors (RBMK, Magnox, AGR, HTGR), resulting in the accumulation of over 250,000 t of irradiated graphite (IG) worldwide. In Ukraine, approximately 5,700 t of IG from RBMK-1000 reactors at the Chornobyl NPP require management. No unified industrial solution for IG management currently exists. Cement immobilisation remains the most technologically accessible and internationally recognised conditioning method.

This paper analyses the prospects of modifying cement matrices with TiO₂ nanoparticles for IG immobilisation. The fundamental limitation of the two-component Cement-IG system is the hydrophobic graphite surface, which creates a defective interfacial transition zone (ITZ). The ITZ increases matrix diffusion permeability and reduces barrier properties against mobile radionuclides ¹⁴C, ³H, and ³⁶Cl. An additional degradation factor is the radiation-mechanical destruction of C-S-H phases and radiation-chemical radiolysis of pore solution under γ- and β-irradiation. The introduction of TiO₂ nanoparticles addresses these limitations through three mechanisms: formation of Ti-O-C chemical bonds on the carbon surface (ITZ compensation); microstructure densifica-

tion through the nano-filler effect (reduction in water absorption by 37.5–81.3 %, improvement in abrasion resistance by 8.2–58 %); enhancement of γ-shielding properties through increased linear attenuation coefficient μ and potential limitation of β-induced radiolysis of pore solution through the semiconducting properties of TiO₂.

A critical research gap is identified: no published study has examined the ternary Cement-TiO₂-IG system with evaluation of radionuclide leaching under irradiation and long-term stability according to radioactive waste acceptance criteria. Priority research directions are defined: verification of the Ti-O-C bonding mechanism at the matrix-graphite interface, optimisation of the Cement-TiO₂-IG system composition for maximum microstructural density and minimum radionuclide leaching, and assessment of the radiation-chemical stability of the matrix according to radioactive waste acceptance protocols.

Keywords: irradiated graphite, encapsulation, immobilisation, cementitious matrix, titanium dioxide, γ-radiation, β-radiation, graphite-moderated nuclear reactors.

References

1. IAEA (2024). *Managing irradiated graphite waste* (IAEA-TECDOC-2072). International Atomic Energy Agency.
2. IAEA (2016). *Processing of irradiated graphite to meet acceptance criteria for waste disposal* (IAEA-TECDOC-1790). International Atomic Energy Agency.
3. Ojovan M. I., Wickham A. J. (2016). Processing of irradiated graphite: The outcomes of an IAEA coordinated research project. *MRS Advances*, vol. 1, pp. 4117–4122. doi.org/10.1557/adv.2017.198.
4. Nosovskyi A. V. (2007). Handling of irradiated graphite during decommissioning of nuclear power units. *Naukovi visti NTUU KPI [Research Bulletin of the National Technical University of Ukraine “Kyiv Polytechnic Institute”]*, vol. 3, pp. 12–19. (in Ukr.)
5. Lowińska-Kluge A., Piszora P. (2008). Effect of gamma irradiation on cement composites observed with XRD and SEM methods in the range of radiation dose 0–1409 MGy. *Acta Physica Polonica A*, vol. 114, no. 2, pp. 399–411. doi.org/10.12693/APhysPolA.114.399.
6. Eid M. S., Bondouk I. I., Saleh H. M., Omar K. M., Diab H. M. (2023). Investigating the effect of gamma and neutron irradiation on Portland cement provided with waste silicate glass. *Sustainability*, vol. 15, no. 1, art. 763. doi.org/10.3390/su15010763.

7. Barbhuiya S., Das B. B., Norman P., Qureshi T. (2025). A comprehensive review of radiation shielding concrete: Properties, design, evaluation, and applications. *Structural Concrete*, vol. 26, no. 2, pp. 1809–1855. doi.org/10.1002/suco.202400519.
8. Abdullah M. A. H., Rashid R. S. M., Amran M., Hejazii F., Azreen N. M., Fediuk R., Voo Y. L., Vatin N. I., Idris M. I. (2022). Recent trends in advanced radiation shielding concrete for construction of facilities: Materials and properties. *Polymers*, vol. 14, art. 2830. doi.org/10.3390/polym14142830.
9. Rakhimova N. (2023). Recent advances in alternative cementitious materials for nuclear waste immobilization: A review. *Sustainability*, vol. 15, no. 1, art. 689. doi.org/10.3390/su15010689.
10. Florean C. T., Vermesan H., Gabor T., Neamtu B. V., Thalmaier G., Hegyi A., Csapai A., Lăzărescu A. – V. (2024). Influence of TiO_2 nanoparticles on the physical, mechanical, and structural characteristics of cementitious composites with recycled aggregates. *Materials* vol. 17, no. 9, art. 2014. doi.org/10.3390/ma17092014.
11. Dantas S. R. A., Bergmann A., Medeiros R., Xia Z., Sanchez L. F. M. (2024). Influence of TiO_2 on hardened properties of concrete with low cement content. In: *12th ACI/RILEM International Conference on Cementitious Materials and Alternative Binders for Sustainable Concrete (ICCM2024)*, Toulouse, France. Available at: <https://www.researchgate.net/publication/382174236>.
12. Florean C. T., Vermesan H., Gabor T., Neamtu B. V., Thalmaier G., Campian C., Hegyi A., Csapai A. (2024). The influence of TiO_2 nanoparticles on the physico-mechanical and structural characteristics of cementitious materials. *Coatings*, vol. 14 (2), art. 218. doi.org/10.3390/coatings14020218.
13. Wang J., Jia Y., Sun F., Deng F., Cao Z. (2023). Hydrothermal preparation of TiO_2 /graphite nanosheet composites and confirmation of Ti–O–C bond formation. *Coatings*, vol. 13 (2), art. 226. doi.org/10.3390/coatings13020226.
14. Wang N., Zheng R., Chi T., Jiang T., Ding Z., Li X., Liu S., Zhang L., San H. (2022). Betavoltaic electrochemical cells using TiO_2 nanotube arrays combined with single-walled carbon nanotubes. *Composites Part B: Engineering*, vol. 239, art. 109952. doi.org/10.1016/j.compositesb.2022.109952.

Надійшла / Received 09.11.2025

Рекомендована до друку / Accepted 11.05.2026

О. В. Михайлов*Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна*
ORCID 0000-0002-9344-3550**М. І. Павлюченко***Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна*
ORCID 0000-0003-1291-1154**А. О. Дорошенко***Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна*
ORCID 0000-0001-6285-2610

Результати аналізу кореляцій між відносною вологістю повітря та щільністю потоку нейтронів у приміщеннях комплексу нового безпечного конфайнмента та об'єкта «Укриття»

Ключові слова:

об'єкт «Укриття»,
паливовмісні матеріали,
відносна вологість повітря,
щільність потоку нейтронів,
коефіцієнт кореляції,
часовий лаг

Представлено результати систематизації та аналізу результатів вимірювань відносної вологості повітря (RH) та щільності потоку нейтронів (Φ), виміряних у приміщеннях комплексу нового безпечного конфайнмента та об'єкта «Укриття» в період із вересня 2022 р. по грудень 2025 р. Установлено, що середньомісячні значення RH у приміщеннях об'єкта «Укриття», розташованих у межах будівельних позначок 0,00–9,00, в осях 44–48, рядах К–Л мають синхронні сезонні коливання та дуже високий коефіцієнт лінійної кореляції Пірсона ($r > 0,9$). Показано, що зменшення RH супроводжується збільшенням Φ у підконтрольних приміщеннях об'єкта «Укриття» і навпаки. За результатами крос-кореляційного аналізу встановлено, що між часовими рядами середньомісячних значень RH та Φ може існувати помірний та високий ступінь зв'язку за умови їхнього календарного зсуву на величину часового лагу від трьох тижнів до двох календарних місяців.

Вступ

Стан ядерної безпеки комплексу нового безпечно-го конфайнмента та об'єкта «Укриття» (НБК-ОУ) оцінюється за результатами аналізу даних щодо щільності потоку нейтронів (Φ) і потужності експозиційної дози γ -випромінювання (X) навколо зони локалізації скупчень паливовмісних матеріалів (ПВМ) у приміщенні 305/2. Вимірювання Φ та X здійснюється за допомогою системи контролю ядерної безпеки (СКЯБ) та інтегрованої автоматизованої системи контролю

(ІАСК) [1]. В автоматичному режимі СКЯБ виконує безперервний збір, обробку, зберігання та надання експлуатаційному персоналу комплексу НБК-ОУ даних щодо Φ у діапазоні енергій від теплової до 1 MeV та X у діапазоні енергій від 0,1 до 4 MeV [2, 3].

Після встановлення арки НБК у проектне положення (листопад 2016 р.) відповідно до Програми моніторингу ПВМ [4] за допомогою автономного метеорологічного обладнання виконуються дослідження динаміки температури, відносної вологості повітря, швидкості та напрямку повітряних потоків

у приміщеннях об'єкта «Укриття». Основна мета таких досліджень — отримати інформацію про зміни мікроклімату в просторі НБК та оцінити його вплив на ядерний і радіаційний стан ПВМ, розробити та впровадити коригувальні заходи щодо роботи систем вентиляції. У 2026 р. буде затверджена нова програма, яка передбачає продовження досліджень метеопараметрів в об'єкті «Укриття».

У роботах [5, 6] було вперше згадано про наявність впливу періодичних змін вологості в приміщеннях об'єкта «Укриття» у вигляді появи конденсату на сезонні коливання середньомісячних значень Φ навколо скупчень ПВМ. Однак це була лише гіпотеза без математичного обґрунтування та проведення кількісного аналізу даних із визначенням ступеня взаємозв'язку між явищами, що спостерігалися.

Після початку воєнних дій у 2022 р. дослідження метеопараметрів в об'єкті «Укриття» було припинено. Унаслідок перебування російських військ у м. Чорнобиль було пошкоджено комп'ютерне обладнання, що залишилося в будівлях Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України), і втрачено електронний архів інформації з даними вимірювання метеопараметрів. Роботи було поновлено лише у вересні 2022 р., але проблема з відновленням архіву з результатами раніше проведених досліджень досі залишається невирішеною.

Метою роботи був пошук та математичне обґрунтування наявності або відсутності взаємозв'язку між відносною вологістю повітря та щільністю потоку нейтронів у приміщеннях об'єкта «Укриття», де знаходяться скупчення ПВМ, за даними відновленого моніторингу до грудня 2025 р. включно.

Матеріали і методи

Вимірювання відносної вологості повітря (RH) у приміщеннях об'єкта «Укриття» 006/2, 012/7, 210/4, 210/7 та 318/2, розміщених у межах будівельних позначок 0,00–9,00, виконували з використанням автономних метеостанцій типу PCE FWS та логерів типу RC-4HC (рис. 1), характеристики яких наведено в [7, 8]. Вимірювання Φ у різних приміщеннях об'єкта «Укриття» виконували за допомогою вимірювальних каналів СКЯБ [2, 3] та експертної дослідної системи (ЕДС) [9]. Координати розташування датчиків RH та блоків детектування (БД) Φ , обраних у роботі для проведення статистичного та кореляційного аналізу даних вимірювань, наведено в табл. 1.

Дослідження ступеня взаємозв'язку між часовими рядами результатів вимірювань RH та Φ проводили для середньомісячних значень показників контролю із застосуванням методів статистичного аналізу даних. Наявність або відсутність кореляції встановлювали за величиною коефіцієнта лінійної кореляції (КК, r) Пірсона з оцінкою його статистичної значущості за тестом Стюдента. Оцінку щільності зв'язку між часовими рядами RH та Φ у різних точках контролю проводили за шкалою Чеддока. Для аналізу та порівняння особливостей динаміки у часових рядах RH та Φ було використано поняття часового лагу (time-lag value) [10] як показника, що кількісно відображає затримку (відставання) появи наслідків у часі одного фізичного явища (Φ) порівняно з іншим (RH). Метод визначення часового лагу було застосовано у припущенні, що між зміною RH у приміщеннях об'єкта «Укриття» та появою сезонних коливань у динаміці Φ існує причинно-наслідковий зв'язок. Для пар «RH– Φ » була побудована



а



б

Рис. 1. Зовнішній вигляд метеостанції типу PCE FWS (а) та логера типу RC-4HC (б)

Таблиця 1. Місця розташування точок контролю RH та Φ у приміщеннях об'єкта «Укриття»

Параметр контролю, одиниці вимірювання	Назва датчика та систем контролю	Зона контролю (приміщення, висотна позначка)	Координати датчика / блоку детектування (вісь; рядок)
RH, %	логер	012/7, 006/2, +0,00	50–47; Г–И
RH, %	логер	210/7, 207/4, +6,00	47–50; Г–К
RH, %	логер	318/2, +9,00	44–45; Ж–И
Φ , н · см ⁻² · с ⁻¹	БД 2 ЕДС	305/2, +12,00	46 ₊₁₀₀ ; И ₊₈₀₀
Φ , н · см ⁻² · с ⁻¹	БД 1 СКЯБ	305/2, +12,00	46 ₊₂₈₅₀ ; И ₊₁₇₅₀
Φ , н · см ⁻² · с ⁻¹	БД 4 СКЯБ	304/3, +9,85	47 ₋₁₄₀₀ ; И ₋₂₀₀₀
Φ , н · см ⁻² · с ⁻¹	БД 9 СКЯБ	505/3, +19,00	44 ₊₂₀₀₀ ; К ₊₁₄₀₀
Φ , н · см ⁻² · с ⁻¹	БД 10 СКЯБ	210/6, +6,24	47 ₋₁₈₀₀ ; И ₊₂₄₀₀

крос-кореляційна функція від часового лагу для визначення часу (календарного зсуву), коли досягається максимальне значення КК між часовими рядами.

Результати та обговорення

Результати статистичної обробки результатів вимірювань RH та Φ , отриманих за період моніторингу з вересня 2022 р. по грудень 2025 р. у точках контролю (див. табл. 1), наведено в табл. 2 та 3. Ілюстрацію визначеної динаміки середньомісячних значень RH у приміщеннях об'єкта «Укриття» на фоні її усередненого за різними приміщеннями значення наведено на рис. 2. Отримані дані свідчать про те, що середньомісячні значення RH у різних приміщеннях на нижніх позначках об'єкта «Укриття» несуттєво відрізняються за статистичними параметрами розподілу (див. табл. 2), а за формою сезонних коливань мають синхронний характер щодо змін у часі (див. рис. 2). Упродовж дослідженого періоду моніторингу будь-якого тренда до збільшення або зменшення середньорічних значень RH не встановлено. Коефі-

цієнт кореляції між середньомісячними значеннями RH має дуже вузький діапазон (r становить від 0,91 до 0,99 за рівня значимості $\alpha = 0,001$). З огляду на те, що усереднене за різними приміщеннями значення середньомісячного показника (RH_{сер}, див. табл. 2) з високою точністю відтворює динаміку RH в окремих приміщеннях (див. рис. 2), кореляційний аналіз між часовими рядами RH та Φ та побудову крос-кореляційної функції проводили тільки для RH_{сер}.

Результати кореляційного аналізу часових рядів RH та Φ , наведені в табл. 4 у вигляді матриці КК ($r_{RH, \Phi}$), дають підстави зробити висновок про те, що впродовж дослідженого періоду моніторингу ступінь кореляції між Φ у різних точках контролю знаходився в діапазоні від дуже слабкого до середнього, а між RH та Φ — від слабкого до середнього. Для БД 4 СКЯБ кореляція за Φ була встановлена лише з БД 10 СКЯБ. Зазначимо, що за результатами аналізу даних СКЯБ у попередні роки [3] було відомо, що значення КК за Φ у різних точках контролю СКЯБ може суттєво відрізнятися залежно від обраного періоду статистичної обробки даних та віддаленості БД відносно границь зони локалізації

Таблиця 2. Параметри розподілу значень RH у приміщеннях об'єкта «Укриття», %

Параметр	Приміщення			RH _{сер}
	318/2	210/7, 207/4	012/7, 006/2	
Мінімальне	41,0	40,0	41,0	41,0
Максимальне	96,0	98,0	98,4	97,3
Середнє	66,5	70,4	72,8	69,9
Медіана	65,7	67,8	71,1	68,6
Стандартне відхилення	18,2	19,2	19,9	18,7
Коефіцієнт варіації, %	27,7	28,3	28,0	27,3

Таблиця 3. Параметри розподілу значення Φ у приміщеннях об'єкта «Укриття», $\text{н} \cdot \text{см}^2 \cdot \text{с}^{-1}$

Параметр	Блок детектування Φ				
	БД 2 ЕДС	БД 1 СКЯБ	БД 4 СКЯБ	БД 9 СКЯБ	БД 10 СКЯБ
Мінімальне	10,3	526,4	374,9	780,3	342,9
Максимальне	23,4	560,7	440,0	840,0	370,5
Середнє	15,3	545,3	389,0	807,6	352,9
Медіана	15,3	545,9	384,9	806,1	351,3
Стандартне відхилення	3,1	9,2	15,6	17,1	8,1
Коефіцієнт варіації, %	20,2	1,7	4,1	2,1	2,3

Таблиця 4. Матриця коефіцієнтів кореляції між середньою відносною вологістю повітря у приміщеннях об'єкта «Укриття» ($RH_{\text{сер}}$) та Φ для вхідної вибірки даних та вибірки з лагом (часовим зсувом), наведених у дужках

$RH_{\text{сер}} / \Phi$	$RH_{\text{сер}}$	Φ (БД 2 ЕДС)	Φ (БД 1 СКЯБ)	Φ (БД 4 СКЯБ)	Φ (БД 9 СКЯБ)	Φ (БД 10 СКЯБ)
$RH_{\text{сер}}$	1	-0,34 (-0,41/-0,42)	-0,28 (-0,59/-0,67)	-0,54 (-0,56/-0,63)	-0,50 (-0,73/-0,88)	-0,56 (-0,75/-0,82)
Φ (БД 2 ЕДС)	-0,34	1	0,34	-0,06	0,51	0,23
Φ (БД 1 СКЯБ)	-0,28	0,34	1	-0,03	0,67	0,53
Φ (БД 4 СКЯБ)	-0,54	-0,06	-0,03	1	-0,01	0,50
Φ (БД 9 СКЯБ)	-0,50	0,51	0,67	-0,01	1	0,40
Φ (БД 10 СКЯБ)	-0,56	0,23	0,53	0,50	0,40	1

ядерно небезпечних скупчень ПВМ у приміщенні 305/2. Це пов'язано з тим, що потік нейтронів, що реєструється БД, є інтегральним показником, на величину якого впливають багато факторів, таких як: фізичний стан ПВМ, потужність джерела нейтронів, відстань від їхньої поверхні до БД, наявність фонові складової потоку від інших скупчень ПВМ, внесок якої може змінюватись з часом. У результаті в різних точках контролю динаміка Φ має свої індивідуальні тренди та параметри сезонних коливань [3]. Таким чином, отримані в роботі дані у цілому підтверджують раніше зроблені висновки щодо особливостей формування динаміки Φ у точках контролю СКЯБ, а також доповнюють загальну картину полів кореляції сучасними даними та оцінками ступеня взаємозв'язку між часовими рядами RH та Φ у різних приміщеннях об'єкта «Укриття».

Результати порівняльного аналізу часових рядів, наведені на рис. 2–7, показали, що сезонні коливання

$RH_{\text{сер}}$ не збігаються з динамікою Φ та мають протилежну тенденцію за характером змін (r від -0,28 до -0,54, див. табл. 4). Відомо, що збільшення вологості середовища, що розмножує нейтрони, призводить до зменшення потоку нейтронів витоків і навпаки [5, 6]. Дані, наведені на рис. 2–7, не тільки підтверджують цей факт, але й свідчать про наявність явно вираженого календарного зсуву між часовими рядами RH та Φ : зменшення Φ запізнюється на зміну RH у часі. Результати кількісного аналізу цього явища між часовими рядами $RH_{\text{сер}}$ та Φ представлено на рис. 8 у вигляді крос-кореляційної функції від часового лагу.

На підставі даних, отриманих після послідовного зміщення часових рядів з дискретністю один місяць для Φ відносно RH з лагом від одного до 18, для кожної пари даних « $RH_{\text{сер}}$ — Φ » на графіку цієї функції було визначено три точки з найбільшими абсолютними значеннями КК. Перша точка відповідає першому максимуму КК між часовими рядами RH та Φ , що

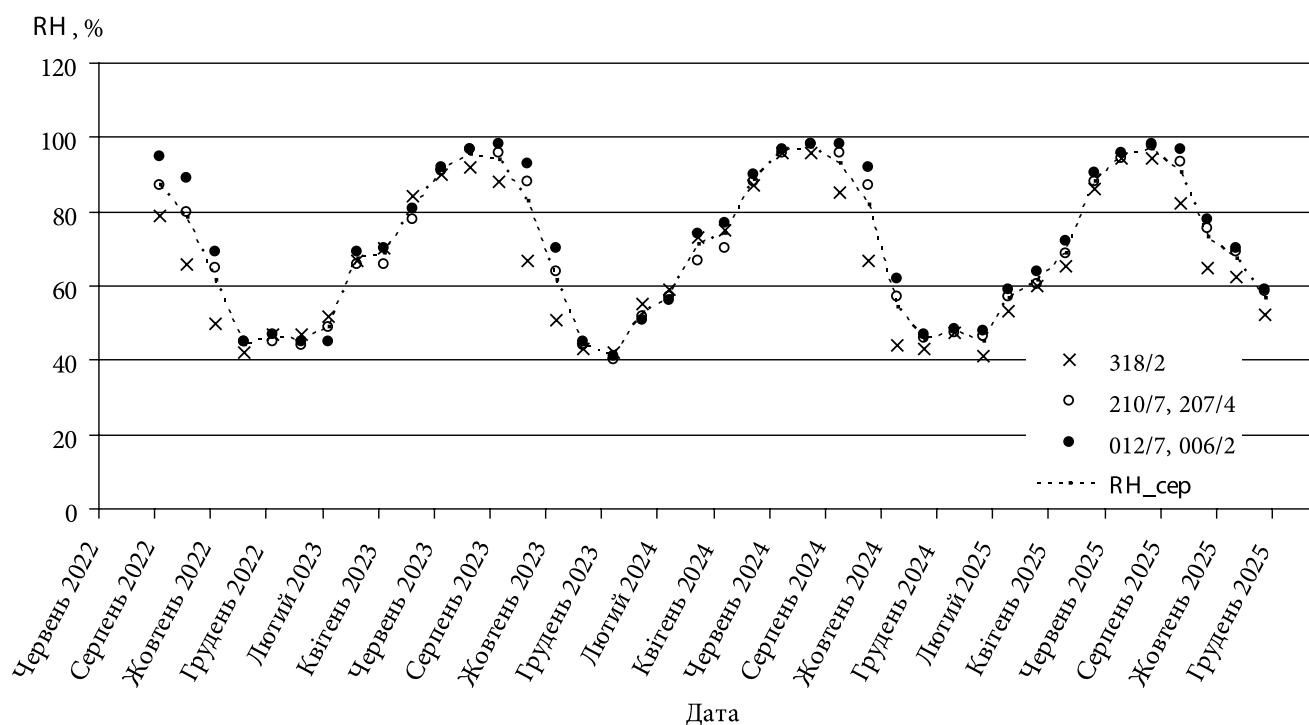


Рис. 2. Динаміка середньомісячного значення відносної вологості повітря у різних приміщеннях об'єкта «Укриття» та її усередненого значення (RH_сер)

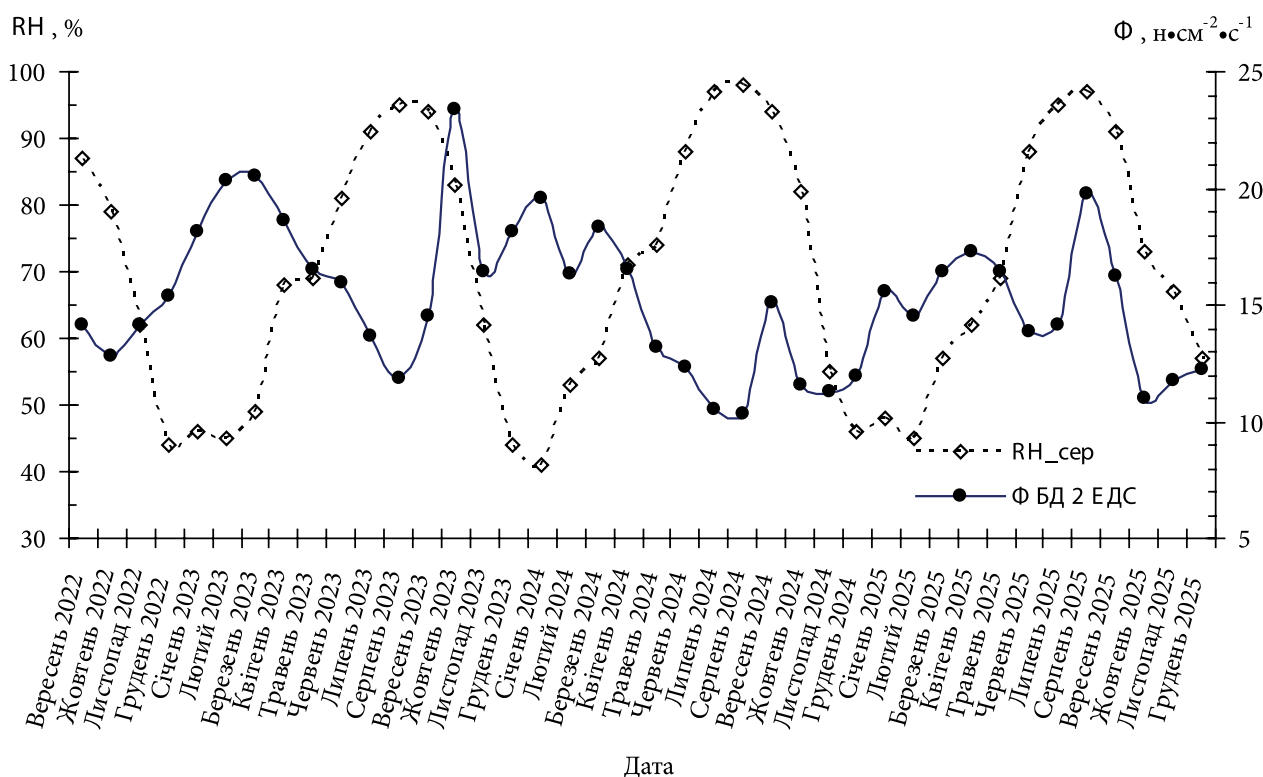


Рис. 3. Динаміка середньомісячних значень усередненої відносної вологості (RH_сер) повітря у приміщеннях об'єкта «Укриття» та Φ у місці розташування БД 2 ЕДС (позначка +12,00)

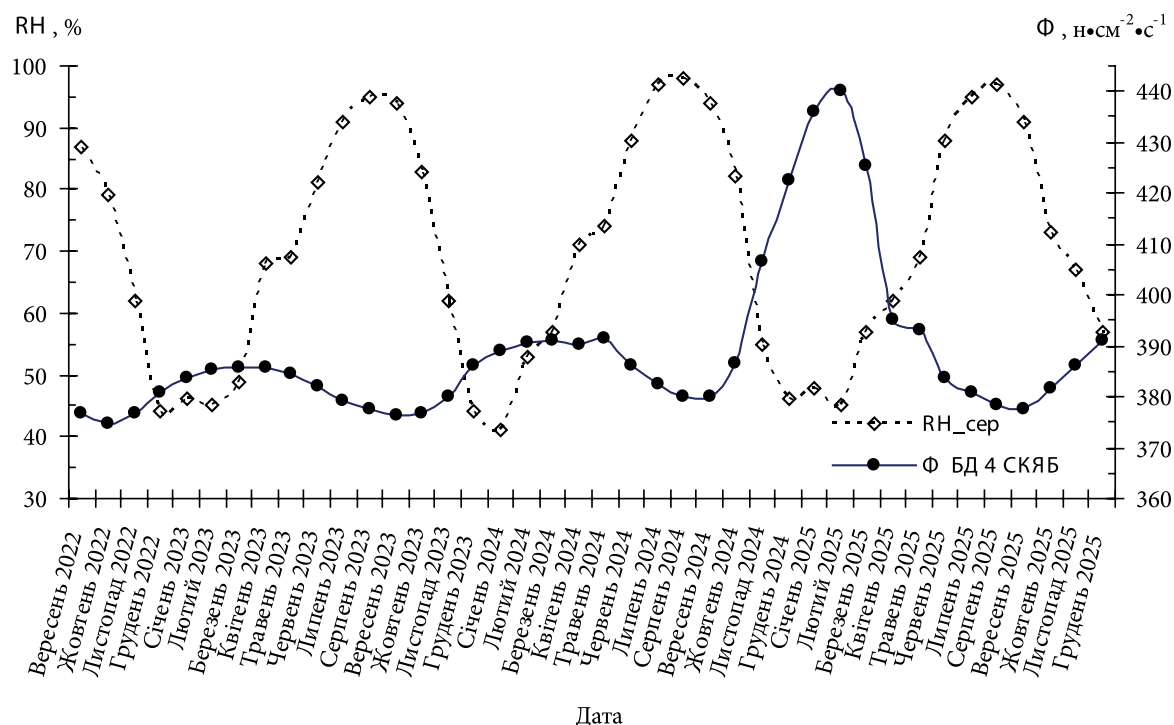


Рис. 4. Динаміка середньомісячних значень усередненої відносної вологості ($RH_{сер}$) повітря у приміщеннях об'єкта «Укриття» та Φ у місці розташування БД 4 СКЯБ (позначка +9,85)

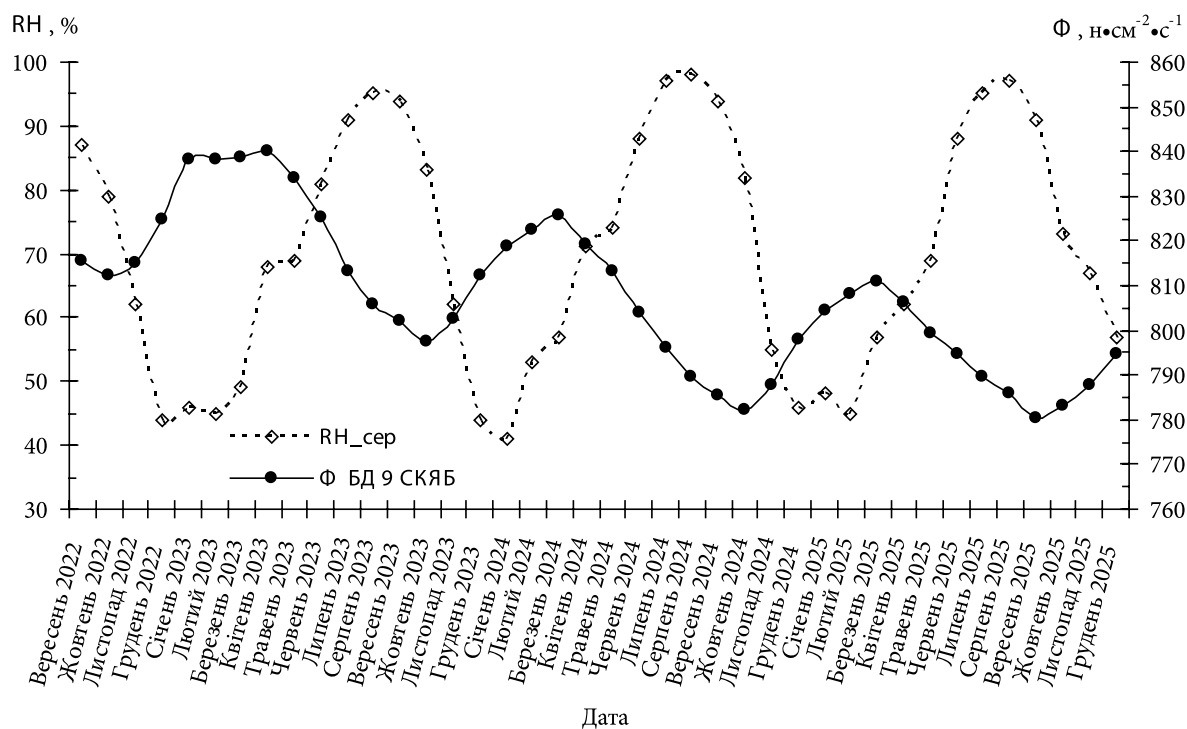


Рис. 5. Динаміка середньомісячних значень усередненої відносної вологості ($RH_{сер}$) повітря у приміщеннях об'єкта «Укриття» та Φ у місці розташування БД 1 СКЯБ (позначка +12,00)

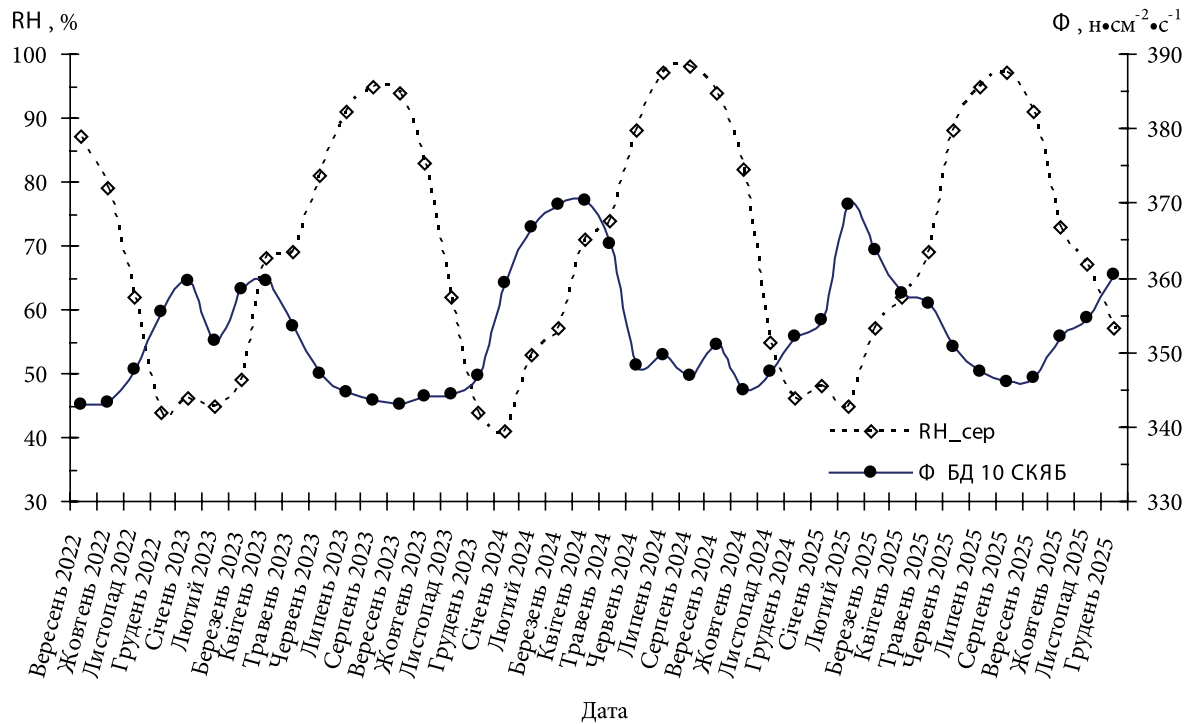


Рис. 6. Динаміка середньомісячних значень усередненої відносної вологості ($RH_{\text{сер}}$) повітря у приміщеннях об'єкта «Укриття» та Φ у місці розташування БД 9 СКЯБ (позначка +19,00)

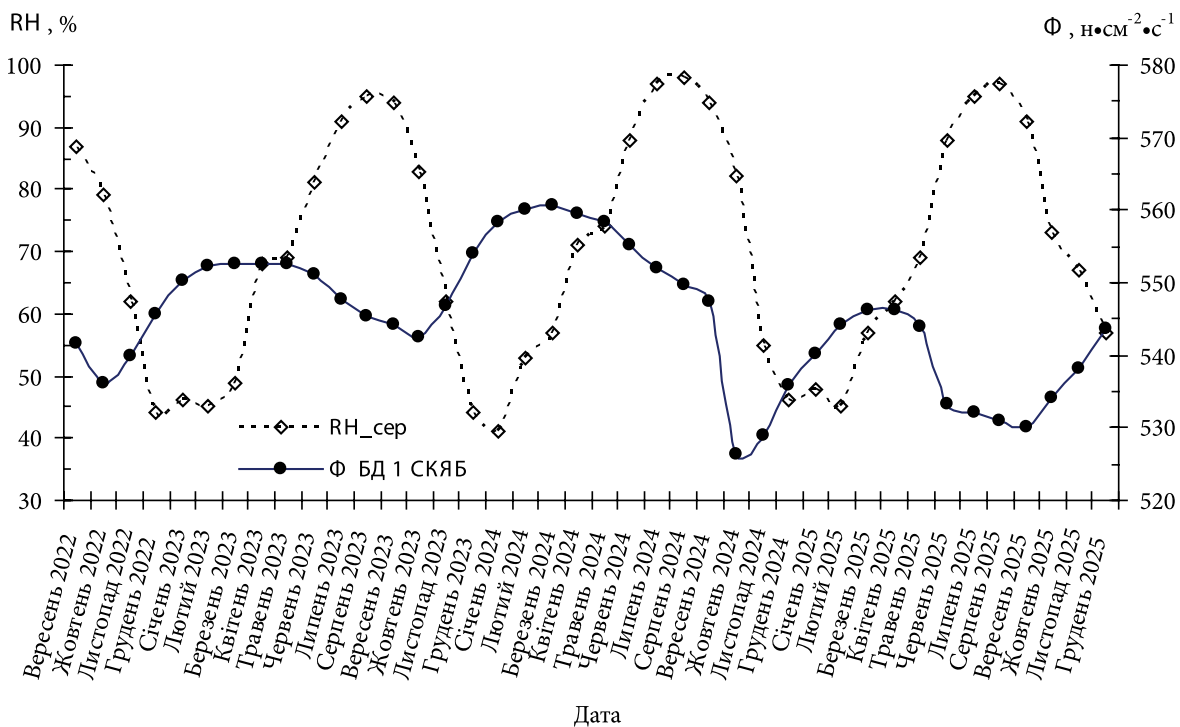


Рис. 7. Динаміка середньомісячних значень усередненої відносної вологості ($RH_{\text{сер}}$) повітря у приміщеннях об'єкта «Укриття» та Φ у місці розташування БД 10 СКЯБ (позначка +6,24)

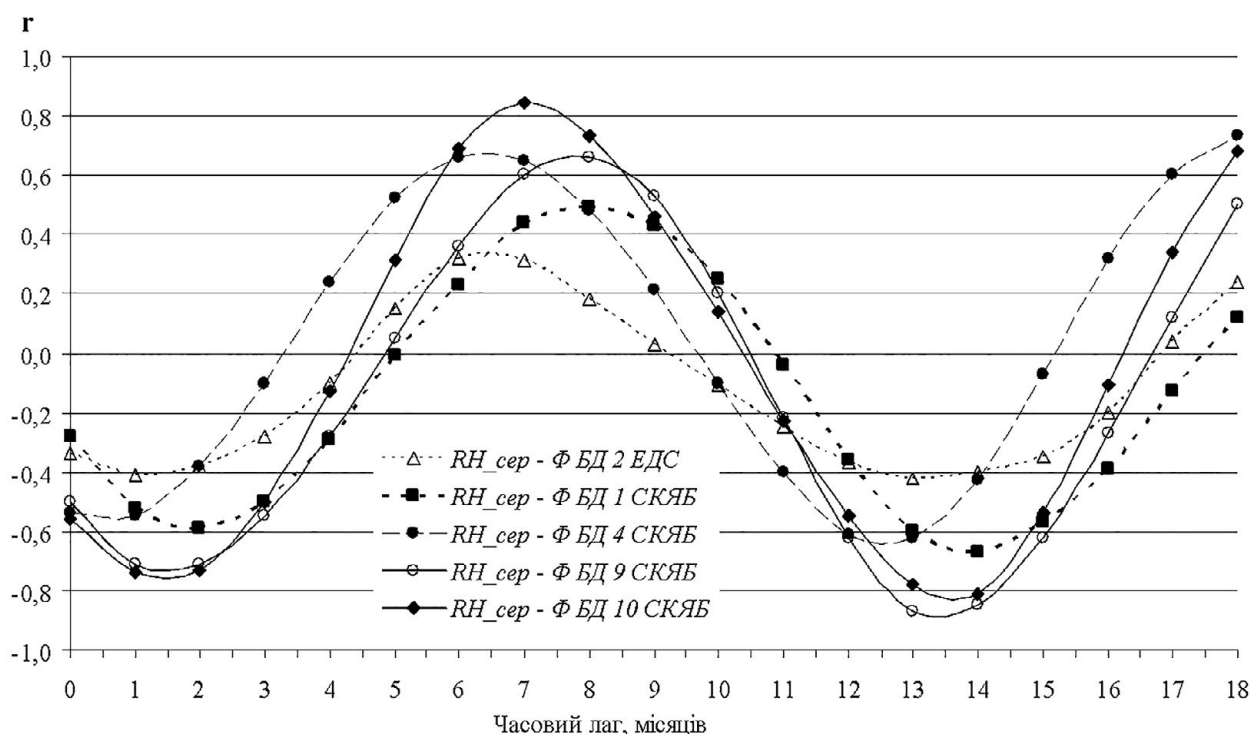


Рис. 8. Крос-кореляційна функція між середньомісячними значеннями вологості повітря у нижніх приміщеннях об'єкта «Укриття» ($RH_{сер}$) та щільністю потоку нейтронів (Φ) від часового лагу

мають протилежний характер змін ($r < 0$). Друга точка — це максимальний КК між часовими рядами RH та Φ в умовах досягнення теоретично можливої синхронної динаміки RH та Φ ($r > 0$) після зміщення часових рядів Φ на 6–8 лагів. Третя точка відповідає другому максимуму КК між часовими рядами RH та Φ , що знову мають протилежний характер змін ($r < 0$) після зміщення на 12–14 лагів. Положення другої точки на крос-кореляційній функції в розрахунок не брали, оскільки в умовах об'єкта «Укриття» таке явище досі не спостерігалось. Третю точку використовували для перевірки (верифікації) величини календарного зсуву між часовими рядами RH та Φ , оціненого за першою точкою, для впевненості, що впродовж наступних 12 місяців моніторингу цей календарний зсув циклічно відтворюється. У табл. 4 результати розрахунку КК між RH та Φ за умови зсуву часових рядів наведено в дужках, де перше значення відповідає на рис. 8 першій точці, а друге — третій.

За результатами оцінки запізнювання (лагу) взаємозв'язку між RH та Φ можна зробити такі висновки. Зменшення із часом вологості повітря у приміщеннях об'єкта «Укриття» справді супроводжується поступовим збільшенням Φ і навпаки. Затримка у часі становить від трьох тижнів (БД 4 СКЯБ) до двох календарних місяців (БД 1 СКЯБ). Для БД 9 та БД 10 СКЯБ

часовий лаг було оцінено як 1,5 місяця. До того ж, отримані дані свідчать про наявність часового лагу і між часовими рядами Φ . Можна припустити, що неврахування цього явища може також призводити до заниженої оцінки коефіцієнта взаємної кореляції між Φ у різних точках контролю.

Згідно з даними табл. 4, значення КК, що відповідають другому максимуму від'ємної кореляції, є дещо вищими (за абсолютним значенням) порівняно з першим. Це може бути наслідком зменшення чисельності вибірки даних, що аналізується. Таким чином, можна стверджувати, що при врахуванні наявності календарного зсуву між часовими рядами ступінь зв'язку між RH та Φ у різних точках контролю може бути істотно вищим — від помірного до сильного. Отримані в роботі дані можна розглядати як підтвердження раніше зробленого припущення про наявність впливу зміни вологості повітря у приміщеннях об'єкта «Укриття» на появу сезонних коливань у динаміці щільності потоку нейтронів у точках контролю стану ПВМ в об'єкті «Укриття».

Висновки

Відносна вологість повітря у приміщеннях об'єкта «Укриття» на нижніх позначках будівлі 4-го

енергоблоку Чорнобильської АЕС (0,00–9,00) має тісний взаємний кореляційний зв'язок. Рівність вибірових статистичних оцінок параметрів розподілу результатів вимірювань вологості повітря дає змогу використовувати його середнє значення для дослідження взаємозв'язку з часовими рядами щільності потоку нейтронів, зареєстрованими в точках контролю стану ПБМ за допомогою блоків детектування ЕДС та СКЯБ.

Отримані результати підтверджують раніше отримані дані про те, що коефіцієнт взаємної кореляції між значеннями Φ у різних точках контролю навколо ПБМ може змінюватися від дуже слабкого до середнього. Потік нейтронів, що реєструється БД ЕДС та СКЯБ, є інтегральним показником, на величину якого впливають багато факторів: фізичний стан середовища, що розмножує нейтрони, відстань від їхньої поверхні до БД, наявність фонові складової потоку від інших скупчень ПБМ та ін. Усе це впливає на індивідуальні особливості динаміки Φ в місцях розташування БД нейтронів та параметри сезонних коливань. Однак існує група точок контролю стану ПБМ у приміщенні 305/2 об'єкта «Укриття», для яких характерним є наявність синхронних змін та сталих трендів у динаміці Φ .

Метод визначення часового лагу, застосований у роботі, дав змогу провести оцінку величини календарного зсуву між динамікою RH та Φ у різних точках контролю. Наочно показано, що між зміною вологості повітря в приміщеннях об'єкта «Укриття» та появою сезонних коливань у динаміці щільності потоку нейтронів існує причинно-наслідковий зв'язок.

У подальших дослідженнях із застосуванням методу визначення часового лагу необхідно сконцентрувати увагу на точках контролю щільності потоку нейтронів, розміщених у приміщенні 305/2 навколо зони локалізації ПБМ, які визнані потенційно ядерно небезпечними і для яких зміна вологості середовища, що розмножує нейтрони, є фактором зміни їхніх ядерно-фізичних параметрів.

Список використаної літератури

1. Об'єкт «Укриття» в умовах нового безпечного конфайнмента / В. О. Краснов, А. В. Носовський, С. А. Паскевич, В. М. Рудько. – Чорнобиль : ІПБ АЕС НАН України, 2021. – 344 с.
2. Saveliev M. V. The nuclear safety monitoring system for fuel-containing materials located in destroyed Unit No. 4 of the Chornobyl NPP and proposals for its modernization /

- M. V. Saveliev, R. L. Godun, M. A. Pantin [et al.] // Nuclear Physics and Atomic Energy. – 2022. – Vol. 23. – P. 172–181.
3. Mykhailov O. V. Features of Neutron Flux Density and Gamma-Radiation Exposure Dose Rate Dynamics in ChNPP Shelter Object after the New Safe Confinement Commissioning / O. V. Mykhailov, M. V. Saveliev, K. O. Sushchenko [et al.] // Nuclear Power and the Environment. – 2023. – Vol. 2 (27). – P. 44–55.
4. Програма моніторингу паливовмісних матеріалів (ПБМ) ОУ (ядерна та радіаційна безпека ОУ). Розділ 6 / ДСП «Чорнобильська АЕС», інв. № 04, Чорнобиль, 2018. – 72 с.
5. Высотский Е. Д. Динамика нейтронной активности и подкритичность ядерно-опасного скопления в условиях комплекса НБК-ОУ / Е. Д. Высотский, Р. Л. Годун, А. А. Дорошенко // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. – 2018. – Вып. 30. – С. 78–86.
6. Высотский Е. Д. Экспертная оценка текущего уровня подкритичности скоплений топливосодержащих материалов в объекте «Укрытие» после установки нового безопасного конфайнмента / Е. Д. Высотский, К. А. Сущенко, Р. Л. Годун // Ядерная энергетика та довкілля. – 2020. – № 1 (16). – С. 49–56.
7. DLT-11-Pt. Логер температури та відносної вологості в комплекті з ТСП-1-6. – Режим доступу: <https://ao-tera.com/img/common/content/files/PDF/HLT-01 %2C10/HLT-10-HLT-11-manual-ua-2.pdf>.
8. RC-4HC Quick Start Guide. Elitech Technology. Inc. – Available at: <https://www.elitechlog.com/wp-content/manuals/RC-4-RC-4HA-RC-4HC-instructions.pdf>.
9. Температура бетону навколо границь зони локалізації ядерно-небезпечних скупчень паливовмісних матеріалів в об'єкті «Укриття» ЧАЕС / О. В. Михайлов, А. О. Дорошенко, М. І. Павлюченко, С. А. Атарян // Ядерная энергетика та довкілля. – 2023. – № 2 (27). – С. 20–29.
10. Surakhi O. Time-lag selection for time-series forecasting using neural network and heuristic algorithm / O. Surakhi, M. A. Zaidan, P. L. Fung [et al.] // Electronics. – 2021. – Available at: <https://doi.org/10.3390/electronics10202518>.

O. V. Mykhailov, M. I. Pavliuchenko, A. O. Doroshenko

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

**Results of the Search for Correlations between
Relative Air Humidity and Neutron Flux Density
in the Premises of the New Safe Confinement Complex
and the Shelter Object**

The paper presents the results of systematization and analysis of measurements of relative humidity (RH) and neutron flux density (NFD) in the premises of New Safe Confinement (NSC) and Shelter Object (SO) complex in the period from September 2022 to December 2025. After the NSC arch was installed in its design position (November 2016), in accordance with the Fuel-Containing Materials (FCM) Monitoring Program (2018), studies of dynamics of temperature, RH, speed and direction of airflows in the SO premises are being carried out. The main goal of such studies is to obtain information about microclimate changes in the NSC space and to assess its impact on nuclear and radiation state of the FCM, to develop and to implement corrective measures for ventilation systems operation.

This work is aimed to search and mathematically substantiate the presence or absence of relation between RH and NFD in the SO premises, where FCM clusters are located, according to the monitoring data of 2022–2025.

The RH measurements in the SO premises were carried out using autonomous weather stations of PCE FWS type and loggers of RC-4HC type. The NFD values in RH in the SO premises were obtained using the measurement of channels of Nuclear Safety Monitoring System and Expert Research System.

It was established that the average monthly RH values in the SO premises, which are located within the building elevations of 0.00–9.00, in axes 44–48, rows K–L, have synchronous seasonal fluctuations and very significant Pearson linear correlation coefficient ($r > 0.9$). It is shown that RH decrease is accompanied by increase in NFD in the controlled premises and vice versa. According to the results of cross-correlation analysis, it was found that in that place may occur a moderate to high degree of correlation between the time series of average monthly values of RH and NFD, provided that their calendar is shifted by a time lag of three weeks to two calendar months.

Keywords: Shelter Object, fuel-containing materials, relative air humidity, neutron flux density, correlation coefficient, time lag.

References

1. Krasnov V. O., Nosovskyi A. V., Paskevych S. A., Rudko V. M.; A. V. Nosovskyi (ed.) (2021). *Obiekt "Ukryttia" v umovakh novoho bezpechnoho konfainmenta* [The Shelter Object in Conditions of the New Safe Confinement]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 344 p. (in Ukr.)
2. Saveliev M. V., Godun R. L., Pantin M. A., Skiter I. S., Sushchenko K. O. (2022). The nuclear safety monitoring system for fuel-containing materials located in destroyed Unit No. 4 of the Chornobyl NPP and proposals for its modernization. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, vol. 23, pp. 172–181.
3. Mykhailov O. V., Saveliev M. V., Sushchenko K. O., Dmytryshyn V. V. (2023). Features of Neutron Flux Density and Gamma-Radiation Exposure Dose Rate Dynamics in ChNPP Shelter Object after the New Safe Confinement Commissioning. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (27), pp. 44–55. (in Ukr.)
4. *Monitoring Program for Fuel-Containing Materials (FCM) of the Shelter Object (Nuclear and Radiation Safety of the SO)*. Section 6. State Enterprise "Chornobyl NPP", Inv. no. 04, Chornobyl, 2018, 72 p. (in Ukr.)
5. Vysotskyi E. D., Godun R. L., Doroshenko A. O. (2018). The dynamics of neutron activity and subcriticality of a nuclear-dangerous cluster in the conditions of NSC-SO complex. *Problems of Nuclear Power Plants' Safety and of Chornobyl*, vol. 30, pp. 78–86. (in Rus.)
6. Vysotskyi E. D., Sushchenko K. O., Godun R. L. (2020). Expert assessment of the current criticality level of clusters of fuel-containing materials after the New Safe Confinement installing. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 1 (16), pp. 49–56. (in Rus.)
7. DLT-10 / DLT-11 Manual. Temperature and Humidity Loggers (Portable Recorders). Kharkiv: AO TERA LLC, 14 p. Available at: <https://ao-tera.com/img/common/content/files/PDF/HLT-01 %2C10/HLT-10-HLT-11-manual-ua-2.pdf>.
8. Elitech Technology, Inc. Quick Start Guide RC-4 / RC-4HA / RC-4HC. Temperature and Humidity Data Loggers Elitech Technology, Inc., 8 p. Available at: <https://www.elitechlog.com/wp-content/manuals/RC-4-RC-4HA-RC-4HC-instructions.pdf>
9. Mykhailov O. V., Doroshenko A. O., Pavliuchenko M. I., Attarian S. A. (2023). Temperature of Concrete Around Localization Area Boundaries of Nuclear Hazardous Clusters of Fuel-Containing Materials Inside the Shelter Object of the Chornobyl NPP. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 2 (27), pp. 20–29. (in Ukr.)
10. Surakhi O., Zaidan M. A., Fung P. L., Hossein Motlagh N., Serhan S., AlKhanafseh M., Ghoniem R. M., Hussein T. (2021). Time-lag selection for time-series forecasting using neural network and heuristic algorithm. *Electronics*, vol. 10, art. 2518. Available at: <https://doi.org/10.3390/electronics10202518>.

Надійшла / Received 16.02.2025

Рекомендована до друку / Accepted 19.02.2026

П. О. Корчагін

канд. техн. наук

*АТ «Київський науково-дослідний та проєктно-конструкторський інститут “Енергопроект”»,
просп. Берестейський, 4, м. Київ, 01135, Україна***В. І. Холоша**

канд. екон. наук

ГО «Українське ядерне товариство», просп. Степана Бандери, 6, офіс 1211, м. Київ, 04073, Україна

Деякі аспекти діяльності ядерної індустрії СРСР (РФ): висновки для України

Ключові слова:

ядерна зброя,
замкнутий ядерно-паливний
цикл,
переробка відпрацьованого
ядерного палива,
ядерні випробування

На сьогодні проблема нерозповсюдження ядерної зброї набула особливої актуальності у зв'язку з прагненням окремих держав створити власні ядерні арсенали. За таких умов Україна має підтримувати міжнародний режим нерозповсюдження ядерної зброї та відповідних технологій. Цей режим ґрунтується на виконанні положень Договору про нерозповсюдження ядерної зброї. Відмова від створення замкнутого ядерного паливного циклу дає змогу Україні розвивати ядерну енергетику в рамках відкритого паливного циклу з прямим захороненням відпрацьованого ядерного палива (ВЯП). Низка країн підтримує концепцію прямого захоронення ВЯП, оскільки такий підхід обмежує можливості вилучення подільних матеріалів для військових цілей. Водночас окремі держави розвивають технології переробки відпрацьованого ядерного палива, що створює передумови для отримання матеріалів, придатних для виготовлення ядерної зброї. У цьому дослідженні для розвитку ядерної енергетики України пропонується орієнтуватися на відкритий ядерний паливний цикл без переробки відпрацьованого ядерного палива. Такий підхід дає змогу мінімізувати шкідливий вплив ядерної енергетики на довкілля. Проведений аналіз наслідків діяльності підприємств ядерної індустрії СРСР, зокрема аварій, катастроф та наслідків випробувань ядерної зброї, висвітлює суттєвий негативний вплив на довкілля. З урахуванням цього подальший розвиток ядерної енергетики України має здійснюватися без порушення міжнародного режиму нерозповсюдження ядерної зброї.

Вступ

Останнім часом в Україні лунають заклики до створення власної ядерної зброї. Зокрема проблему розвитку ядерної індустрії СРСР, РФ та надалі України розглядають багато міжнародних експертів, ця проблема широко висвітлюється в науковій літературі [2–8]. Та чи є повне усвідомлення того, якими будуть наслідки ухвалення такого рішення?

Метою цієї статті є розгляд можливих шляхів розвитку мирного використання ядерної енергії в Україні з урахуванням досвіду функціонування ядерної індустрії СРСР (РФ).

Аналіз загальновідомих фактів і подій, пов'язаних із розвитком ядерної індустрії колишнього СРСР, свідчить про значні матеріальні витрати та людські жертви, які було покладено на вівтар гонки ядерних озброєнь.

© П. О. Корчагін, В. І. Холоша, 2026. Ліцензія CC BY 4.0

Атомна енергетика є наслідком розвитку військової науки та техніки. Виробництво ядерної зброї було основною метою ядерної індустрії. В СРСР було виготовлено понад 45 тис. ядерних зарядів. Для їх виготовлення, найчастіше, використовують подільні речовини: уран ^{235}U та плутоній ^{239}Pu .

Огляд основних технологічних процесів ядерно-паливного циклу

Наведемо в спрощеному вигляді базову інформацію щодо основних процесів ядерної індустрії.

До подільних матеріалів належать ізотопи урану ^{233}U , ^{235}U , а також ізотопи плутонію ^{239}Pu , ^{241}Pu , які здатні зазнавати поділу під дією нейтронів широкого діапазону енергій.

Єдиним природним ізотопом, що зазнає поділу під дією нейтронів будь-яких енергій, є ^{235}U . Його отримують з природного урану, який, у свою чергу, складається з трьох ізотопів: ^{238}U — 99,28 %, ^{235}U — 0,72 % та ^{234}U — 0,006 %.

Усі ці ізотопи урану радіоактивні — нестабільні ядра спонтанно зазнають радіоактивного розпаду.

Поділ ядер може призводити до виникнення самопідтримуваної ланцюгової реакції (СЛР), у якій нейтрони, що утворюються під час одного акту поділу, спричиняють поділ інших ядер, унаслідок чого виникають нові нейтрони, здатні підтримувати подальший розвиток реакції.

До основних стадій замкнутого ядерно-паливного циклу належать:

- видобування та переробка уранової руди з отриманням уранового концентрату;
- афінаж (очищення) уранових концентратів;
- конверсія урану (отримання гексафториду урану);
- ізотопне збагачення;
- виготовлення ядерного палива;
- переробка опроміненого ядерного палива з вилученням урану та плутонію для виготовлення боезарядів;
- кондиціонування та захоронення радіоактивних відходів (РАВ).

Видобування уранової руди здійснюється шахтним або відкритим способом. Також застосовується метод підземного вилуговування урану. Переробку уранової руди здійснюють на гідрометалургійних заводах.

Концентрати уранової руди перед використанням як ядерне паливо мають пройти афінаж — глибоке очищення від домішок, особливо від елементів,

які мають великий переріз захоплення нейтронів, таких як бор, кадмій, гафній та ін. У результаті афінажу отримують основні матеріали ядерного палива — хімічно чисті оксиди урану.

В процесі конверсії оксиди урану переводять у гексафторид урану UF_6 . Необхідність конверсії пов'язана з тим, що для різних типів реакторів використовують паливо з різним ступенем збагачення. Для легководних реакторів на теплових нейтронах вміст ^{235}U становить 2–4 %. В реакторах на швидких нейтронах, а також дослідницьких та транспортних реакторах використовується паливо зі збагаченням від 10 до 90 % по ^{235}U .

Для ізотопного збагачення використовують газодифузійний та відцентровий методи. Для досягнення необхідного рівня збагачення урану процес газової дифузії крізь пористий фільтр багаторазово повторюють. Під час виробництва низькозбагаченого урану для АЕС газодифузійний завод має 1000–1500 ступенів. Для отримання високозбагаченого урану каскад може складатися з декількох тисяч ступенів. На Уральському електрохімічному комбінаті максимальна кількість центрифуг, що працювали паралельно в одному ступені, становила 15 000.

Свіже ядерне паливо складається з суміші невеликої кількості ізотопу ^{235}U та досить великої кількості ізотопу ^{238}U . Поглинання нейтронів в ^{238}U шляхом низки перетворень призводить до утворення нового ядра — Pu^{239} . Таким чином, у ядерних енергетичних реакторах на теплових нейтронах до 30 % енергії виробляється за рахунок поділу ядер плутонію.

Ядерне паливо виробляли на Машинобудівному заводі (м. Електросталь), Новосибірському заводі хімконцентратів та Ульяновському металургійному заводі в м. Усть-Каменогорську (Казахстан).

Переробку опроміненого ядерного палива здійснюють з метою вилучення подільних радіонуклідів, в першу чергу ^{233}U , ^{235}U та ^{239}Pu , очищення урану від нейтронопоглинальних домішок, виділення трансуранових елементів та отримання ізотопів для промислових, наукових та медичних цілей. Радіохімічна переробка опроміненого палива — основна стадія замкнутого паливного циклу для отримання збройного плутонію. Ядерних зарядів на ^{235}U практично не виробляють.

Для напрацювання плутонію було побудовано 18 військово-промислових реакторів. Для цього використовують реактори на теплових нейтронах з низькими температурами — до 200 °С. Паливо в цих реакторах містить природний чи низькозбагачений

металевий уран в оболонках з алюмінію. Такі композиції відносно легко розчиняються.

Твели енергетичних реакторів виготовляють із термостійких UO_2 або PuO_2 . Оболонки твелів виготовляють з термостійких, корозійностійких матеріалів із високою теплопровідністю. Як правило, використовують цирконієві сплави, температура в активній зоні реактора для яких може досягати 540°C , або неіржавіючу сталь — до 800°C .

Глибина вигорання палива реакторів для отримання плутонію становить $0,3\text{--}0,5 \text{ МВт} \cdot \text{доб/т U}$, в енергетичних реакторах на теплових нейтронах — $15\text{--}40 \text{ МВт} \cdot \text{доб/т U}$, а в активній зоні реакторів на швидких нейтронах — до $100 \text{ МВт} \cdot \text{доб/т U}$. Через це на переробку потрапляють матеріали зі значно більшою радіоактивністю.

Збільшення вигорання призводить до значного зменшення обсягу відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) на одиницю виробленої електроенергії. Відповідно, зменшується об'єм сховища для захоплення, а паливні збірки будуть генерувати більше тепла від розпаду. Ще одна перевага збільшення глибини вигорання полягає в тому, що ізотопний склад для вилучення плутонію робить його менш придатним для використання в ядерних вибухових пристроях.

При збільшенні вигорання частка ^{239}Pu знижується, а частка ^{238}Pu зростає. Вміст Pu^{238} понад 6 % робить плутоній непридатним для виготовлення зброї.

Ядерна зброя — зброя масового ураження вибухової дії, яка заснована на використанні внутрішньої енергії ядер, що виділяється під час ланцюгових реакцій поділу важких ядер деяких ізотопів урану та плутонію. Або при термоядерних реакціях синтезу легких ядер — ізотопів водню — дейтерію та тритію у більш важкі, наприклад ядра ізотопу гелію.

Підприємства для виробництва ядерної зброї завжди розміщувалися в містах з особливим режимом доступу — так званих закритих містах, наприклад [1]:

Арзамас-16 (м. Кремльовськ, Нижньогородська обл.) — розробка та виготовлення ядерних зарядів;

Златоуст-36 (Челябінська обл.) — серійне виготовлення ядерних боеголовок та балістичних ракет;

Красноярськ-26 (м. Залізнодорожськ) — підземний комплекс для виробництва збройного плутонію;

Красноярськ-45 — серійне виробництво ракет для підводних човнів та космічних апаратів для розвідувальних цілей;

Єкатеринбург-44 — серійне виготовлення ядерних боеприпасів;

Томськ-7 (м. Северськ) — збагачення урану та виробництво збройного плутонію;

Челябінськ-65 (м. Озерськ) — переробка ВЯП, виробництво збройного плутонію;

Челябінськ-70 (м. Снежинськ) — Всеросійський науково-дослідний інститут технічної фізики, розробка та конструювання ядерних зарядів.

Розробка ядерної зброї, створення і розвиток ядерної індустрії здійснювалися Міністерством середнього машинобудування, згодом — Мінатомом. Було створено сотні підприємств та науково-дослідних організацій.

До основних кластерів галузі ядерної індустрії СРСР (РФ) належать:

полігони для випробувань ядерної зброї;

науково-дослідницькі та учбові атомні центри;

установи з дослідницькими реакторами;

підприємства уранової металургії;

підприємства з виготовлення ядерного палива, отримання високозбагаченого урану та збройного плутонію;

промислові реактори;

підприємства атомної енергетики;

підприємства з видобування та переробки уранової руди;

суднобудівні та судноремонтні заводи атомного флоту;

бази атомних підводних човнів Північного та Тихоокеанського флотів;

місця складування та зберігання балістичних ракет;

місця розташування знятих з експлуатації кораблів військово-морського флоту (ВМФ) та цивільних кораблів з ядерними енергетичними установками;

райони скидання в моря РАВ та судових ядерних реакторів.

Демонтаж ядерних боезарядів здійснюється на заводах, на яких вони раніше виготовлялися: Єкатеринбург-44, Пенза-19 та Златоуст-36.

Вплив на довкілля підприємств ядерного паливного циклу

Під час використання ядерної енергії утворюються РАВ. Єдиним методом знешкодження РАВ є їх тривала ізоляція від біосфери на період, необхідний для розпаду радіонуклідів до безпечних рівнів.

У результаті багаторічної діяльності ядерної індустрії радіоактивно забруднено величезні території. РАВ скидали і продовжують скидати у поверхневі во-

дойми, в тому числі до басейнів Азовського та Чорного морів, арктичних морів, Каспійського моря та морів Тихого океану. Зафіксовані випадки скидання в моря ядерних реакторів, активних зон реакторних установок атомних підводних човнів (АПЧ) та суден з ядерними енергетичними установками. Зареєстровано випадки виникнення несанкціонованих СЛР.

З огляду на обмежений обсяг статті наведемо лише окремі приклади впливу на довкілля підприємств ядерного паливного циклу [1].

Сибірський хімічний комбінат (СХК, м. Сєверськ, Томськ-7). Комбінат є найбільшим у світі підприємством з виробництва збройного плутонію. На СХК функціонують заводи: реакторний, субліматний, радіохімічний, хіміко-металургійний та завод з розділення ізотопів. На цьому підприємстві, яке розташоване за 15 км від м. Томська, траплялися аварії; наведемо відомості лише про деякі з них:

18.04.1961 р. — вибух обладнання з викидом радіоактивності у довкілля;

30.01.1963 р. — СЛР протягом 10 год, переопромінення персоналу;

13.12.1963 р. — СЛР протягом 18 год;

у 1963 р. при захороненні високоактивних рідких РАВ внаслідок інтенсивного тепловиділення (СЛР) відбувся викид рідини із забрудненням території;

з середини 70-х років високоактивні рідкі РАВ, що закачувалися під землю, вийшли за межі майданчика підприємства;

06.04.1993 р. — вибухом зруйновано технологічне обладнання та декілька будівель з викидом аерозолів у довкілля. Забруднено близько 100 км² у північно-східному напрямку.

За період існування СХК відбулося 16 аварійних ситуацій та інцидентів, у 5 випадках виникали СЛР.

Загальна активність високоактивних рідких РАВ, закачаних під землю, перевищує мільярд кюрі. При цьому подільні матеріали інтенсивно сорбуються вміщуючими породами та накопичуються поблизу свердловин. Як відомо, вода є уповільнювачем нейтронів, і це створює загрозу накопичення критичної маси, необхідної для виникнення СЛР.

На території комбінату розміщено сховища рідких та твердих РАВ. У відкритих басейнах знаходиться $4,6 \times 10^{18}$ Бк, а в підземні пласти закачано $1,5 \times 10^{19}$ Бк рідких РАВ. За 12 км від підземного полігону знаходиться міський водозабір м. Томська. Після зупинки у 1992 р. двох прямоточних військово-промислових реакторів спостерігається зниження радіоактивного забруднення річкової води.

На СХК зберігається понад 23 тис. контейнерів із «подільними матеріалами», що надходять з військових частин у зв'язку зі «скороченням кількості ядерних боеголовки». Таке скорочення відбувається внаслідок розпаду ²⁴¹Pu (період напіврозпаду — 14,4 року) в плутонієвих зарядах, унаслідок чого накопичується «отруйний» ²⁴¹Am.

Красноярський гірничо-хімічний комбінат (КГХК, м. Залізнодорожськ, Красноярськ-26). Комплекс виробництва матеріалів для ядерної зброї знаходиться під землею на глибині 250–300 м. На ГХК функціонували реакторне виробництво (три реактори для напрацювання плутонію), радіохімічний завод з переробки ВЯП, ізотопно-хімічний завод та сховище ВЯП АЕС з реакторами ВВЕР-1000.

Підземне захоронення рідких РАВ здійснюється на полігоні «Северний», розташованому на правому березі р. Єнісей за 60 км від м. Красноярська. У спостережних свердловинах відзначалися випадки термоаномалій.

З метою конверсії військового комплексу для ГХК та зменшення забруднення Арктичного басейну планувалося закриття реакторного та радіохімічного виробництв і створення заводу з переробки ВЯП реакторів ВВЕР-1000 (РТ-2) потужністю 1500 т/рік.

Виробниче об'єднання (ВО) «Маяк» (м. Озерськ, Челябінськ-40, 65). ВО «Маяк» був першим в СРСР підприємством з виробництва урану та плутонію для військових цілей. На промисловому ядерному реакторі (завод А) здійснювалося опромінення природної суміші ²³⁸U і ²³⁵U, в результаті якого утворюється ²³⁹Pu. На радіохімічному заводі Б відбувався процес розділення радіонуклідів та виділення плутонію з опромінених уранових блоків. На хіміко-металургійному заводі В здійснювалося остаточне очищення ²³⁹Pu від продуктів поділу урану, отримання та обробка металевих плутонію. На заводі В також було виготовлено деталі з високочистого плутонію для першої радянської атомної бомби, яку було підірвано 29.08.1949 р. на Семипалатинському полігоні.

В різні роки до складу комбінату входили: уран-графітові реактори для напрацювання збройного плутонію — А, АІ, АВ, АВ-1, АВ-2, ОК-180 та важководний реактор «Руслан». Для отримання тритію використовувався уран-графітовий реактор АІ. Реактор АВ слугував також для напрацювання ізотопів та очищення гелію-3. Працювали також експериментальні реактори ОК-190 і ЛФ-2 «Людмила».

На ВО «Маяк» працює радіохімічний завод РТ-1, на якому переробляється ВЯП.

Аварії та інциденти

Перший період експлуатації реакторів супроводжувався низкою аварій, пов'язаних із руйнуванням опромінених уранових блоків.

Вже в першу добу роботи реактора А внаслідок перегрівання відбулося спікання уранових блоків з графітом із викидом радіонуклідів. Реактор було зупинено, і протягом 10 діб, до 30.06.1948 р., проводилося видалення залишків. 25.07.1948 р. знову відбулося спікання блоків, наслідки якого ліквідовували на працюючому реакторі, що призвело до забруднення приміщень, викиду радіонуклідів у довкілля та переопромінення персоналу.

Протягом року розпочалося руйнування труб та намокання графітової кладки. Реактор було зупинено для проведення капітального ремонту. В умовах гострого дефіциту урану було вирішено вилучити та зберегти опромінені блоки. Для робіт з вилучення високоактивних блоків з реактора було залучено увесь персонал об'єкта. З реактора було вилучено 39 тис. уранових блоків, після чого залиту водою графітову кладку висушили, встановили нові канали та завантажили уранові блоки. Ці операції супроводжувалися значним переопроміненням персоналу та радіоактивним забрудненням приміщень і довкілля.

Подібних випадків було багато й надалі. Так, під час «зависання» уранових блоків, що спеклися зі стінками труб, іноді відбувалися обривання труб, і високоактивні уранові блоки залишалися без охолодження в графітовій кладці. Їх видалення супроводжувалося опроміненням персоналу значними дозами та потраплянням радіонуклідів у довкілля. Аварійні ситуації виникали як на самому реакторі А, так і під час перевезення опромінених блоків на радіохімічний завод Б та хіміко-металургійний завод В. Через виникнення критичних мас плутонію на заводі В відбувалися СЛР.

На хіміко-металургійному заводі завершувався технологічний цикл виготовлення «основи» ядерного заряду. Активним матеріалом слугував плутоній. Один з типів заряду мав вигляд порожньої кулі, яка складалася з двох половинок із зовнішнім діаметром 80–90 мм. Маса активного матеріалу разом з ініціатором становила 763–1060 г. Між половинками знаходилася діафрагма із золота товщиною 0,1 мм.

Пізніше було побудовано другий радіохімічний завод, реконструйовано та розширено завод В. Запрацював завод радіоактивних ізотопів (1955 р.). На базі

першого радіохімічного заводу було введено в експлуатацію (1976 р.) завод з переробки ВЯП реакторів ВВЕР-440, БН-350, БН-600, дослідницьких реакторів, атомних підводних човнів та транспортних реакторних установок надводного флоту.

Радіаційне забруднення територій Південного Уралу:

1946–1956 рр. — рідкі РАВ, зокрема високоактивні, скидали у відкриту річкову систему (76 млн м³, активністю до 3 млн Кі), було опромінено 124 тис. осіб;

аварія 1957 р., відома як Киштимська (м. Киштим) — вибух ємності з високоактивними рідкими РАВ, у результаті чого в довкілля було викинуто 20 млн Кі, які поширилися територією Челябінської, Свердловської та Тюменської областей. При цьому відбулося радіоактивне забруднення місцевості, яке має назву Східно-Уральський радіоактивний слід. Забруднено 23 тис. км² території, опромінено 272 тис. осіб.

1967 р. — вітрове перенесення радіоактивного пилу з берегів оз. Карачай (відкрите сховище рідких РАВ). Загальна активність викиду становила 600 Кі на території 2700 км², зокрема на території 63 населених пунктів з населенням 41,5 тис. осіб.

На початковому етапі існування підприємства рідкі РАВ скидали в річкову систему Теча–Ісеть–Тобол. Згодом було створено каскад поверхневих водойм. У результаті було радіаційно забруднено не лише поверхневі, а й підземні води. У скидах рідких РАВ присутні як продукти поділу, так і ізомери плутонію.

Аварії та інциденти:

29.09.1957 р. — вибух сховища високоактивних рідких РАВ,

15.03.1953 р. — СЛР, переопромінення персоналу;

13.10.1954 р. — розрив технологічного обладнання з руйнуванням приміщень

21.04.1957 р. — СЛР, переопромінення персоналу;

02.10.1958 р. — СЛР, переопромінення персоналу;

28.07.1959 р. — розрив технологічного обладнання;

05.12.1960 р. — СЛР, переопромінення персоналу;

07.09.1962 р. — СЛР;

16.12.1965 р. — СЛР протягом 14 год;

10.12.1968 р. — СЛР, переопромінення персоналу.

Вибухи обладнання на ядерно- та радіоактивно небезпечних об'єктах зареєстровано: 26.02.1962 р., 11.02.1976 р., 02.10.1984 р., 16.11.1990 р., 17.07.1993 р.

Захоронення рідких РАВ у РФ здійснюється на полігонах Сибірського хімічного комбінату, Красноярського гірничо-хімічного комбінату та Науково-дослідного інституту атомних реакторів (м. Дмитров-

град). Водночас в Україні захоронення рідких РАВ законодавчо заборонено. Радіоактивні відходи можуть бути захоронені лише у твердому стані із забезпеченням їх вибухової, пожежної та ядерної безпеки [4].

Затоплення РАВ у морях. У 1965–1988 рр. було проведено затоплення суднових ядерних реакторів криголама «Ленін» та АПЧ, у тому числі з ядерним паливом, у Карському морі поблизу архіпелагу Нова Земля. Загальна активність цих РАВ оцінюється у $3,7 \times 10^{16}$ Бк. Як правило, координати, вид та активність таких затоплених об'єктів залишаються таємницею. І лише з часом відкриваються подробиці. Так, в результаті міжнародної експедиції у 1992 р. було виявлено місця затоплення двох відсіків АПЧ з реакторами та ядерним паливом у бухті Абросимова, АПЧ з паливом у затоці Степового, а також реакторної збірки з ядерним паливом криголама «Ленін». Також РАВ затоплювалися в баржах, ліхтерах і танкерах.

Крім того, в Японському морі у 1971 та 1979 рр. було затоплено 4 ядерні реактори АПЧ без ядерного палива загальною активністю 10^{14} Бк.

Усі ці дії було здійснено зі свідомим порушенням вимог Лондонської конвенції 1972 р. «Про запобігання забрудненню моря скидами відходів та інших матеріалів».

Унаслідок аварії на АПЧ у бухті Чажма (Далекий Схід, Японське море) у 1985 р. відбувся викид активності приблизно 5 млн Кі з переопроміненням персоналу та опроміненням населення.

18.01.1970 р. — завод «Красне Сормово» (м. Горький), будівництво АПЧ К-320 — СЛР протягом 13 с, переопромінення персоналу, опромінення населення, кількість постраждалих перевищила 1000 осіб.

04.07.1961 р. — аварія на реакторі АПЧ К-19 з балістичними ракетами, переопромінення персоналу, 9 загиблих. Утилізацію АПЧ проведено на заводі «Нерпа». Контейнер з атомним реактором було знайдено 02.09.2021 р. у затоці Абросимова.

Зрозуміло, що цей перелік не є вичерпним.

Ядерні випробування. Такі випробування були обов'язковим етапом у розробленні технології ядерних зарядів. Підтримання надійності наявних ядерних арсеналів також вимагало періодичного проведення випробувань.

На полігоні «Нова Земля» було проведено 132 ядерні та термоядерні вибухи, зокрема 87 атмосферні, 3 підводні та 42 підземні, загальною потужністю у тротиловому еквіваленті 273 млн т.

На Семіпалатинському полігоні (Казахстан) з 1949 по 1989 рр. було проведено 464 вибухи — у тому

числі в період 1949-1962 рр., до підписання у 1963 р. Договору про заборону випробувань ядерної зброї в атмосфері, космічному просторі й під водою, — 124 (30 наземних і 94 в атмосфері та космосі). Після цього було проведено ще близько 340 підземних ядерних вибухів.

Кількість проведених так званих «мирних» ядерних вибухів оцінюється у 124. На території України було проведено два таких «мирних» ядерних вибухи: у Харківській та Донецькій областях. Перший відбувся поблизу с. Хрестище на Харківщині 09.07.1972 р., за офіційною версією — з метою гасіння факелу на газовому родовищі, однак безрезультатно: факел горів ще цілий рік. Другий вибух відбувся 16.09.1979 р. на шахті «Юнком», яка розташована в декількох кілометрах від м. Єнакієво, також безрезультатно. З часом вдалося з'ясувати, що ядерні випробування на Донеччині було проведено Міністерством за військовою програмою з метою оцінки впливу на довкілля в умовах густонаселеного регіону. Розробником програми досліджень наслідків цих випробувань був ВНДПІ промтехнологій (м. Москва).

Після катастрофи на Чорнобильській АЕС перших постраждалих було направлено до 6-ї Клінічної лікарні м. Москви, там же містився ВНЦ радіаційної медицини. Неочікуваним, але закономірним виявився факт, що перші ліквідатори аварії на Чорнобильській АЕС становили лише незначну частину пацієнтів. Клініка була переповнена хворими на гостру променеву хворобу з підприємств ядерно-паливного циклу, військово-морського флоту та суден з ядерними енергетичними установками. Іронією історії є те, що приблизно з 2014 р. ця клініка покинута: на території, де розміщено близько 30 корпусів, не залишилося ані лікарів, ані пацієнтів, попри близькість до Центру ядерних досліджень ім. І. В. Курчатова.

Висновки

Враховуючи викладене та сучасний стан ядерної енергетики України, можна зробити такі висновки.

Україна має розвинену ядерну енергетику, значний науковий, технічний та ресурсний потенціал для подальшого розвитку.

Наявність ядерної зброї не гарантує безумовної переваги над іншими країнами (РФ, КНДР, Ізраїль). Ми впевнені, що Україна, підтримуючи існуючий міжнародний режим гарантій щодо нерозповсюдження, не буде намагатися створювати власну ядерну зброю, адже саме для її створення і потрібен

замкнутий ядерно-паливний цикл. Ядерних реакторів, які працюють на змішаному уран-плутонієвому паливі, у нас немає, як і планів щодо їх використання. Як відомо, найбільш «брудним» елементом закритого паливного циклу є радіохімічна переробка ВЯП.

На наш погляд, розвиток ядерної енергетики України має й надалі базуватися на відкритому паливному циклі. Цей висновок базується також на тому, що природні уранові ресурси доступні за прийнятними цінами для забезпечення відкритого циклу принаймні до кінця століття [7]. Це дає відкритому паливному циклу чіткі економічні переваги зі стійкістю до нерозповсюдження.

Переважає більшість катастрофічних наслідків діяльності ядерного комплексу СРСР (РФ) пов'язана з невіршенням (ігноруванням) проблем поводження з радіоактивними відходами та забезпечення їх ізоляції. В Україні створена система централізованих сховищ для захоронення РАВ та зберігання відпрацьованого палива протягом багатьох десятиліть до їх геологічного захоронення. Це має бути невід'ємною частиною стратегії розширення використання ядерної енергії.

Пряме захоронення ВЯП є логічним завершенням відкритого ядерно-паливного циклу і є законодавчо врегульованим Об'єднаною конвенцією поводження з ядерним паливом та РАВ (ст. 10), що дозволяє це робити. На сьогодні світовою науковою спільнотою визнано, що єдиним середовищем, яке забезпечує надійну тривалу ізоляцію високоактивних та довгоіснуючих відходів, у тому числі ВЯП, є глибокі геологічні формації [3].

Примітка. Уся наведена інформація отримана з відкритих джерел.

Список використаної літератури

1. Закон України «Про поводження з радіоактивними відходами» № 255/95-ВР від 30.06.1995 р. // Відомості Верховної Ради України. – 1995. – № 27. – Ст. 198.
2. MIT releases study on nuclear energy's future // MIT News : official website. – June 29, 2003. – Available at: <https://news.mit.edu/2003/nuclear>.
3. Закон України «Про ратифікацію Об'єднаної конвенції про безпеку поводження з відпрацьованим паливом та про безпеку поводження з радіоактивними відходами» від 20.04.2000 № 1688-III.
4. Kruglov A. K. The History of the Soviet Atomic Industry / A. K. Kruglov. – Boca Raton : CRC Press, 2002. – 288 p.

5. Josephson P. R. Red Atom: Russia's Nuclear Power Program from Stalin to Today / P. R. Josephson. – Pittsburgh : University of Pittsburgh Press, 2005. – 360 p.
6. Schmid S. D. Producing Power: The Pre-Chernobyl History of the Soviet Nuclear Industry / S. D. Schmid. – Cambridge, MA : MIT Press, 2015. – 320 p.
7. Bruno A. The Soviet Nuclear Archipelago: A Historical Geography of Atomic-Powered Communism / A. Bruno. – Budapest : Central European University Press, 2022. – Available at: <https://www.jstor.org/stable/10.7829/jj.4032516>.
8. Thomas S. Economic and Safety Pressures on Nuclear Power: A Comparison of Russia and Ukraine Since the Break-up of the Soviet Union / S. Thomas // Energy Policy. – 1999. – Vol. 27. – No. 13. – P. 745–767. – doi.org/10.1016/S0301-4215(99)00074-9.

P. O. Korchahin¹, V. I. Kholosha²

¹ JSC "Kyiv Research and Design Institute Enerhoproekt", 4, Beresteyskyi Ave, Kyiv, 01135, Ukraine

² Ukrainian Nuclear Society (NGO), Office 1211, 6, Stepan Bandera Ave, Kyiv, 04073, Ukraine

Some Aspects of the Nuclear Industry of the USSR (Russian Federation): Conclusions for Ukraine

The issue of nuclear non-proliferation has become increasingly important due to the efforts of certain states to acquire nuclear weapons capabilities. Under these circumstances, Ukraine continues to support the international nuclear non-proliferation regime established by the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons (NPT) and its safeguards system. The decision not to develop a closed fuel cycle enables Ukraine to pursue nuclear power development within the framework of an open fuel cycle, including the option of direct disposal of spent nuclear fuel (SNF). A number of countries support the direct disposal of SNF because this approach limits the separation and accumulation of fissile materials that could potentially be used for military purposes. In contrast, some states continue to develop spent fuel reprocessing technologies, which create the possibility of recovering such materials. This study analyzes the environmental consequences of the activities of the Soviet nuclear industry, including major accidents, radioactive contamination events, and the impacts

of nuclear weapons testing. The results demonstrate the significant environmental risks associated with several stages of the nuclear fuel cycle, particularly those involving the production, reprocessing, and management of nuclear materials and radioactive waste. Based on this analysis, the study argues that the further development of Ukraine's nuclear power sector should continue to rely on an open fuel cycle without spent fuel reprocessing. Such an approach offers advantages in terms of environmental protection, radioactive waste management, and compliance with international non-proliferation obligations. The availability of natural uranium resources and the absence of plans to deploy mixed uranium–plutonium (MOX) fuel technologies further support this strategy. The study also highlights that many of the most severe environmental consequences of the Soviet nuclear complex were associated with inadequate radioactive waste management practices. Ukraine has established centralized facilities for radioactive waste disposal and long-term spent fuel storage, which should remain an essential component of future nuclear energy development. Direct disposal of SNF, as provided for by the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, represents a logical endpoint of the open fuel cycle. Deep geological formations are currently recognized as the only reliable long-term option for the isolation of high-level and long-lived radioactive waste, including spent nuclear fuel intended for direct disposal.

Keywords: Nuclear weapons, closed fuel cycle, spent nuclear fuel reprocessing, nuclear weapons testing.

References

1. Law of Ukraine "On Radioactive Waste Management" no. 255/95-VR, dated June 30, 1995. Vidomosti Verkhovnoi Rady Ukrainy, vol. 27, art. 198. (in Ukr.)
2. MIT releases study on nuclear energy's future. *MIT News*, June 29, 2003. Available at: <https://news.mit.edu/2003/nuclear>.
3. Law of Ukraine "On Ratification of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management", no. 1688-III, dated April 20, 2000. (in Ukr.)
4. Kruglov A. K. (2002). *The History of the Soviet Atomic Industry*. Boca Raton: CRC Press. 288 p.
5. Josephson P. R. (2005). *Red Atom: Russia's Nuclear Power Program from Stalin to Today*. Pittsburgh: University of Pittsburgh Press. 360 p.
6. Schmid S. D. (2015). *Producing Power: The Pre-Chernobyl History of the Soviet Nuclear Industry*. Cambridge, MA: MIT Press. 320 p.
7. Bruno A. (2022). *The Soviet Nuclear Archipelago: A Historical Geography of Atomic-Powered Communism*. Budapest: Central European University Press. Available at: <https://www.jstor.org/stable/10.7829/jj.4032516>
8. Thomas S. (1999). Economic and Safety Pressures on Nuclear Power: A Comparison of Russia and Ukraine Since the Break-up of the Soviet Union. *Energy Policy*, vol. 27 (13), pp. 745–767. doi.org/10.1016/S0301-4215(99)00074-9.

Надійшла / Received 17.05.2025

Рекомендована до друку / Accepted 20.05.2025

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

ORCID: 0009-0001-6088-1132

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

ORCID: 0000-0003-0325-7824

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

ORCID: 0000-0001-8655-1724

Результати діяльності Інституту проблем безпеки атомних електростанцій НАН України у 2025 р.

Ключові слова:

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

Узагальнено результати науково-дослідної діяльності Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України у 2025 р. в умовах тривалого воєнного впливу. Розглянуто дослідження безпеки комплексу «Новий безпечний конфайнмент — об'єкт «Укриття», розвитку підходів до експлуатації ядерних установок, поводження з відпрацьованим ядерним паливом і радіоактивними матеріалами, а також радіоекологічного моніторингу. Особливу увагу приділено впровадженню прогностичних методів діагностики, інтегрованих систем моніторингу та міжнародній співпраці. Показано, що отримані результати формують науково-технічну основу для підвищення стійкості ядерної енергетики та управління радіаційними ризиками в умовах воєнних викликів.

Вступ

Сучасний розвиток ядерної енергетики супроводжується зростанням вимог до забезпечення ядерної та радіаційної безпеки, що зумовлено ускладненням технологій, розробкою й впровадженням нових реакторних установок і необхідністю довгострокового управління наслідками техногенних аварій. Для України ці виклики мають особливе значення, оскільки функціонування ядерної енергетики поєднується з підтриманням безпечного стану об'єкта «Укриття» та інших радіаційно небезпечних об'єктів Чорнобильської зони відчуження (ЧЗВ).

Додатковим визначальним фактором стали воєнні впливи, які суттєво ускладнили умови вико-

нання досліджень, доступ до об'єктів та реалізацію інженерних рішень. Повномасштабна збройна агресія проти України актуалізувала необхідність адаптації підходів до забезпечення ядерної та радіаційної безпеки в умовах підвищених ризиків, обмежених ресурсів і потенційних загроз критичній інфраструктурі. У цих умовах ключову роль відіграють наукові дослідження, спрямовані на розвиток методів оцінки безпеки, прогнозування поведінки радіаційно небезпечних систем і обґрунтування технічних рішень. Центральне місце в цій діяльності посідає Інститут проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України), який забезпечує науково-технічний супровід у сфері мирного використання

ядерної енергії та бере участь у формуванні рішень державного рівня.

Інститут є єдиною в Україні науковою установою, що виконує функції наукового керівника робіт із забезпечення безпечної експлуатації комплексу «Новий безпечний конфайнмент — об'єкт «Укриття» (НБК-ОУ), перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему та зняття з експлуатації енергоблоків Чорнобильської атомної електростанції (ЧАЕС) відповідно до спільного рішення Президії НАН України та Державного агентства України з управління зоною відчуження [1]. Діяльність установи базується на поєднанні фундаментальних і прикладних досліджень, результати яких безпосередньо впроваджуються у виробничу практику. ІПБ АЕС НАН України отримав ліцензії Державної інспекції ядерного регулювання України, видані відповідно до рішень Ліцензійної комісії Держатомрегулювання, що охоплюють використання джерел іонізуючого випромінювання, перевезення радіоактивних матеріалів та спеціального дозволу Державного агентства України з управління зоною відчуження щодо провадження діяльності в зоні відчуження. Наявність зазначених ліцензій та дозволів підтверджує відповідність діяльності інституту вимогам національного законодавства у сфері ядерної та радіаційної безпеки та забезпечує правові підстави для виконання науково-технічних робіт на радіаційно небезпечних об'єктах.

Разом з тим інститут здійснює свою діяльність відповідно до впровадженої системи управління якістю, сертифікованої міжнародною організацією Bureau Veritas на відповідність вимогам стандарту ISO 9001:2015, що підтверджує високий рівень організації науково-технічних робіт та їх відповідність міжнародним практикам [2]. Інститут також включений до переліку постачальників АТ «НАЕК «Енергоатом», що свідчить про визнання його компетенцій на рівні експлуатуючої організації ядерної енергетики України [3].

За результатами засідання експертної комісії Міністерства освіти і науки (МОН) України з проведення державної атестації наукових установ від 28 листопада 2024 р. [4] ІПБ АЕС НАН України віднесено до найвищої класифікаційної групи «А», до якої входять наукові установи-лідери, що мають високий рівень отриманих результатів діяльності, визнання в Україні і світі, демонструють високий науковий потенціал та ефективно його використовують для подальшого розвитку, а також інтегровані у світовий науковий простір та Європейський дослідницький простір

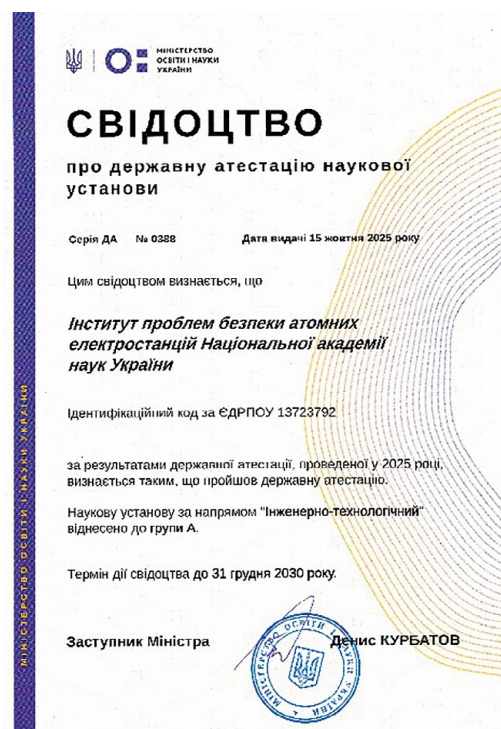


Рис. 1. Свідоцтво про державну атестацію ІПБ АЕС НАН України

з урахуванням національних інтересів (рис. 1). Відповідне рішення було прийнято Наказом МОН України № 1360 від 15 жовтня 2025 р.

У 2025 р. наукова діяльність інституту здійснювалася в умовах суттєвих обмежень, пов'язаних із безпековою ситуацією, логістичними труднощами та необхідністю відновлення матеріально-технічної бази після наслідків окупації ЧЗВ. Зокрема, у 2022 р. втратила лабораторна та матеріальна інфраструктура, що використовувалася для виконання експериментальних і розрахункових досліджень. У звітному періоді забезпечено часткове відновлення експериментальної бази та функціональності ключових інформаційно-аналітичних систем, що дозволило відновити виконання пріоритетних наукових робіт і зберегти безперервність науково-технічного супроводу об'єктів ядерної енергетики.

Разом з тим забезпечено виконання комплексу досліджень за бюджетними та госпдоговірними проектами, що охоплюють ключові напрями ядерної та радіаційної безпеки. У 2025 р. інститутом виконувалося 8 бюджетних (відомчих) науково-дослідних робіт та 7 договірних проектів, за результатами яких оформлено 6 актів впровадження. Зокрема, роботи були зосереджені на науковому супроводі безпечної експлуатації комплексу НБК-ОУ, дослідженні пали-

вовмісних матеріалів (ПВМ), розвитку методів діагностики реакторних установок, удосконаленні підходів до поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) і радіоактивними відходами (РАВ), а також оцінці впливу радіаційних об'єктів на довкілля. Важливим напрямом залишалася інтеграція у міжнародний науковий простір, що забезпечує обмін досвідом і впровадження сучасних підходів до безпеки.

Результати досліджень мають прикладне та інноваційне спрямування. У 2025 р. співробітниками інституту отримано патент України на корисну модель «Система для оцінки забруднення повітря радіоактивними аерозолями внаслідок природних пожеж у радіоактивно забруднених лісах». Також подано заявку на корисну модель «Спосіб вилучення радіоактивних ізотопів кобальту та хлору з опроміненого графіту», що підтверджує практичну значущість і перспективність розроблених технологічних рішень. Там чиним, діяльність інституту у 2025 р. відображає системну адаптацію наукових і інженерних підходів до умов воєнних викликів та сучасних технологічних змін, поєднуючи фундаментальні дослідження, прикладні розробки та їх практичну реалізацію.

Одним із ключових напрямів діяльності інституту є експертна підтримка органів державної влади та галузевих установ у сфері ядерної та радіаційної безпеки. У 2025 р. фахівцями ІПБ АЕС підготовлено експертні висновки та зауваження до проєктів нормативно-правових актів, зокрема щодо розвитку малих модульних реакторів, фізичного захисту ядерних установок і планування заходів у ядерній сфері. Також виконано експертизу матеріалів у межах міжвідомчої взаємодії та за запитами державних органів. Зазначена діяльність забезпечує наукове обґрунтування управлінських рішень і сприяє вдосконаленню нормативно-правової бази у сфері використання ядерної енергії в Україні.

Важливою складовою діяльності інституту є видавнича та науково-комунікаційна робота, спрямована на популяризацію наукових результатів і інтеграцію їх у глобальний науковий простір. ІПБ АЕС є співзасновником науково-технічного журналу «Ядерна енергетика та довкілля», який відповідно до наказу Міністерства освіти і науки України № 1643 від 28.12.2019 р. входить до Переліку наукових фахових видань України (категорія Б) та індексується в міжнародних наукометричних базах, зокрема INIS, Index Copernicus, Google Scholar. У 2025 р. забезпечено підготовку та видання двох випусків журналу, матеріали яких оприлюднено у відкритому доступі.

Видання сприяє поширенню результатів досліджень у сфері ядерної та радіаційної безпеки, забезпечує доступність їх для міжнародної наукової спільноти та підтримує розвиток професійної комунікації між дослідниками, інженерами та експертами галузі. Там чиним, видавнича діяльність інституту виступає інструментом наукової дипломатії та трансферу знань, сприяючи інтеграції українських наукових результатів у міжнародний науковий і експертний дискурс.

Метою статті є узагальнення та систематизація результатів науково-дослідної діяльності ІПБ АЕС НАН України у 2025 р. та оцінка їх значення для забезпечення ядерної й радіаційної безпеки енергетики й захисту довкілля в Україні.

Безпека комплексу НБК-ОУ в умовах воєнних впливів

В умовах воєнного стану у 2025 р. особливого значення набули дослідження впливу порушення проєктних умов експлуатації комплексу НБК-ОУ на забезпечення ядерної та радіаційної безпеки (ЯРБ). Ключовою подією стало пошкодження захисної оболонки арки НБК 14 лютого 2025 р. внаслідок влучання бойового безпілотної літального апарата (дрона) країни-агресора, що призвело до часткової розгерметизації конфайнмента, локального пошкодження зовнішньої та внутрішньої мембран герметизації. Внаслідок цього відбулися зміна аеродинамічних і радіаційних характеристик повітряних потоків і порушення проєктного температурно-вологісного режиму у підарковому просторі.

У межах досліджень реалізовано комплекс експериментальних, аналітичних і модельних підходів для оцінки радіаційної обстановки, динаміки радіоактивних аерозолів, поведінки радіоактивно забруднених вод і стану ПВМ. Установлено, що радіонуклідний склад аерозолу відповідає складу лавоподібних ПВМ (ЛПВМ), що свідчить про їх триваючу деструкцію та частковий перехід в аерозольний стан. Водночас зафіксовано зниження пилогенеруючої здатності ПВМ і, відповідно, щільності випадань радіонуклідів.

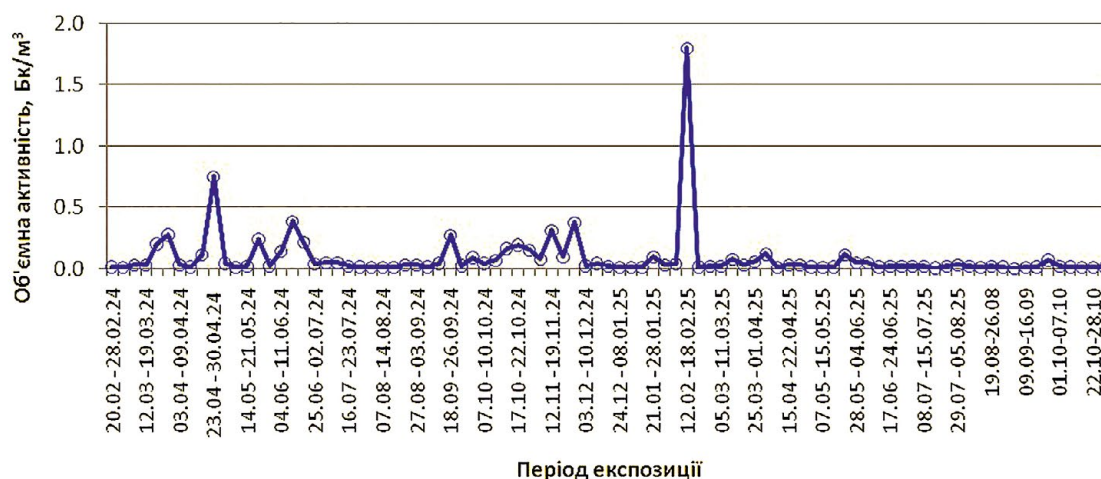
Показано, що формування радіоактивного аерозолу визначається не лише деструкцією ПВМ, а й вторинними процесами — ресуспензією радіоактивного пилу та деградацією сорбуючих поверхонь та впливом змінених аеродинамічних умов після порушення герметичності НБК. У підарковому просторі спостерігається загальна стабілізація неорганізованих видів, хоча їх короточасні зростання пов'язані

з технологічною діяльністю, роботами з ліквідації наслідків пошкодження та безпосередньо наслідками бойового впливу. Конструкції НБК продовжують виконувати бар'єрну функцію, обмежуючи масштабне розсіяння радіоактивного аерозолю, що призводить до накопичення поверхневого забруднення в межах конфайнмента.

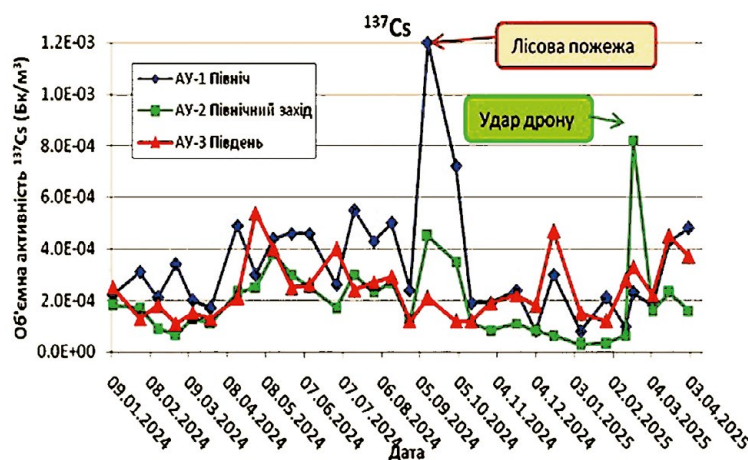
Після розгерметизації зафіксовано тимчасове підвищення радіоактивного забруднення приземного шару повітря, що підтверджено даними аспіраційних установок і систем моніторингу. Для оцін масштабів додаткового виду радіонуклідів виконано розв'язання оберненої задачі атмосферного перенесення з використанням гауссової моделі PRIME та да-

них метеорологічних спостережень. Установлено, що в початковий період після події відбулося короткочасне інтенсивне винесення радіоактивного аерозолю з основного об'єму НБК через утворені нещільності оболонки. Оцінений сумарний додатковий «аварійний» вид ^{137}Cs у період 14–15 лютого 2025 р. становив близько 20 ± 4 МБк. При цьому максимальні концентрації радіоактивних аерозолів мали локальний характер і не призвели до перевищення контрольних рівнів радіаційних параметрів на майданчику ЧАЕС та за його межами (рис. 2).

Подальший аналіз «неорганізованих» видів через пошкоджені ділянки оболонки НБК у квітні-вересні 2025 р. показав, що сумарна емісія ^{137}Cs через



а



б

Рис. 2. Динаміка об'ємної концентрації активності ^{137}Cs під аркою НБК біля південної стіни машинного залу 4-го енергоблоку згідно з вимірюваннями ФБУ Grad-1.8 (а). Динаміка об'ємної концентрації активності ^{137}Cs згідно з вимірюваннями аспіраційних установок на промайданчику ЧАЕС (б)

щілини в оболонці конфайнмента становила близько 876 кБк. Установлено, що переважну частину часу повітряні потоки через пошкоджені ділянки мали характер притоку зовнішнього повітря всередину НБК, а випад винесення радіоактивно забрудненого повітря були короткочасними та характеризувалися низькими швидкостями потоків. Отримані результати дозволили уточнити параметри неорганізованих видів і сформувані консервативні сценарії оцінки радіаційного впливу в умовах порушення герметичності.

Для оперативної оцінки пошкоджень та умов виконання аварійно-відновлювальних робіт розроблено технічні рішення, зокрема системи дистанційного

радіаційного контролю з використанням БПЛА, що дозволило створити картосхеми розподілу потужності дози та ефективно планувати ремонтні роботи (рис. 3). Розроблено й впроваджено програмно-технічний комплекс дистанційної радіаційної розвід з використанням БПЛА, оснащених дозиметричним обладнанням і системами GPS-прив'язки. Це дозволило виконати відео- та дозиметричне обстеження покрівлі НБК і визначити найбільш радіаційно небезпечні ділянки. Результати дистанційного моніторингу впроваджено у практику аварійного реагування та супроводу відновлення герметичності НБК.

Паралельно виконано науково-технічний супровід експлуатації НБК-ОУ, зосереджений на оцінці

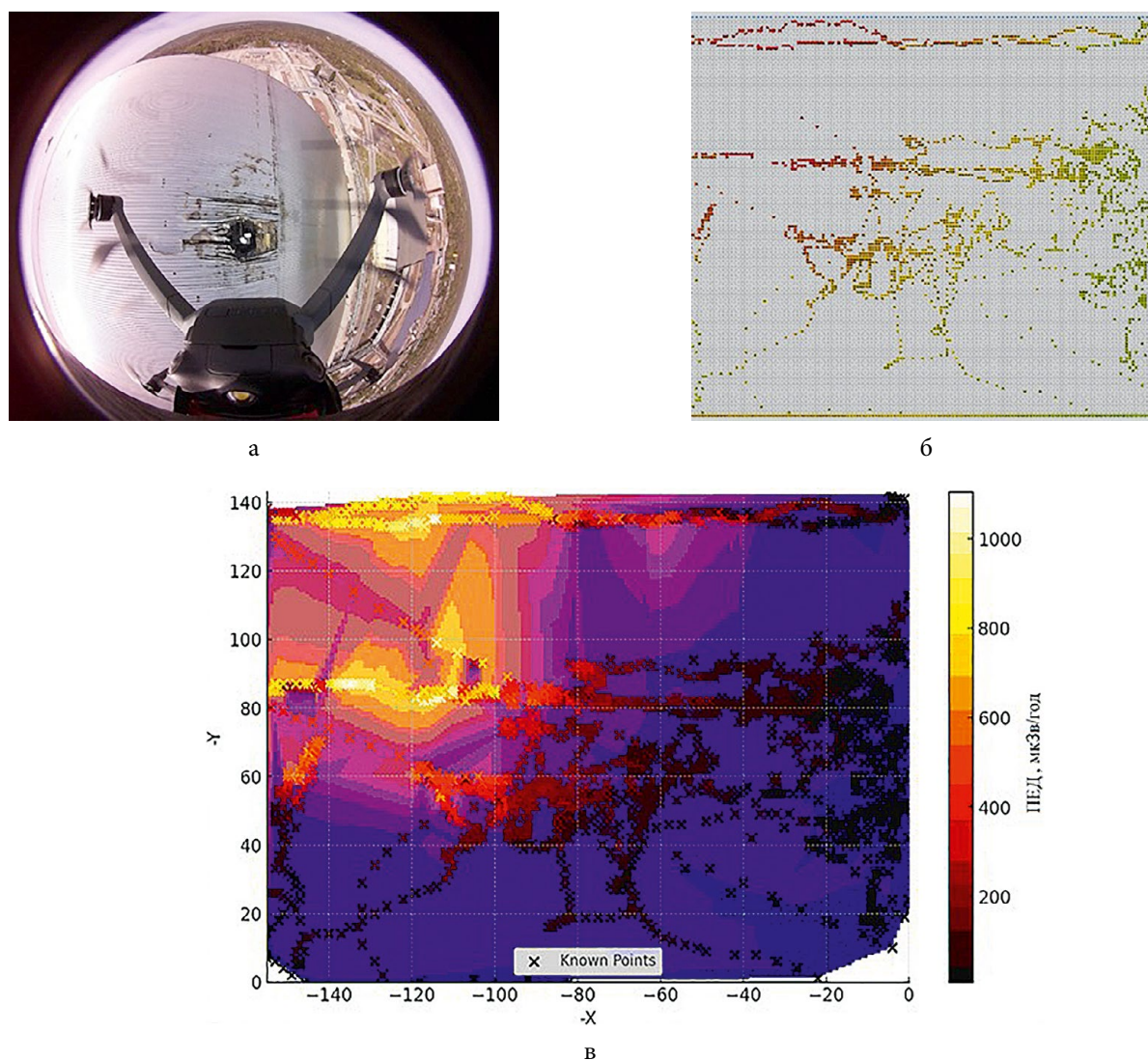


Рис. 3. Приклад результату відеофіксації місця обстеження обшивки НБК (а). Результати вимірювання ПЕД (мкЗв/год) на поверхні північної частини арки НБК у площині її горизонтальної проекції (б). Теплова карта розподілу значень ПЕД (мкЗв/год) на площині горизонтальної проекції північної частини арки НБК (в)

впливу температурно-вологісного режиму на параметри ядерної безпеки, включаючи динаміку потужності експозиційної дози (ПЕД) та щільності потоку нейтронів (ЩПН). Проведено оцінку підкритичності скупчень ПВМ і дослідження радіаційного стану повітря, вод та аерозолів. Результати використано при розробленні рішень для подальшого перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему та підготовці звітів з аналізу безпеки, що підтверджено їх впровадженням на ДСП «Чорнобильська АЕС». Системою інтегрованого автоматизованого контролю об'єкта «Укриття» не зафіксовано перевищень установлених меж щодо ЩПН, ПЕД γ -випромінювання, концентрації водню та параметрів стану будівельних конструкцій.

Окремо оцінено стан захисного полімерного покриття у підпокрівельному просторі. На основі аналізу аерозольних характеристик і лабораторних досліджень виконано прогноз його поведінки та впливу на радіаційну обстановку. Отримані результати застосовуються для оптимізації роботи системи пилопригнічення та зменшення поширення радіоактивних аерозолів.

Окремим відгалуженням цих досліджень стало створення бази даних джерел іонізуючого випромінювання всередині НБК-ОУ, що охоплює склад ПВМ, типи та енергетичні характеристики випромінювання. База даних є основою для подальшого моделювання впливу випромінювання на матеріали й біологічні об'єкти та може бути використана у моніторингових, інженерних і освітніх цілях.

У рамках передпроектних робіт виконано оцінку стану нестабільних конструкцій, аналіз радіаційних умов демонтажу та розроблено проєктні критерії і вимоги до інфраструктури НБК. Вони охоплюють процеси поводження з РАВ, забезпечення ядерної та радіаційної безпеки і захисту довкілля, а також належно погоджені регуляторним органом.

Дослідження аеродинаміки та температурно-вологісного режиму дозволили уточнити параметри неорганізованих видів в умовах порушення герметичності. Виявлено статистично значущий зв'язок між вологістю та ЩПН у зонах локалізації ПВМ, що підтверджує вплив експлуатаційних умов на ядерну безпеку.

Оцінка стану скупчень ПВМ у приміщенні 305/2 показала, що рівень підкритичності залишається в безпечних межах, незважаючи на зміну умов експлуатації. Там чином, подія 14 лютого 2025 р. не призвела до негативного впливу на ядерну безпеку комплексу.

Розроблено підходи до моделювання сценаріїв еволюції ЛПВМ з урахуванням фізико-хімічних процесів (гідратації, окиснення, кристалізації та структурної деградації), що підвищує достовірність довгострокових прогнозів їх поведінки.

Загалом отримані результати формують цілісну науково-технічну основу для забезпечення безпечної експлуатації комплексу НБК-ОУ в умовах зовнішніх, зокрема воєнних, впливів і підтримують реалізацію подальших етапів перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему та мають підтверджене практичне впровадження на ДСП «Чорнобильська АЕС».

Безпека ядерних установок і розвиток ядерної енергетики України

У 2025 р. дослідження інституту були спрямовані на формування цілісного підходу до забезпечення безпеки, що поєднує аналіз внутрішньореакторних процесів і оцінку впливу ядерних об'єктів на довкілля в умовах впровадження нових технологій та довготривалої експлуатації енергоблоків.

Одним із ключових напрямів стало розроблення науково-технічних основ сучасних систем діагности фізичних процесів у реакторних установках з ВВЕР в умовах впровадження нових видів ядерного палива та понадпроектних термінів експлуатації. Створено комплекс моделей нейтронно-фізичних, теплогідравлічних, електротехнічних і вібраційних процесів, що дають змогу оцінювати стан активної зони та внутрішньокорпусних пристроїв з урахуванням змін паливних циклів і старіння обладнання. Розроблено моделі енерговиділення в металоконструкціях внутрішньокорпусних пристроїв, що дало змогу уточнити теплові навантаження та їхній вплив на довготривалу надійність. Удосконалено підходи до визначення характеристик опроміненого палива шляхом порівняння національних і міжнародних стандартів із результатами моделювання, що підвищило достовірність обґрунтування ядерної безпеки.

Важливим результатом стало впровадження нейромережевих підходів для оперативної діагности корозійних пошкоджень оболонок тепловидільних елементів і прогнозування передаварійних та кризових теплогідравлічних станів, що забезпечує перехід до прогнозного моніторингу активної зони. Додатково розроблено комбіновані методи діагности енергетичного обладнання, зокрема турбогенераторів, що підвищує ефективність управління експлуатаційними

ризики. Отримані результати використовуються для оптимізації експериментальних і діагностичних досліджень та обґрунтування безпеки систем поводження з ядерним паливом. Розроблені рішення рекомендовано для застосування у програмному забезпеченні СВРК-М2 ВВЕР-1000, а також впроваджено в освітній процес НТУУ «КПІ ім. І. Сікорського».

Паралельно розширено дослідження до оцінки впливу ядерних установок на довкілля, зокрема для нових реакторних технологій типу AP1000. Проаналізовано національну нормативну базу щодо санітарно-захисних зон і зон спостереження з урахуванням розвитку Хмельницької АЕС та міжнародних підходів до аварійного планування. Запропоновано перехід до гнучкіших критеріїв їх визначення залежно від характеристик установок і умов розміщення.

Розроблено сценарії радіоактивних видів для проектних і запроектованих аварій (включаючи LOCA та плавлення активної зони), що мають достатній рівень консерватизму для оцінок впливу в умовах обмежених даних. На їхній основі визначено радіаційні ризи для населення: детерміністичні ефекти відсутні, а стохастичні ризи ($3,23 \cdot 10^{-7}$ 1/рік) є нижчими за нормативні значення (рис. 4).

Порівняльний аналіз ВВЕР-1000 і AP1000 показав, що технологія AP1000 забезпечує зменшення обсягів рідких РАВ у 3,8 раза завдяки ефективнішим системам очищення, водночас потребує врахування структури твердих відходів. Для підвищення достовірності оцінок сформовано п'ятирічну базу метеорологічних даних, що дозволяє поєднувати детерміністичні та

статистичні підходи при моделюванні розповсюдження радіонуклідів.

Окремим результатом стало створення алгоритму багатокритеріального аналізу для вибору ядерних технологій, що враховує технічні, екологічні та економічні чинники. Результати досліджень планується впровадити у діяльність АТ «НАЕК «Енергоатом» для вдосконалення нормативної бази та підвищення рівня безпеки нових об'єктів.

Там чиним, сформовано інтегровану науково-технічну основу забезпечення безпеки ядерної енергетики України, що поєднує діагностику внутрішньореакторних процесів, прогнозування стану обладнання та оцінку впливу на довкілля, підтримуючи як експлуатацію наявних енергоблоків, так і впровадження нових технологій.

Безпека поводження з ВЯП та радіоактивними матеріалами

У 2025 р. діяльність ІПБ АЕС НАН України у сфері поводження з РАВ та ВЯП була зосереджена на розробленні науково обґрунтованих рішень для довготривалої безпечної експлуатації систем зберігання та формування підходів до поводження зі складними видами радіоактивних матеріалів.

Одним із ключових напрямів стало дослідження процесів старіння систем зберігання ВЯП. Проведено оцінку обсягів його утворення на АЕС України та аналіз радіаційних характеристик. Виконано порівняння визначення параметрів опроміненого палива за національним стандартом СОУ НАЕК 099:2023

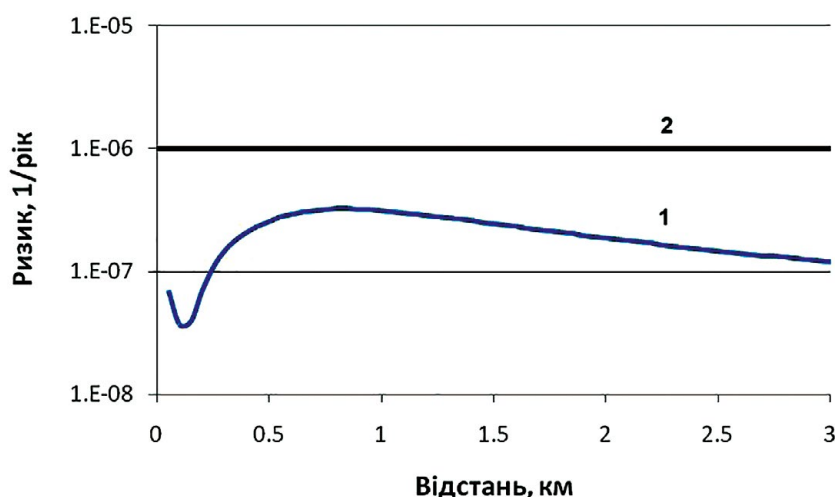


Рис. 4. Значення індивідуального ризику виникнення стохастичних ефектів для населення залежно від відстані до джерела (1) та рівень знехтуваного ризику (2)

і результатами моделювання у кодї SCALE, що дозволило виявити обмеження існуючих підходів. Запропоновано модель оперативного визначення характеристик ВЯП відповідно до стандартів ISO 10645:2022 та ANS-5.1:2014, що підвищує достовірність оцінок ядерної безпеки.

Отримані результати використовуються для оптимізації експериментальних досліджень, обґрунтування безпеки систем поводження з ВЯП і контролю параметрів скупчень ядерно небезпечних матеріалів. Їх впровадження планується на ядерних установках України, зокрема на енергоблоках АЕС і в сховищах ВЯП, що сприятиме підвищенню безпеки та зменшенню впливу на довкілля.

Паралельно виконано дослідження фізико-технічних і хімічних властивостей опроміненого графіту як специфічного виду радіоактивних матеріалів. Розроблено метод кислотно-лужної обробки з переведенням окремих радіонуклідів у рідку фазу, підготовлено експериментальну базу для апробації, удосконалено методи визначення зольності та складу газових продуктів. Також створено алгоритм розділення графіту із застосуванням спеціалізованого обладнання та інтелектуальної обробки даних.

Отримані результати мають практичну спрямованість і перспективи впровадження у ДСП «Чорнобильська АЕС» та на установках із графітовим сповільнювачем, створюючи основу для розроблення ефективних і безпечних технологій поводження з опроміненим графітом.

Радіоекологічна безпека та моніторинг довкілля

У 2025 р. науковцями інституту реалізовано комплекс досліджень, спрямованих на оцінку впливу воєнних факторів на довкілля та розвиток інтегрованої системи радіогідроекологічного моніторингу в ЧЗВ. Особливу увагу приділено процесам вторинного забруднення підземних вод, зумовленим наслідками окупації та лісових пожеж.

Дослідження базувалися на поєднанні польових обстежень, лабораторного аналізу проб підземних вод (рН, Eh, радіонуклідний склад) і математичного моделювання. Установлено, що пожежі є ефективним механізмом мобілізації радіонуклідів: концентрація ^{90}Sr у золі зростає до 357 разів (0,16–3,4 кБк/г), а для підстилки — у 5–35 разів. Вилуговування атмосферними опадами (до 33 % для ^{90}Sr і до 89 % для ^{137}Cs) формує потоки надходження їх у підземні води. Польові дані підтвердили ці закономірності — зафіксовано зростання активності ^{90}Sr у 2–60 разів. На цій основі уточнено моделі радіогідроекологічних процесів з урахуванням воєнних факторів (рис. 5).

Розвиток системного моніторингу реалізовано за грантової підтримки: розроблено концепцію інтегрованої системи моніторингу ґрунтових вод, виконано аналіз гідрогеологічних умов і мережі свердловин, а також моделювання міграції радіонуклідів. Обґрун-

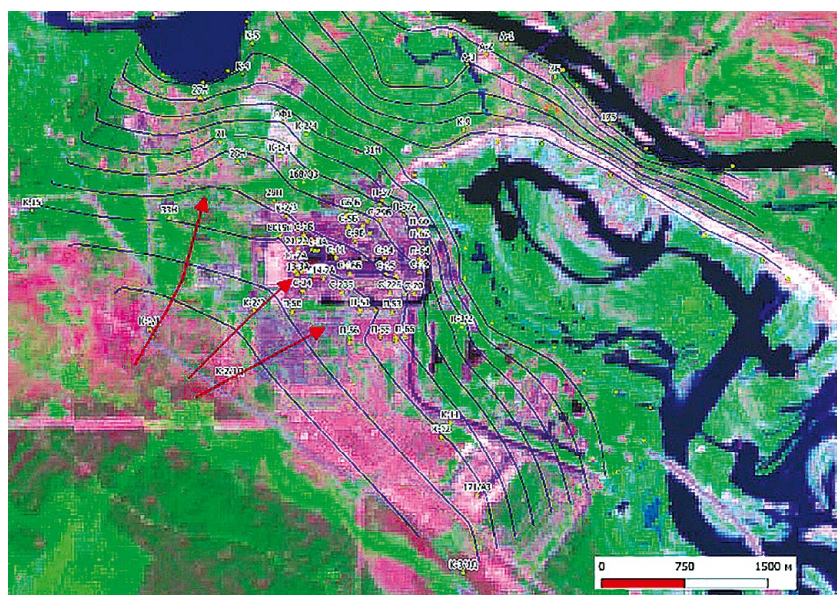


Рис. 5. Результати математичного та гідродинамічного моделювання руху підземних вод від потенційних та реальних джерел забруднення до ділянок розвантаження в поверхневі води

товано оптимальну конфігурацію мережі та необхідність створення нових свердловин.

Практична реалізація забезпечена в межах науково-інженерного супроводу буріння та облаштування свердловин для НБК-ОУ. Впроваджено систему спостережень, що забезпечує контроль гідрогеологічних умов, обмеження міграції радіонуклідів і підвищення рівня безпеки. Результати впроваджено на ДСП «Чорнобильська АЕС».

Подальшим етапом стало масштабування моніторингу за межі зони відчуження: проведено контрольні вимірювання зразків ґрунтів зі 196 населених пунктів і сформовано актуалізований перелік радіоактивно забруднених територій для потреб захисту населення.

Там чиним, реалізовано інтегрований підхід до оцінки та моніторингу радіоактивного забруднення довкілля, що поєднує експеримент, моделювання та інженерні рішення і створює основу для управління радіоекологічними ризиками в умовах воєнних впливів.

Міжнародна науково-технічна інтеграція у сфері безпеки

У 2025 р. ІПБ АЕС НАН України суттєво розширив міжнародну науково-технічну співпрацю, що стало важливим інструментом інтеграції національних досліджень у глобальну систему забезпечення ядерної та радіаційної безпеки. Співробітництво

охоплює взаємодію з провідними міжнародними організаціями, науковими центрами та університетами, зокрема МАГАТЕ, NATO Emerging Security Challenges Division, European Commission Joint Research Centre, Japan Atomic Energy Agency, а також низкою європейських і американських університетів та інженерних компаній.

Одним із ключових напрямів стала участь у міжнародних дослідницьких проєктах, спрямованих на підвищення безпеки в умовах нових викликів. У межах проєкту НАТО «Enhanced radiation detection for nuclear security and incident response» спільно з Бристольським університетом (Велика Британія) розроблено підходи до дистанційного радіаційного моніторингу з використанням робототехнічних систем і безпілотних платформ. Практичним результатом стало радіаційне картографування пошкоджених ділянок НБК після бойового впливу, що дозволило оцінити дозові навантаження на персонал і оптимізувати планування відновлювальних робіт.

Участь у проєкті Horizon Europe RRADEW («Стійкість до радіологічних подій у воєнний час») забезпечила інтеграцію українського досвіду реагування на радіаційні загрози у європейський контекст. Розроблені сценарії розвитку радіологічних подій та підходи до оцінки ризиків були використані у формуванні рекомендацій щодо підвищення готовності до надзвичайних ситуацій у країнах ЄС.

Важливим напрямом залишаються дослідження, пов'язані з подоланням наслідків аварій на ядерних

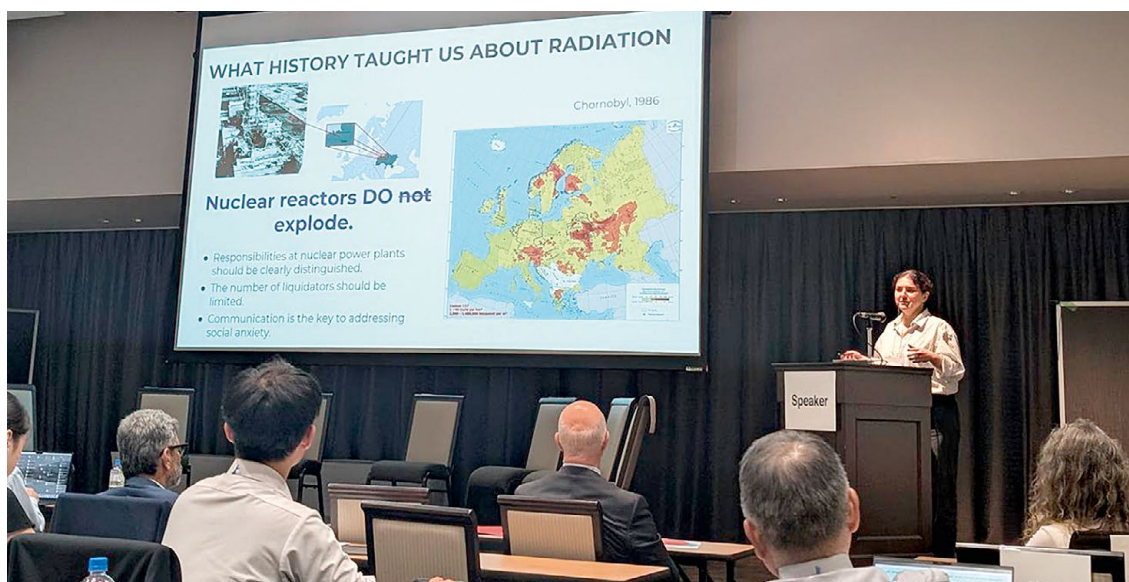


Рис. 6. Доповідь Олени Паренюк на міжнародному симпозиумі F-REI у м. Фукусіма (Японія)

об'єктах. У межах міжнародних ініціатив, присвячених аналізу аварії на Фукусіма-Даїчі, інститут бере участь у розвитку моделей важких аварій, дослідженні ПВМ і вдосконаленні методів аналізу їхньої структури. Це сприяє не лише глибшому розумінню процесів деградації ядерного палива, але й підвищенню безпеки експлуатації реакторів у міжнародному масштабі (рис. 6).

У сфері радіоекології продовжено співпрацю з МАГАТЕ у рамках проекту з використання ізотопних методів для управління водними ресурсами. Розроблено тривимірні гідрогеологічні моделі, що дозволяють прогнозувати поширення техногенного забруднення у складних природних умовах, що є важливим для оцінки впливу промислових об'єктів на водоносні горизонти.

Паралельно розвивається інженерно-технологічна співпраця з промисловими партнерами, зокрема тайськими компаніями, у межах якої створено спеціалізовані пристрої для технічного обслуговування обладнання реакторних установок. Використання 3D-моделювання та експериментального відпрацювання технологічних операцій дозволило підтвердити ефективність і безпечність запропонованих технічних рішень.

Окрему роль відіграє участь у міжнародних матеріалознавчих дослідженнях, спрямованих на підвищення довговічності конструкцій ядерних об'єктів. У межах європейських проектів досліджено вплив радіаційного опромінення на бетонні конструкції біологічного захисту, що дозволило уточнити механізми їхньої деградації та вдосконалити підходи до оцінки довгострокової безпеки.

Важливим аспектом міжнародної діяльності є також розвиток освітньої та наукової мобільності. Участь молодих учених у проектах МАГАТЕ та стажуваннях у провідних університетах, зокрема в Фукуйському університеті, сприяє формуванню нового покоління фахівців у сфері ядерної безпеки та радіоекології.

Таким чином, міжнародна діяльність інституту у 2025 р. забезпечує не лише обмін знаннями та доступ до передових технологій, але й інтеграцію українських наукових результатів у глобальну систему забезпечення ядерної та радіаційної безпеки. Отримані результати мають прикладне значення для підвищення стійкості до радіаційних загроз, розвитку інноваційних технологій моніторингу та вдосконалення підходів до управління ризиками в умовах сучасних викликів.

Науково-організаційна діяльність

У 2025 р. проведено планову атестацію наукових працівників відповідно до розпорядження Президії НАН України.

Інститут продовжує активну співпрацю з науковими та освітніми установами, зокрема Київським академічним університетом, у межах якої забезпечується підготовка здобувачів третього (освітньо-наукового) рівня вищої освіти за спеціальностями 143 «Атомна енергетика» та 101 «Екологія». У 2025 р. 5 аспірантів навчалися на кафедрі фізики ядерних установок та радіоекології, інститут активно залучений до підготовки наукових кадрів вищої кваліфікації та розвитку науково-освітньої діяльності. У 2025 р. Грамотою Президії НАН України та Ради молодих учених НАН України було нагороджено одного працівника ІПБ АЕС, а також один співробітник отримав міжнародну відзнаку — Qilu Friendship Award Народного уряду провінції Шаньдун (КНР).

Станом на 2025 р. загальна чисельність працівників становить 205 осіб, з яких 90 займаються науковою діяльністю, зокрема 1 академік НАН України, 1 член-кореспондент НАН України, 8 докторів і 23 кандидати наук. За сумісництвом працює 20 осіб.

У наукових підрозділах інституту молоді спеціалісти залучаються до виконання фундаментальних і прикладних досліджень, участі у господарській та бюджетній тематиці, а також до міжнародного науково-технічного співробітництва.

Інститут активно розвиває міжнародні зв'язки, співпрацюючи з тими організаціями, як МАГАТЕ, NEA, JAEA, Аргонська національна лабораторія (США), Університет Бристоль (Велика Британія), Університет Упсали (Швеція), а також низкою інших наукових центрів і компаній.

У звітному році інститут був організатором або співорганізатором низ важливих наукових заходів:

засідання науково-аналітичної секції Українського ядерного товариства (9 квітня та 2 грудня, м. Київ);

X Міжнародної конференції «Проблеми виведення з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища» INUDECО 2025 (24–30 квітня, м. Славутич), організованої спільно з Славутичською міською радою, Агентством регіонального розвитку Славутичської міської ради, ДСП «ЧАЕС» та Інститутом проблем математичних систем і машин НАН України;

VII Міжнародної конференції «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику»



Рис. 7. Науковці ІПБ АЕС НАН України на VII Міжнародній конференції «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику»

(25–26 вересня, м. Київ), організованої спільно з ГО «УкрЯТ» та Радою молодих вчених при Відділенні енергетики та енергетичних технологій НАН України (рис. 7);

Дискусійної онлайн-панелі «Науковий супровід атомної енергетики — шлях до сталого розвитку України» (27 листопада, м. Київ), організованої спільно з ГО «УкрЯТ».

У 2025 р. співробітниками ІПБ АЕС НАН України опубліковано 88 наукових публікацій, з яких 24 — у виданнях, що індексуються у базах Web of Science та Scopus, зокрема 9 — у журналах кuartилів Q1/Q2 та 11 — у журналах кuartилів Q3/Q4.

У 2025 р. співробітниками ІПБ АЕС НАН України підготовлено до друку та видано 3 книжкових видання:

1. Decommissioning of nuclear power plants: Study guide / A. V. Nosovskyi, V. K. Kuchynskyi, A. I. Savin, M. V. Saveliev, L. M. Salii; edited by A. V. Nosovskyi. — Kyiv : Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute, NAS of Ukraine, ISP NPP, 2025. — 592 p.

2. Зняття з експлуатації атомних електростанцій: навчальний посібник. Вид. 2-ге, перероб. і до-

пов. / А. В. Носовсьй, В. К. Кучинський, Савін А. І., Савельєв М. В., Салій Л. М. — Київ : ІПБ АЕС НАН України, 2025. — 616 с.

3. Хвалін Д. І. Методи та засоби діагности технічного стану генераторів електричних станцій: монографія / Д. І. Хвалін. — Київ : ІПБ АЕС НАН України, 2025. — 275 с.

Крім того, співробітниками підготовлено 3 розділи у закордонних монографіях.

ІПБ АЕС НАН України має офіційний веб-сайт [5], на якому висвітлюються основні результати наукової діяльності структурних підрозділів, виконувани роботи в рамках міжнародного співробітництва, монографії й архів випусків науково-технічного збірника «Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля». Інтернет-сайт постійно оновлюється та доповнюється найактуальнішою інформацією. Інститутом підтримується також робота сайту науково-технічного журналу «Ядерна енергетика та довкілля», що має україномовну та англomовну версії. Сайт журналу містить загальну інформацію про видання та його політку, архів усіх випусків та вимоги до авторів.

Висновки

У 2025 р. науково-дослідна діяльність ІПБ АЕС НАН України здійснювалася в умовах безпрецедентних зовнішніх викликів, пов'язаних із воєнними впливами, що визначили нові пріоритети у сфері ядерної та радіаційної безпеки. Незважаючи на обмеження доступу до об'єктів, логістичні труднощі та необхідність відновлення інфраструктури, інститут забезпечив виконання комплексу фундаментальних і прикладних досліджень із підтвердженням практичним впровадженням результатів. Отримані результати свідчать про формування цілісної науково-технічної платформи забезпечення безпеки ядерної енергетики, яка інтегрує внутрішньореакторні дослідження, аналіз поведінки ПВМ, оцінку впливу на довкілля та розроблення інженерних рішень для складних радіаційно небезпечних об'єктів.

Встановлено, що навіть в умовах порушення проектних режимів експлуатації комплексу НБК-ОУ внаслідок воєнних впливів зберігається контрольованість радіаційних параметрів і параметрів ядерної безпеки. Розроблені підходи до дистанційного радіаційного моніторингу, моделювання аерозольних процесів і оцінки стану ПВМ забезпечують оперативне реагування на позаштатні ситуації та підвищують стійкість систем безпеки.

У сфері експлуатації ядерних установок сформовано передумови для переходу від реактивних до прогнозних підходів до діагностики стану активної зони та обладнання, зокрема завдяки впровадженню нейромережевих методів і комплексного моделювання фізичних процесів. Це створює основу для підвищення надійності енергоблоків в умовах довготривалої експлуатації та впровадження нових реакторних технологій. Розроблені підходи до оцінки впливу нових ядерних установок на довкілля, зокрема для реакторів типу AP1000, а також удосконалення нормативних принципів зонування та аварійного планування формують наукову базу для розвитку ядерної енергетики України відповідно до міжнародних вимог безпеки.

У сфері поводження з ВЯП і радіоактивними матеріалами запропоновано нові моделі оцін характеристик ВЯП та технологічні рішення для обробки опроміненого графіту, що підвищують достовірність обґрунтування ядерної безпеки та створюють передумови для впровадження ефективних технологій поводження зі складними видами радіоактивних матеріалів.

Важливим результатом стало формування інтегрованого підходу до радіоекологічного моніторингу в умовах воєнних впливів. Установлено механізми вторинного забруднення підземних вод, зокрема внаслідок лісових пожеж, та розроблено науково обґрунтовані рішення щодо оптимізації системи моніторингу, які вже впроваджуються на практиці.

Міжнародна діяльність інституту забезпечила інтеграцію українських досліджень у глобальний науковий простір, сприяла обміну досвідом і впровадженню передових технологій, а також підвищила внесок України у формування сучасних підходів до реагування на радіаційні загрози в умовах нових безпекових викликів.

Загалом результати діяльності ІПБ АЕС НАН України у 2025 р. демонструють високий рівень наукової стійкості, адаптивності та практичної орієнтованості досліджень. Вони створюють науково-технічну основу для забезпечення безпечної експлуатації ядерних об'єктів, розвитку ядерної енергетики та ефективного управління радіаційними ризиками в умовах сучасних загроз.

Список використаної літератури

1. Підписання меморандуму про співробітництво // ІПБ АЕС НАН України: офіційний веб-сайт. – Режим доступу: <https://www.ispnpp.kiev.ua/pidpys-memo-sotr>.
2. Сертифікати та ліцензії // ІПБ АЕС НАН України: офіційний веб-сайт. – Режим доступу: www.ispnpp.kiev.ua/sertifikaty-litcenzii.
3. Рішення про затвердження постачальника РШ-П 0.46.055-22 від 29.12.2022 р. – Режим доступу: www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2023/01/RSH-P0.46.055-22.pdf
4. Наказ Міністерства освіти і науки України «Про забезпечення організації та проведення у 2024-2025 роках державної атестації наукових установ та закладів вищої освіти в частині провадження такими закладами наукової та науково-технічної діяльності» від № 1675 від 28 листопада 2024 р. – Режим доступу: <https://mon.gov.ua/npa/pro-zabezpechennia-orhanizatsii-ta-provedennia-u-2024-2025-rokakh-derzhavnoi-atstatsii-naukovykh-ustanov-ta-zakladiv-vyshchoi-osvity-v-chastyni-provadhennia-takymy-zakladamy-naukovoi-ta-nau>.
5. Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України: офіційний веб-сайт. – Режим доступу: <https://www.ispnpp.kiev.ua>.

M. O. Berezhok, V. S. Havrylenko, I. V. Kutsyna

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

The Work Results of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine in 2025

The article summarizes the results of the scientific and research activities of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the National Academy of Sciences of Ukraine in 2025 under conditions of prolonged military influence and increased threats to critical nuclear infrastructure. The paper presents the main scientific and technical achievements related to ensuring nuclear and radiation safety during wartime, with particular attention paid to the operation and post-accident management of the “New Safe Confinement – Shelter Object” (NSC-SO) complex at the Chornobyl NPP site. Special focus is placed on investigations of the consequences of the February 14, 2025 combat drone impact on the NSC confinement, including assessment of radioactive aerosol releases, disturbance of aerodynamic and temperature-humidity conditions, and evaluation of nuclear safety parameters of fuel-containing materials. It is shown that despite local damage and temporary depressurization of the confinement, radiation conditions and nuclear safety parameters remained controllable.

The article considers the development of approaches to predictive diagnostics and monitoring of reactor facilities with VVER reactors under conditions of long-term operation, implementation of new fuel types, and wartime challenges. Neural-network-based methods for diagnostics of fuel cladding degradation and thermal-hydraulic crisis states, as well as integrated models of neutron-physical, thermal-hydraulic, vibration, and electrotechnical processes are described. The results obtained form the basis for transition from reactive to predictive approaches in nuclear facility operation and safety assessment.

Considerable attention is devoted to research on spent nuclear fuel management, radioactive waste processing, and treatment of irradiated graphite. The article also summarizes studies in the field of radioecological

safety and environmental monitoring, including investigations of radionuclide migration in groundwater and the impact of forest fires in radioactively contaminated areas. Integrated monitoring systems combining field observations, laboratory analyses, mathematical modeling, and unmanned aerial vehicle technologies were developed and implemented.

The role of international scientific and technical cooperation with IAEA, NATO, Horizon Europe, and leading foreign research institutions is highlighted. It is shown that the obtained results form a scientific and technical basis for increasing the resilience of nuclear energy facilities, improving emergency preparedness, and managing radiation risks under modern military and technological challenges.

Keywords: Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, National Academy of Sciences of Ukraine, support of the state and international partners, assessment of activity effectiveness, coverage of scientific achievements.

References

1. *Signing of the Memorandum on cooperation.* ISP NPP of the NAS of Ukraine: official website. Available at: <https://www.ispnpp.kiev.ua/en/pidpys-memo-sotr>.
2. *Certificates and Licenses.* ISP NPP of the NAS of Ukraine: official website. Available at: <https://www.ispnpp.kiev.ua/sertifikaty-litsenzii/> (in Ukr.)
3. Supplier approval decision no. PIII-II 0.46.055-22, dated 29.12.2022. Available at: <https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2023/01/RSH-P0.46.055-22.pdf> (in Ukr.)
4. Order of the Ministry of Education and Science of Ukraine «On ensuring the organization and conduct in 2024-2025 of state certification of scientific institutions and higher education institutions in terms of the conduct of scientific and scientific and technical activities by such institutions» no. 1675, dated November 28, 2024. Available at: <https://mon.gov.ua/npa/pro-zabezpechennia-orhanizatsii-ta-provedennia-u-2024-2025-rokakh-derzhavnoi-atestatsii-naukovykh-ustanov-ta-zakladiv-vyshchoi-osvity-v-chastyni-provadhennia-takymy-zakladamy-naukovoi-ta-nau> (in Ukr.)
5. *Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine:* official website. Available at: <http://www.ispnpp.kiev.ua>. (in Ukr.)

Надійшла / Received 10.03.2026

Рекомендована до друку / Accepted 13.05.2026

Правила для авторів

Загальні вимоги

1. Редакція журналу «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 А4.

7. На титулі статті має бути представлено її УДК.

Українською та англійською мовами слід навести:

прізвище,

ім'я та по батькові автора;

його учений ступінь, звання, посаду, ідентифікатор ORCID;

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

назву статті;

анотацію 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 випливають із викладеного матеріалу.

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

Прізвища авторів англійською мовою подаються відповідно до прийнятої міжнародної системи транслітерації (з української – відповідно до Постанови Кабінету Міністрів України № 55 від 27.01.2010 «Про впорядкування транслітерації українського алфавіту латиницею»). 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, методику тощо). Методи, які використовували для обробки даних, мають бути обґрунтовані (спиратися на статистику). Автор, який використав методику опублікованого дослідження, повинен послатися на неї та дати резюме процедури в тексті статті.

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

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 повинна 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 списку літератури «References»

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

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

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

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

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

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

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

уніфікувати дані для міжнародних баз, адже різні системи транслітерації сприятимуть створенню різних результатів.

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

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

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

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

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

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

