

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT



Науково-технічний журнал

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

№ 1 (34) 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 до 4 разів на рік

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

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

Адреса редакції:

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

Затверджено до друку вченою радою ІПБ АЕС НАН України
(протокол № 2 від 2 лютого 2026 р.)

Підписано до друку 20.02.2026. Формат 60 × 90 1/8
Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 11,5
Тираж 120 пр. Зам. № 93

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

Головний редактор

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

Заступник головного редактора

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

Редакційна колегія

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

Горанчук В. В., канд. техн. наук, ст. досл., пров. інж.

(ВП «Науково-технічний центр» АТ «НАЕК «Енергоатом»)
Гулік В. І., канд. техн. наук, зав. лаб. (ІРАТ «СНВО «Імпульс»)

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

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

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

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

Šmaižys 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

<i>О. М. Дибач</i> Окремі правові та технічні аспекти військових впливів на АЕС України.....	3
<i>T. V. Bibik, V. V. Borzenkov</i> Security of critical infrastructure facilities in the fuel and energy sector under martial law	10
<i>О. С. Мазурок, О. М. Михайленко, В. М. Іванов, Ю. Ю. Воробйов, А. О. Тюрін, А. М. Ганенко, Е. Kostov, V. Pashynskyi, C. Hartmann, A. Pérez-Salado Kamps</i> Система довготривалого відведення тепла від гермооболонки для енергоблоків АЕС із ВВЕР 1000. Оновлена концепція і перші результати розрахунків	22
<i>Г. І. Шараєвський</i> Нейромережеві програмні засоби для автоматичної діагностики елементів обладнання атомних електростанцій	29
<i>В. І. Скалозубов, Ю. О. Комаров, Ю. С. Кацарський, В. Ю. Кочнєва, В. В. Грибанов</i> Оптимізація частоти випробувань запобіжних клапанів компенсатора тиску ВВЕР	45
<i>О. Yu. Dorman, K. V. Simeiko</i> Identification of ways to improve the methods for crushing and sorting irradiated graphite from nuclear facilities	50
<i>О. С. Проскурін</i> Концепція розподіленої ROS-системи для автоматизації дистанційних операцій з паливовмісними матеріалами на об'єкті «Укриття»	58
<i>Т. Д. Лев, В. М. Піскун, І. П. Шедеменко</i> Оцінка та порівняльний аналіз пожежної небезпеки з використанням погодних індексів пожежної небезпеки	65
Головні підсумки VII Міжнародної конференції NucNext-2025 «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику»	82
Правила для авторів	89

CONTENTS

<i>O. M. Dybach</i> Specific legal and technical aspects of military impacts on Ukraine's nuclear power plants	3
<i>T. V. Bibik, V. V. Borzenkov</i> Security of critical infrastructure facilities in the fuel and energy sector under martial law	10
<i>O. S. Mazurok, O. M. Mykhailenko, V. M. Ivanov, Yu. Yu. Vorobyov, A. O. Tyurin, A. M. Hanenko, E. Kostov, V. Pashynskyi, C. Hartmann, A. Pérez-Salado Kamps</i> Long-term containment cooling system for VVER 1000 nuclear power units. Updated concept and preliminary calculation results	22
<i>G. I. Sharaievskyi</i> Neural network software for the automatic diagnostics of nuclear power plants' components	29
<i>V. I. Skalozubov, Yu. O. Komarov, Yu. S. Katsarskyi, V. Yu. Kochnieva, V. V. Hrybanov</i> Optimization of the test frequency of pressurizer safety valves in VVER reactors.....	45
<i>O. Yu. Dorman, K. V. Simeiko</i> Identification of ways to improve the methods for crushing and sorting irradiated graphite from nuclear facilities	50
<i>O. S. Proskurin</i> The distributed ROS-based system concept for automation of remote operations with fuel-containing materials at the Shelter object	58
<i>T. D. Lev, V. M. Piskun, I. P. Shedemenko</i> Assessment and consistent analysis of fire risk based on the FWI weather index	65
Main results of the VII International Conference NucNext-2025 "Prospects for the introduction of innovations in nuclear energy"	82
Author Guidelines	89

О. М. Дибач*Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки, вул. Василя Стуса, 35–37, Київ, 03142, Україна*

Окремі правові та технічні аспекти військових впливів на АЕС України

Ключові слова:

атомна електрична станція,
військовий вплив,
ядерна безпека,
резильєнтність

Розглянуто окремі приклади правових і технічних аспектів безпеки АЕС в умовах війни. Зазначено, що військові впливи спричинили безпрецедентні загрози всім складовим концепції 3S — ядерній безпеці, фізичному захисту та гарантіям нерозповсюдження. Констатовано очевидну невідповідність дій РФ нормам міжнародного гуманітарного права, яке надає АЕС спеціальний захист як об'єктам, що містять «небезпечні сили». Відзначено, що втрата зовнішнього електропостачання набула системного характеру й стала однією з ключових загроз для безпеки українських АЕС. Частота та тривалість таких подій суттєво перевищили проектні припущення внаслідок навмисних ударів РФ по енергетичній інфраструктурі. Атаки РФ на енергосистему зумовлюють потребу в превентивному розвантаженні енергоблоків та призводять до коливань частоти та напруги, що негативно впливає на роботу обертових механізмів і турбоагрегатів. Аналіз засвідчує нагальну потребу адаптації та подальшого розвитку підходів до оцінки безпеки АЕС в умовах деградованої енергосистеми. Перспективним інструментом є методологія «зон вразливості» EPRI (США), яка дозволяє інтегрувати детерміністичні та ймовірнісні оцінки впливу порушень у мережі на безпеку АЕС і може бути основою для підтримки оперативного прийняття рішень.

Вступ

Агресія РФ проти України у 2022 р. стала першим випадком в історії, коли діючі енергоблоки АЕС зазнали прямого військового впливу, включно зі збройним захопленням ядерних установок на майданчиках Чорнобильської АЕС (24 лютого – 31 березня 2022 р.) та Запорізької АЕС (з 4 березня 2022 р. й дотепер).

Військовий вплив компрометує всі складові безпеки АЕС (концепція 3S) — ядерна безпека (nuclear safety), фізичний захист (nuclear security) та гарантії нерозповсюдження ядерного матеріалу (safeguards), зокрема:

ядерна безпека — виникнення аварійних перешкоди процесів унаслідок військових дій, ризик для

фізичної цілісності та функціональності конструкцій, систем та елементів, важливих для безпеки, підвищений стрес персоналу, деградація стану обладнання та неавторизовані модифікації на майданчику Запорізької АЕС;

фізичний захист — перевищення проектною загрози (design basis threat) фізичний захист скомпрометований країною (state actor), комбіновані фізичні та кібератаки (на АЕС та енергосистему);

гарантії нерозповсюдження ядерного матеріалу — тимчасові втрати зв'язку із засобами дистанційної передачі даних до Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) та порушення обсягів контролю за ядерними матеріалами з боку України як власника матеріалів на майданчику Запорізької АЕС.

Питання безпеки АЕС в умовах війни мають багатовимірний характер та можуть розглядатися у правовій та технічній площині. Комплексне вивчення аспектів безпеки АЕС у військових умовах є необхідним для винесення уроків та формування прагматичних рекомендацій, спрямованих на забезпечення безпеки та резильєнтності АЕС (як для нових проєктів, так і діючих енергоблоків АЕС) в умовах екстремальних впливів, що не враховані чи не можуть бути враховані у проєкті АЕС.

Правові аспекти.

Міжнародне гуманітарне право

Правові аспекти щодо захисту АЕС від військових впливів розглядаються в роботах [1, 2]. Міжнародне гуманітарне право надає спеціальний захист АЕС як об'єктам, що містять «небезпечні сили» (dangerous forces) (ст. 56 (1) Додаткового протоколу I до Женевських конвенцій [3]). Навіть якщо такі об'єкти мають ознаки військової цілі, напад на них заборонено, якщо це може спричинити вивільнення небезпечних сил і масові втрати серед цивільного населення.

Виняток із цього правила (ст. 56 (2)) можливий лише за одночасного виконання двох умов:

- 1) АЕС надає регулярну, значну і пряму підтримку військовим операціям;
- 2) напад є єдиним можливим способом припинити таку підтримку.

Незважаючи на дискусійність зазначених вище умов, в умовах нападу РФ на українські АЕС вони не були виконані, що підтверджується і тлумаченням Міжнародного комітету Червоного Хреста. Постачання електроенергії через загальну енергосистему, навіть за умови її часткового використання у військових цілях, не може вважатися достатньою підставою для збройного нападу [4]. Таким чином, дії РФ щодо обстрілів та захоплення Запорізької АЕС є грубим порушенням міжнародного гуманітарного права.

Проте ці норми залишаються декларативними: дієвих механізмів відповідальності за такі дії досі не створено. Це демонструє критичну прогалину в міжнародному праві: юридичні обмеження існують, але не забезпечені виконанням. Варто зазначити, що в історії були військові атаки на ядерні установки (дослідницькі реактори, збагачувальні установки, АЕС на стадії будівництва в Сирії, Іраку та Ірані), однак усі вони мали превентивний характер для недопущення створення ядерної зброї і не несли загрози масштабних радіаційних викидів у довкілля. Проте в Україні атак зазнали

АЕС, що експлуатуються виключно в мирних цілях і перебувають під гарантіями МАГАТЕ.

Разом з тим міжнародне гуманітарне право фокусується лише на діючих АЕС, що обмежує його застосування для Чорнобильської АЕС та інших ядерних установок (наприклад, сховищ відпрацьованого ядерного палива).

Технічні аспекти. Втрата зовнішнього електропостачання як системний виклик для безпеки АЕС в умовах війни

Втрата зовнішнього електропостачання (loss of off-site power, LOOP) для АЕС у мирних умовах є очікуваною подією [5] (частота $>10^{-2}$ 1/рік) та враховується в аналізі проєктних аварій.

В умовах війни LOOP супроводжується низкою обтяжуючих факторів, серед яких:

частота виникнення значно перевищує очікувану в мирний час;

тривалість відновлення електропостачання (зокрема через підвищені ризики для ремонтного персоналу енергосистеми) перевищує припущення аналізу безпеки;

корінна причина — навмисні військові атаки РФ на об'єкти зовнішньої енергетичної інфраструктури (високовольтні підстанції та лінії електропередач);

зниження надійності обладнання через часті спрацювання, тривалу експлуатацію та фізичні пошкодження;

психологічний стрес персоналу.

Інші впливи на безпеку АЕС від нестабільних режимів роботи електричних мереж:

превентивне розвантаження енергоблоків АЕС за командою диспетчера;

зміна частоти електричної мережі (неконтрольоване зростання або зменшення частоти), що негативно впливає на ресурсні характеристики працюючих оборотних механізмів власних потреб та турбоагрегатів АЕС.

Щодо втрати зовнішнього електропостачання особливо критичною є ситуація на Запорізькій АЕС (рис. 1), де МАГАТЕ зафіксувало 10 випадків [6], останній з яких тривав близько 30 діб. Окрім Запорізької АЕС, випадки втрати електропостачання також фіксувалися на інших АЕС України.

Також у ніч на 24 листопада 2022 р. внаслідок обстрілів, що спричинили значні пошкодження енергомережі України, відбулася одночасна втрата зовнішнього електропостачання на всіх діючих АЕС країни, а також на Чорнобильській АЕС (рис. 2).

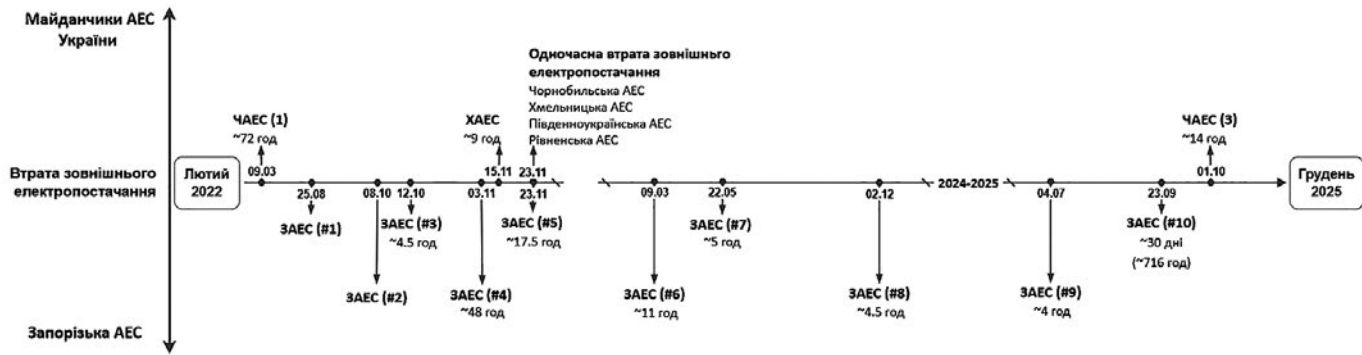
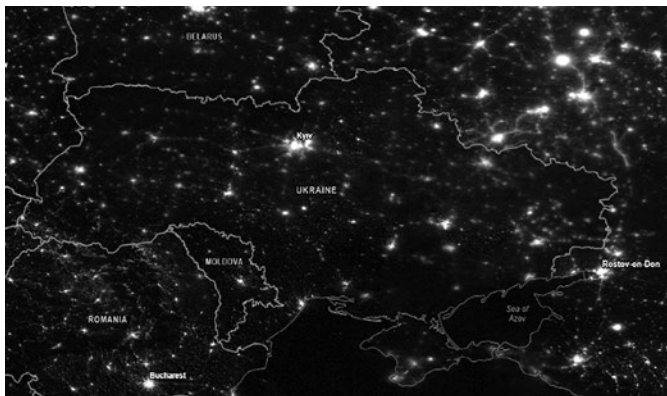
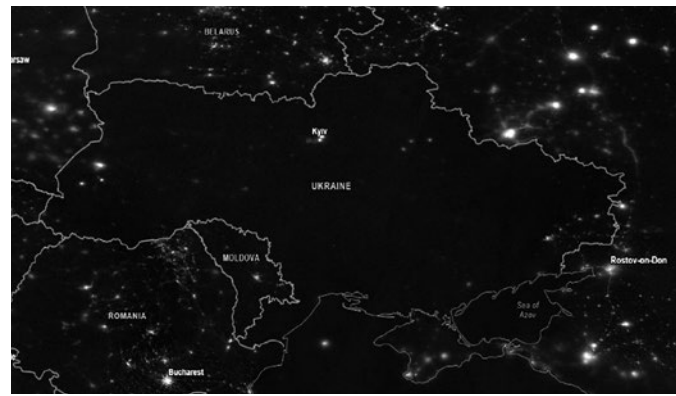


Рис. 1. Втрати зовнішнього електропостачання на майданчиках українських АЕС (інформація для створення графіка взята з документів МАГАТЕ: <https://www.iaea.org/topics/response/nuclear-safety-security-and-safeguards-in-ukraine/documents>)



а



б

Рис. 2. Супутникові знімки освітлення населених пунктів України, отримані за допомогою інструменту NASA WorldView [7]: а — до вторгнення РФ в Україну (10.02.2022 р.); б — у ніч на 24.11.2022 р.

Слід зазначити, що військові атаки мають одночасний вплив на експлуатацію АЕС (область А) та енергосистему (область В), а також загалом у більш широкому контексті на енергетичну політику країни в цілому протягом та після війни. Як показано на рис. 3, експлуатація АЕС та енергосистема мають інтерфейс, що являє собою множину перетинів С, у тому числі в частині безпеки АЕС та стійкості енергосистеми — СЗ.

Зокрема в нормативному документі НП 306.2.205-2016 «Вимоги до систем електропостачання, важливих для безпеки атомних станцій» [8] встановлено вимоги з безпеки до електропостачання від об'єднаної енергосистеми, зокрема:

у проєкті АЕС виконується аналіз і визначаються основні критерії впливу об'єднаної енергосистеми на надійність і безпеку експлуатації енергоблоків АЕС (імовірність знеструмування АЕС з відмовою систем аварійного електропостачання, відключення ліній електропередач, перехідні електричні процеси в умовах системних аварій тощо);

на підставі проведеного аналізу впливу об'єднаної енергосистеми на надійність і безпеку експлуатації енергоблоків АЕС у проєкті АЕС (за необхідності) передбачаються додаткові організаційні та технічні заходи на майданчику АЕС щодо забезпечення безпечної експлуатації енергоблоків.

Виходячи з досвіду українських АЕС в умовах війни, як компенсуючі заходи можуть розглядатися наведені нижче рішення.

1. Актуалізація стратегій управління аваріями з утратою зовнішнього електропостачання з урахуванням підвищеної частоти та тривалості таких подій, зокрема відпрацювання відповідних алгоритмів переведення енергоблоків на забезпечення власних потреб, роботи в «режимі острова», оптимізація навантаження аварійних дизель-генераторів та ін.

2. Підвищення надійності та готовності аварійних дизель-генераторів під час тривалої роботи, забезпечення достатніх запасів пального, доступу до необхідних запасних частин.

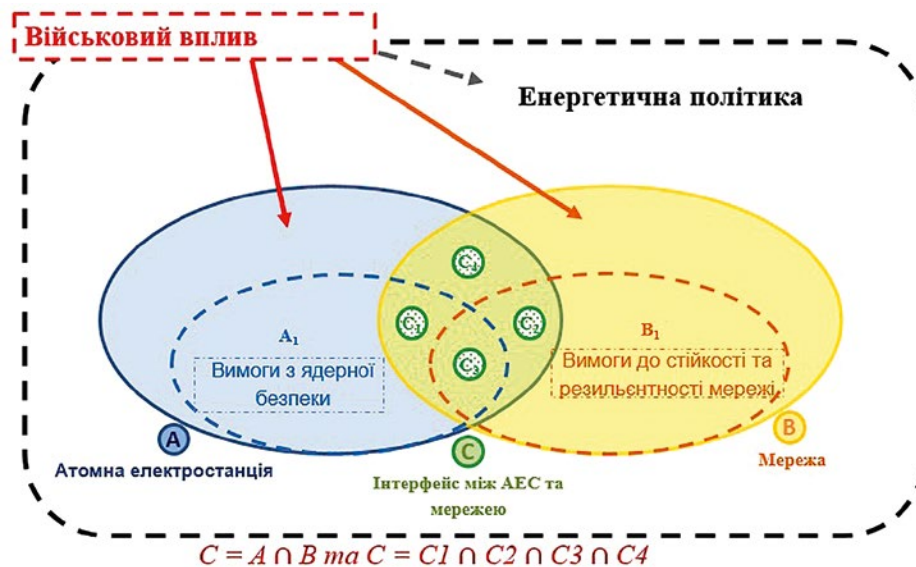


Рис. 3. Інтерфейс між АЕС та енергосистемою в умовах військових впливів

3. Забезпечення ефективної інтеграції мобільних дизель-генераторів у систему аварійного електропостачання АЕС із запобіганням відмовам із загальних причин та гарантуванням можливості їхнього оперативного підключення.

4. Розробка окремих керівництв щодо непроєктного використання наявного обладнання в умовах руйнувань, організації управління аваріями з урахуванням пошкодженої інфраструктури.

5. Впровадження заходів для підвищення стійкості високовольтних підстанцій до військових впливів, включаючи інженерне посилення, захисні конструкції та резервування схем, якщо це є технічно можливим.

Також потребує подальшого розвитку методологія оцінки безпеки та резильєнтності АЕС до порушень в енергосистемі з більш детальним моделюванням зв'язків АЕС і енергосистемою та для підтримки оперативного прийняття рішень. За основу може бути взята методологія Інституту EPRI (США) [10]. Зазначена методологія була розроблена як елемент ширшого інструментарію підтримки прийняття рішень для операторів енергосистеми та експлуатуючих організацій АЕС, метою якого є виявлення таких комбінацій відмов у мережі, що можуть призвести до втрати зовнішнього електроживлення та аварійного зупину енергоблоку АЕС.

Методологічною основою цього підходу є запроваджене в EPRI поняття «зони вразливості» [11]. Для аналізу розглядається не вся енергосистема, а лише той її фрагмент, у межах якого порушення в мережі

можуть спричинити неприйнятні відхилення напруги або частоти на шинах власних потреб АЕС. У методології EPRI ця ідея узагальнена та формалізована: запропоновано послідовну процедуру визначення зони вразливості АЕС, оцінювання наслідків аварій у межах цієї зони та інтеграції отриманих результатів у ймовірнісний аналіз безпеки.

Методологія передбачає виконання послідовних етапів.

На першому етапі здійснюється ідентифікація граничних параметрів у мережі, що створюють ризик відмови обладнання АЕС. Визначаються граничні параметри прийнятної роботи обладнання щодо короточасних відхилень напруги і частоти на шинах власних потреб та секціях шин систем безпеки. Ці межі задаються у вигляді узагальнених кривих стійкості «напруга — час» та «частота — час», які встановлюють допустиме поєднання діапазону та тривалості відхилення напруги або відхилення частоти, за якого обладнання зберігає працездатність і не відбувається спрацювання захисту та протиаварійної автоматики. Таким чином формується критерій, що дає змогу однозначно класифікувати результат моделювання як прийнятний або такий, що створює загрозу для безпечної експлуатації енергоблоку.

На другому етапі визначаються зони вразливості АЕС в електромережі. На основі детальної моделі фрагмента енергосистеми, до якого приєднана АЕС, виконується аналіз серії відмов у різних вузлах мережі. Для кожного місця пошкодження розраховується миттєве значення напруги на шинах АЕС у мо-

мент аварії і результати порівнюються з граничними кривими першого етапу. Якщо відхилення напруги виявляється більшим або тривалішим за допустимий, відповідний елемент (лінія електропередачі, підстанція, інше приєднання) відноситься до зони вразливості. Для ділянок мережі, де короткочасні відхилення напруги не перевищують установлених меж, вважається, що пошкодження не створюють безпосередньої загрози безпеці енергоблоку за умови штатної роботи систем релейного захисту та автоматики енергосистеми.

На третьому етапі проводиться оцінка аварійних комбінацій у межах визначеної зони вразливості. Формується перелік одиничних відмов елементів мережі (перший рівень) та поєднань двох і більше відмов (другий рівень), які є репрезентативними для енергосистеми. Для кожної такої комбінації виконується розрахунок післяаварійного режиму роботи енергосистеми з урахуванням дії систем автоматичного регулювання напруги та частоти. За потреби застосовуються динамічні моделі, що дає змогу оцінити стійкість системи після порушення (розвиток перехідних процесів, демпфування коливань частоти та напруги). Якщо розрахунок режиму не збігається або післяаварійний стан характеризується неприйнятними відхиленнями напруги на шинах систем безпеки, нестійкістю режиму чи втратою зовнішнього електроживлення, відповідна комбінація подій класифікується як критична з точки зору безпеки АЕС і закріплюється як частина зони вразливості.

Заключний етап передбачає інтеграцію результатів попередніх кроків у ймовірнісний аналіз безпеки. Для елементів мережі, що входять до зони вразливості, задаються інтенсивності відмов, зокрема з урахуванням можливих відмов із загальної причини, а також імовірності неспрацювання релейного захисту і невиконання дій протиаварійної автоматики та оперативного персоналу. На основі цих даних формуються моделі дерев подій/дерев відмов, які дають змогу кількісно оцінити частоту небажаних станів АЕС. Отримані показники ризику використовуються для побудови ранжованого переліку найбільш небезпечних сценаріїв та ділянок мережі, а також для формування технічних та організаційних рекомендацій щодо їхнього усунення чи зменшення наслідків.

Загалом методологія EPRI демонструє, яким чином можна поєднати детерміністичні розрахунки режимів енергосистеми з ймовірнісним аналізом безпеки АЕС на основі концепції зони вразливості. Вона є прикладом структурованого підходу до моделювання

взаємного впливу АЕС та енергосистеми і може слугувати орієнтиром під час розроблення власних підходів до оцінки безпеки та резильєнтності АЕС в умовах деградованої мережі внаслідок екстремальних загроз та, зокрема, впливів військового характеру.

Висновок

Недопущення будь-якого військового впливу та захоплення АЕС має залишатися безумовним пріоритетом. Досвід війни в Україні продемонстрував неефективність чинних міжнародно-правових механізмів захисту ядерних установок і нагальну потребу у впровадженні дієвих інструментів для запобігання військовим атакам на АЕС.

Також український досвід підтверджує, що втрата зовнішнього електропостачання стала системною загрозою для безпеки АЕС, при цьому критичними в контексті загроз є високовольтні підстанції.

Забезпечення безпеки та резильєнтності АЕС в умовах війни має охоплювати не лише заходи на майданчику станції, а й ефективний захист зовнішньої інфраструктури, насамперед ключових підстанцій, із забезпеченням взаємодії з оператором енергосистеми.

Існуючі підходи до оцінки безпеки потребують адаптації та подальшого розвитку для врахування специфіки військових впливів, включно з глибшою інтеграцією питань зовнішнього електропостачання в аналіз безпеки, та оперативного прийняття рішень.

Список використаної літератури

1. George M. M. How international law applies to attacks on nuclear and associated facilities in Ukraine / M. M. George // *Bulletin of the Atomic Scientists*. – March 6, 2022. – Available at: <https://thebulletin.org/2022/03/how-international-law-applies-to-attacks-on-nuclear-and-associated-facilities-in-ukraine>.
2. Dolzikova D. (2025). Nuclear Facilities as Targets of Military Attack / D. Dolzikova // *RUSI occasional paper*. – April 25, 2025. – Available at: <https://www.rusi.org/explore-our-research/publications/occasional-papers/nuclear-facilities-targets-military-attack>.
3. Protocol Additional to the Geneva Conventions of 12 August 1949 and relating to the Protection of Victims of International Armed Conflicts (Protocol I), 8 June 1977, Part IV: Civilian population, Article 56 – Protection of works and installations containing dangerous forces // *International Humanitarian Law Databases*. – Available at: <https://ihl-data->

bases.icrc.org/en/ihl-treaties/api-1977/article-56.

4. Zeith A. Dangerous forces: the protection of nuclear power plants in armed conflict / Zeith A., Giorgou E. // Humanitarian Law & Policy Blog. – October 18, 2022. – Available at: <https://blogs.icrc.org/law-and-policy/2022/10/18/protection-nuclear-power-plants-armed-conflict>.

5. Volkanovski A. Summary report on events related to loss of offsite power and station blackout at NPPs (EUR27742 EN) / A. Volkanovski, A. Ballesteros, M. Peinador. – Joint Research Centre, European Commission, 2016. – Available at: <https://doi.org/10.2790/70161>.

6. Update 323 – IAEA Director General Statement on Situation in Ukraine. – International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, October 23, 2025. – Available at: <https://www.iaea.org/newscenter/pressreleases/update-323-iaea-director-general-statement-on-situation-in-ukraine>.

7. NASA. Worldview: Explore your dynamic planet. – Available at: <https://worldview.earthdata.nasa.gov>.

8. НП 306.2.205-2016. Вимоги до систем електропостачання, важливих для безпеки атомних станцій // Офіційний вісник України № 10 від 12 лютого 2016 р. – Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0078-16#Text>

9. Design of electrical power systems for nuclear power plants: Specific safety guide SSG-34 (Publication No. IAEA-SSG-34). – International Atomic Energy Agency, 2016. – Available at: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1673web-53477409.pdf>.

10. Methodology to evaluate nuclear power plant vulnerability to events in the transmission grid / A. Del Rosso, J.-F. Roy, F. Rahn, A. Capara // Proceedings of the 22nd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE22) (July 7–11, 2014, Prague, Czech Republic). – New York: ASME, 2014. – Available at: doi.org/10.1115/ICONE22-30846.

11. Abi-Samra N. Vulnerability of nuclear power plants to voltage sag induced by disturbances in the transmission grid – The concept of zone of vulnerability for voltage / N. Abi-Samra, A. Del Rosso, F. Rahn // Proceedings of the 17th International Conference on Nuclear Engineering ICONE17 (July 12–16, 2009, Brussels, Belgium). – Available at: doi.org/10.1115/ICONE17-75177.

O. M. Dybach

SE “State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety”, 35–37, V. Stusa St., Kyiv, 03142, Ukraine

Specific Legal and Technical Aspects of Military Impacts on Ukraine’s Nuclear Power Plants

This paper presents an analysis of selected legal and technical aspects of nuclear power plant (NPP) safety under conditions of war, based on the case of Ukraine. The 2022 military aggression of the Russian Federation against Ukraine represents the first documented instance in which operating NPPs were subjected to sustained and direct military action. This included the armed occupation of nuclear facilities at the Chornobyl and Zaporizhzhia NPP sites, creating unprecedented risks to civilian nuclear infrastructure. These events challenged all pillars of the international 3S framework — nuclear safety, nuclear security and nuclear safeguards — exposing vulnerabilities not previously encountered at this scale.

From a legal perspective, the paper examines the incompatibility of these actions with international humanitarian law, which affords nuclear power plants special protection as installations containing “dangerous forces”. Although legal norms explicitly prohibit attacks on such facilities due to the risk of large-scale civilian harm, the absence of effective enforcement and accountability mechanisms reveals substantial deficiencies in the existing international legal architecture.

From a technical perspective, the paper analyses the loss of off-site power (LOOP) as a systemic threat to NPP safety during war. The frequency and duration of LOOP events significantly exceeded design-basis assumptions as a direct consequence of deliberate attacks on high-voltage substations and transmission lines. Power restoration was further complicated by elevated risks to repair personnel, widespread physical damage to infrastructure, cumulative equipment degradation caused by repeated actuations, prolonged operation under degraded grid conditions and increased psychological stress on operating staff. Preventive load reductions and grid instability, including voltage and frequency fluctuations, additionally affected turbine-generator and rotating equipment performance.

The paper demonstrates that conventional safety assessment approaches are insufficient when nuclear facilities operate under conditions of large-scale military aggression and argues for the development of advanced analytical frameworks capable of capturing complex interactions between NPPs and degraded power systems. In this context, the methodology developed by EPRI, integrating deterministic grid disturbance analysis with probabilistic safety assessment, is identified as a promising tool for supporting operational decision-making. The Ukrainian experience provides a critical foundation for strengthening both international legal protections and

technical approaches to nuclear power plant resilience under extreme external hazards.

Keywords: nuclear power plant, military impact, nuclear safety, resilience.

References

1. George M.M. (2022). How international law applies to attacks on nuclear and associated facilities in Ukraine. *Bulletin of the Atomic Scientists*, 6 March 2022. Available at: <https://thebulletin.org/2022/03/how-international-law-applies-to-attacks-on-nuclear-and-associated-facilities-in-ukraine>.
2. Dolzikova D. (2025). Nuclear facilities as targets of military attack. *RUSI occasional paper*, April 25, 2025. Available at: <https://www.rusi.org/explore-our-research/publications/occasional-papers/nuclear-facilities-targets-military-attack>.
3. Protocol Additional to the Geneva Conventions of 12 August 1949 and relating to the Protection of Victims of International Armed Conflicts (Protocol I), 8 June 1977, Part IV: Civilian population, Article 56 – Protection of works and installations containing dangerous forces. *International Humanitarian Law Databases*. Available at: <https://ihl-databases.icrc.org/en/ihl-treaties/api-1977/article-56>.
4. Zeith A., Giorgou E. (2022). Dangerous forces: the protection of nuclear power plants in armed conflict. *Humanitarian Law & Policy Blog*, October 18, 2022. Available at: <https://blogs.icrc.org/law-and-policy/2022/10/18/protection-nuclear-power-plants-armed-conflict>.
5. Volkanovski A., Ballesteros A., Peinador M. (2016). *Summary report on events related to loss of offsite power and station blackout at NPPs* (EUR27742 EN). Joint Research Centre, European Commission. Available at: <https://doi.org/10.2790/70161>.
6. *Update 323 – IAEA Director General Statement on Situation in Ukraine*. International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 23 October 2025. Available at: <https://www.iaea.org/newscenter/pressreleases/update-323-iaea-director-general-statement-on-situation-in-ukraine>.
7. NASA. *Worldview: Explore your dynamic planet*. Available at: <https://worldview.earthdata.nasa.gov>.
8. NP 306.2.2052016. Requirements for power supply systems important to safety of nuclear power plants [Vymohy do system elektropostachaniia, vazhlyvykh dlia bezpeky AES]. *Official Journal of Ukraine*, no. 10, dated February 12, 2016. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0078-16#Text> (in. Ukr.)
9. International Atomic Energy Agency (2016). *Design of electrical power systems for nuclear power plants: Specific safety guide SSG-34* (Publication No. IAEA-SSG-34). Available at: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1673web-53477409.pdf>.
10. Del Rosso A., Roy J.-F., Rahn F., Capara A. (2014). Methodology to evaluate nuclear power plant vulnerability to events in the transmission grid. *Proceedings of the 22nd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE22) (July 7–11, 2014, Prague, Czech Republic)*. New York: ASME, 2014. Available at: doi.org/10.1115/ICONE22-30846.
11. Abi-Samra N., Del Rosso A., Rahn F. (2009). Vulnerability of nuclear power plants to voltage sag induced by disturbances in the transmission grid – The concept of zone of vulnerability for voltage. *Proceedings of the 17th International Conference on Nuclear Engineering ICONE17 (July 12–16 2009, Brussels, Belgium)*. Available at: doi.org/10.1115/ICONE17-75177.

Надійшла / Received 02.12.2025

Рекомендована до друку / Accepted 10.12.2025

T. V. Bibik, V. V. Borzenkov

*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*

Security of Critical Infrastructure Facilities in the Fuel and Energy Sector Under Martial Law

Keywords:

nuclear safety,
armed conflict,
physical protection,
international humanitarian law,
IAEA

The article presents a comprehensive study of the problem of physical protection of nuclear installations in the context of interstate armed conflict, taking into account modern military threats. The relevance of the topic is determined by the increasing involvement of military operations in the vicinity of nuclear facilities, which creates a new spectrum of risks that have not been systematically addressed within classical approaches to nuclear safety and international humanitarian law. The purpose of the study is to identify the key challenges related to the protection of nuclear facilities during armed conflict, to analyze existing international legal and institutional mechanisms, and to substantiate possible directions for their improvement. The research methodology is based on a systemic and structural analysis of international legal norms, the safety principles and standards developed by the International Atomic Energy Agency, as well as a comparative analysis of precedent cases involving the impact of armed hostilities on nuclear infrastructure. As a result of the study, critical gaps in the current system of physical protection of nuclear installations under conditions of armed conflict are identified, and a set of legal and policy-oriented recommendations aimed at the strengthening of international nuclear safety mechanisms is proposed. The scientific novelty of the research lies in the integration of legal, security, and technical perspectives to formulate a coherent approach to ensuring nuclear safety during military hostilities. The practical significance of the obtained results consists in the possibility of their application in the activities of national nuclear regulatory authorities, operators of nuclear power plants, and international organizations involved in the development and adaptation of physical protection standards to modern conflict-related threats. The proposed conceptual framework may contribute to enhancing international cooperation and improving the resilience of nuclear safety systems in crisis and wartime conditions.

Introduction

Armed conflicts are traditionally considered by international law and security systems as factors that create increased risks for the civilian population and critical infrastructure. At the same time, full-scale military actions against states with nuclear facilities on their territory cre-

ate a fundamentally new dimension of threats related to the possibility of nuclear and radiation safety breaches. Damage, occupation, or militarization of nuclear facilities can lead to consequences that extend beyond the conflict zone and have a transboundary and global nature.

The current international nuclear security system was developed mainly in peacetime and was focused on

© T. V. Bibik, V. V. Borzenkov, 2026. License CC BY 4.0

preventing man-made accidents and countering threats from non-state actors, such as terrorist groups, organized criminal networks, and other entities not acting on behalf of a state. At the same time, scenarios of high-intensity interstate armed conflicts, in which nuclear facilities could be used as elements of military strategy or political pressure, remained outside the focus of the practical application of most international mechanisms. This has resulted in significant gaps in the legal and institutional framework for the protection of nuclear facilities during military operations.

The International Atomic Energy Agency (IAEA) plays a special role in the global nuclear security architecture, promoting the peaceful use of nuclear technologies, developing safety standards, and providing technical assistance to states. However, the IAEA's mandate is limited mainly to advisory and monitoring functions and does not provide for instruments to enforce compliance with nuclear safety requirements in the context of armed conflict. The absence of an international body capable of ensuring the implementation of measures to protect nuclear facilities during wartime highlights the need to rethink the existing system of international regulation.

In this context, it is particularly important to analyze the impact of armed conflicts on nuclear safety and to assess the capacity of international humanitarian and international nuclear law to respond to new types of threats. The purpose of this article is to examine contemporary challenges in the field of nuclear security in the context of military operations, identify key legal and institutional gaps, and justify possible directions for improving international mechanisms for the protection of nuclear facilities.

Analysis of literature data and problem statement

The current array of publications and international documents emphasizes the multidimensional nature of nuclear safety issues: accident prevention and mitigation as well as prevention of unlawful acts, including terrorism and sabotage. The Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons (NPT) forms a three-pronged basis (non-proliferation, disarmament, and peaceful use), while the practical instruments of the IAEA — safeguards, inspections, guidance documents — detail the requirements for physical integrity, operational safety systems, reliable off-site power supply, logistics, radiation monitoring, and communication with regulatory authorities.

At the same time, international humanitarian law (Article 56 of Additional Protocol I to the Geneva Conventions) prohibits attacks on facilities whose release of

dangerous forces could have large-scale consequences, but it contains exceptions and does not cover a number of elements of the fuel cycle [1]. The experience of combat operations, particularly around the Zaporizhzhia NPP, has revealed the vulnerability of external power supplies, the criticality of cooling systems, and the limitations of existing enforcement mechanisms and rapid international response.

Among the key gaps, the following can be highlighted:

- 1) limited IAEA mandate in the field of security (as opposed to safeguards): lack of legally binding decisions and rapid access tools during the active phase of the conflict;
- 2) massive strikes on energy facilities raise the question of integrating air defense and electronic warfare capabilities into the security system of nuclear facilities;
- 3) lack of universal, politically stable mechanisms for demilitarizing nuclear power plant sites and guarantees that they will not be used as military bases.

Given the identified gaps, the scientific and practical problem lies in developing a comprehensive model for ensuring the nuclear and energy security of critical infrastructure facilities during armed conflicts, which:

- a) extends the protective regime to all links in the nuclear fuel cycle and critical elements of the energy system,
- b) ensures operational international monitoring and access for inspections with minimal dependence on political agreement between the parties,
- c) supports the demilitarization of nuclear power plant zones and creates legal safeguards against the use of nuclear sites for military purposes.

The novelty lies in combining engineering criteria for the stability of energy systems with legal mechanisms for international access and demilitarization, as well as in incorporating countermeasures against UAVs into the design of physical protection and emergency preparedness. The practical result is a set of parameterized requirements and procedures suitable for implementation by operators, regulators, and international institutions.

Research objectives and tasks

The purpose of the study is to analyze the threats currently facing critical infrastructure facilities — nuclear power grids in Ukraine. Finding ways to ensure nuclear safety in a state of martial law, as well as involving international institutions in the process of resolving such situations and developing ways to obtain safety guarantees, is a key issue today.

The scientific novelty of the study lies in a comprehensive analysis of nuclear and radiation safety issues in the context of interstate armed conflict, taking into account modern military threats, in particular the use of unmanned aerial vehicles and the militarization of nuclear facilities. The article substantiates the inadequacy of the current international physical protection regime to counter threats from the regular armed forces of states and identifies areas for its possible improvement, taking into account wartime conditions.

Global nuclear security and threats

Global nuclear security is shaped by a combination of international rules, institutional mechanisms, and technical practices designed to minimize the risks of nuclear incidents, limit the proliferation of nuclear materials, and reduce the likelihood of deliberate interference with nuclear facilities. In the “classical” model, this system works best when the basic prerequisites for controllability are in place: predictable access for inspectors, continuity of oversight bodies, a controlled operating environment, and the ability to implement standard safety procedures. It is under such conditions that international approaches to risk assessment have historically been designed, with an emphasis on technological failures, human factors, and countering non-state threats.

However, high-intensity armed conflicts dramatically change the risk structure: individual violations of regulations are no longer the key issue, but systemic failures of the operating environment — the destruction of critical infrastructure, restrictions on access to resources and personnel, pressure on operators, loss of stable power supply and communications, and the inability to conduct full-fledged international monitoring. In wartime, “security conditions” are critically important: the physical integrity of the facility, the operability of security systems, stable control, and the availability of a channel for decision-making without coercion. That is why the IAEA, in its crisis assessments, separately emphasizes a set of basic principles (the so-called “indispensable pillars”) that must be maintained even during hostilities — otherwise, the level of risk increases regardless of formal compliance with procedures [2].

At the same time, legal restrictions on the use of force against dangerous facilities in international humanitarian law, in particular the special protection regime for nuclear power plants as facilities containing dangerous forces, create an important benchmark, but do not provide an automatic mechanism for implementation in practice. Even

with prohibitions in place, real security requires prevention, control, and accountability tools that can act quickly, including in situations of limited access, information uncertainty, and political escalation [3]. This means that the gap between the regulatory model and operational capacity is becoming one of the main sources of vulnerability in the global nuclear security system during wartime.

An additional factor in contemporary threats is technological asymmetry: the widespread use of unmanned aerial vehicles and remote strike capabilities allows critical infrastructure elements to be targeted “below the threshold” of classic military scenarios. This is particularly dangerous for the nuclear sector due to the possibility of attacks not only on the facility itself, but also on its auxiliary systems (power supply, substations, communications, logistics, and support systems), which indirectly undermines the ability to maintain safe operating conditions. As a result, nuclear safety in a state of war takes on a systemic character: it depends not only on engineering barriers at the site, but also on the stability of the power system, the security of infrastructure nodes, and the availability of effective international control and response mechanisms.

Thus, contemporary challenges demonstrate the need to move from a “peaceful” logic of nuclear safety to an approach that directly takes into account military risks: infrastructure degradation, restrictions on international control, coercion of personnel, scenarios of prolonged failures, and new types of technological threats. This provides a basis for further analysis of specific incidents and the development of integrated solutions focused on the resilience and manageability of the security system, even in crisis conditions.

Key principles of nuclear safety

The key principles of nuclear safety are based on IAEA international standards and national regulatory documents. They are aimed at preventing accidents, minimizing the consequences of possible incidents, and protecting people and the environment. However, ensuring nuclear safety is multidimensional and covers not only the technical aspects of the safe operation of nuclear facilities, but also the global dimension of nuclear non-proliferation [4]. In the context of growing geopolitical instability, the combination of these tasks is of particular importance.

Under the NPT, participating states are obliged to use nuclear materials and technologies exclusively for peaceful purposes. The key role in this regard belongs to oper-

ating organizations, which ensure strict compliance with IAEA safety and safeguards requirements.

The culture of nuclear safety prioritizes transparency and accountability. Regular reporting to international bodies, inspections, and the exchange of information on the status of nuclear materials create an atmosphere of trust between states and minimize the risk of covert military activities.

The concept of defense in depth is aimed not only at preventing accidents, but also at preventing unauthorized access to nuclear materials. Security systems, access control, accounting, and transportation of nuclear fuel are important tools for countering possible theft or sabotage.

Every unit of nuclear fuel is strictly accounted for. The IAEA applies a system of safeguards that makes it impossible for materials suitable for weapons to disappear. IAEA inspectors conduct independent inspections of facilities using modern monitoring technologies, from remote cameras and sensors to satellite surveillance systems. This ensures the objectivity of the assessment and reduces the risk of non-compliance.

Armed conflicts create a new dimension of risk for nuclear security. The seizure of nuclear power plants could lead to the use of their resources for military purposes or to nuclear terrorism. That is why the international community insists on the demilitarization of areas where nuclear facilities are located and on strengthening their protection.

International cooperation in the field of nuclear safety

Since the advent of nuclear technology, nuclear safety has become one of the key factors in shaping the international security system. It is viewed not only as a technical issue of safe operation of nuclear facilities, but also as a component of global policy that combines elements of deterrence, international control, and mutual responsibility of states. In this context, international cooperation is a fundamental tool for reducing the risks associated with the use of nuclear energy, as the potential consequences of nuclear incidents are transboundary in nature and cannot be limited to the territory of a single state.

The IAEA plays a central role in the system of international cooperation in the field of nuclear safety, whose activities are aimed at ensuring a balance between the development of the peaceful use of nuclear energy and preventing its use for military purposes. Through a system of safeguards, inspections, expert missions, and the development of guidance documents, the IAEA forms

the institutional basis for international trust and transparency in the nuclear field. At the same time, scientific research and analytical publications emphasize that the Agency's mandate in the field of nuclear security is mainly advisory in nature and largely depends on the political will of member states, which limits its ability to act in times of crisis and armed conflict [5].

Nuclear safety issues are also on the agenda of the United Nations and the UN Security Council, which, in accordance with the UN Charter, are empowered to maintain international peace and security. It is the Security Council that has the power to adopt decisions that are binding on all states, including sanctions or the deployment of peacekeeping missions. However, current practice shows that the application of these mechanisms in the field of nuclear security is significantly complicated in cases where a state possessing nuclear weapons is a party to an armed conflict, which reduces the effectiveness of collective response measures [6].

Multilateral treaties and conventions that form the legal basis of the global non-proliferation regime are an important element of international cooperation in the field of nuclear safety. The Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons enshrines the fundamental principles of non-proliferation, disarmament, and the peaceful use of nuclear energy, creating a framework of obligations for participating states. It is supplemented by specialized international conventions aimed at the physical protection of nuclear materials and facilities, as well as technical assistance and experience-sharing programs that contribute to enhancing national security capabilities [7].

Recent events related to military influence on nuclear facilities, particularly in Ukraine, have demonstrated the limitations of traditional formats of international cooperation, which are primarily focused on stable political conditions. Scientific and expert publications emphasize that in conditions of armed conflict, there is a gap between formal international obligations and the actual ability of international institutions to ensure the protection of nuclear facilities, the safety of personnel, and continuous international monitoring. This highlights the need to develop new approaches to international cooperation that combine legal, political, and technical instruments for responding to nuclear risks in wartime [8].

Thus, international cooperation in the field of nuclear safety remains a key condition for reducing global nuclear risks, but modern armed conflicts require its adaptation to new realities. Strengthening coordination between international organizations, improving legal mechanisms of accountability, and expanding the capabilities for

rapid international response are necessary prerequisites for improving the effectiveness of the nuclear safety system in a state of war.

The challenges of today

The Russian Federation's armed aggression against Ukraine, which has been ongoing since 2014, has had a significant impact on the functioning of the international security system and has called into question the effectiveness of existing mechanisms for maintaining international law and order. The peculiarity of this aggression lies in the fact that it is being carried out by a state that is a permanent member of the United Nations Security Council and possesses significant nuclear potential. Under such conditions, nuclear weapons cease to be exclusively an element of strategic deterrence and are used as an instrument of political pressure, creating a fundamentally new range of risks for international security.

The full-scale invasion in 2022 led to a sharp escalation of threats in the field of nuclear and radiation safety. For the first time in modern history, military actions directly affected facilities related to the use of nuclear energy and the handling of radioactive materials. The seizure of the Chornobyl exclusion zone and spent nuclear fuel storage infrastructure, violations of physical protection regimes, the theft of ionizing radiation sources, the occupation of the Zaporizhzhia nuclear power plant (ZNPP) along with the satellite city of Enerhodar, as well as the shelling of the Neutron Source research facility demonstrated the vulnerability of the existing system of international control and response to crisis situations.

These events have not only regional but also global implications, as nuclear and radiation risks are by their nature not confined within national borders. They have demonstrated that existing international nuclear safety mechanisms are largely geared to peacetime conditions and do not take into account scenarios of high-intensity interstate armed conflict. In such conditions, formal compliance with international treaties and recommendations does not guarantee the actual safety of nuclear facilities and personnel.

The issue of physical protection of nuclear facilities requires special attention. Traditionally, physical protection systems are designed to address threats from non-state actors and are aimed at preventing, detecting, and responding to unauthorized actions. However, military actions by a state's regular armed forces go beyond these scenarios and create a situation in which existing approaches to physical protection prove insufficient. This creates a need to rethink

the role and tasks of physical protection of nuclear facilities in the context of armed conflicts.

In addition, attacks on nuclear facilities and related infrastructure can be considered violations of international humanitarian law and the principles of international nuclear law aimed at preventing the release of dangerous forces and protecting the civilian population. However, the lack of effective mechanisms to enforce compliance with these norms in wartime significantly limits their practical effectiveness.

Thus, the current challenges in the field of nuclear security lie not only in the growing number of threats, but also in the mismatch between the nature of these threats and the capabilities of the existing international response system. The military impact on nuclear facilities requires a review of approaches to ensuring nuclear and radiation safety, taking into account the realities of armed conflicts, which determines the relevance of further scientific analysis of this issue.

Nuclear facilities in the combat zone

The targeting of nuclear facilities in the context of military operations is not an unprecedented development. Historical practice demonstrates that nuclear infrastructure has repeatedly been perceived as possessing strategic value, both in situations of declared armed conflict and in periods formally characterized as peace. These incidents reveal a persistent tension between military considerations and the emerging norm of special protection for nuclear installations.

During the Second World War, Allied operations against the Norsk Hydro heavy water plant in Norway were aimed at disrupting Germany's nuclear research program, reflecting the strategic importance attributed to nuclear-related industrial facilities. Subsequent conflicts further illustrated this pattern. In 1980, the Iranian Air Force struck the Osirak research reactor in Iraq, while in 1981 the Israeli Air Force conducted a separate operation that destroyed the same reactor prior to its commissioning. During the Iran–Iraq War, the Bushehr nuclear power plant, then under construction, was subjected to multiple Iraqi air strikes, resulting in significant damage and long-term delays, though not complete destruction.

Similarly, during the 1991 Gulf War, coalition forces targeted elements of Iraq's nuclear program, including facilities associated with research and uranium enrichment. Later incidents, such as the 2007 air strike against a suspected undeclared nuclear facility in Syria, further demonstrate that nuclear installations have been regarded

as legitimate strategic objectives under certain security rationales.

Taken together, these cases indicate that the use of force against nuclear infrastructure has historical precedent. However, they also underscore the absence of a fully coherent and operationalized international legal regime capable of reconciling military necessity with the imperative of preventing radiological catastrophe. This historical experience highlights structural ambiguities in the protection framework applicable to nuclear facilities during armed conflict.

The full-scale invasion of Ukraine by the Russian Federation in 2022 differs fundamentally from previous precedents in terms of its scale, duration, and the systematic nature of its military impact on nuclear facilities. On the first day of the aggression, February 24, 2022, Russian troops seized the industrial site of the Chornobyl Nuclear Power Plant, which was subsequently used as a military base. The occupation was accompanied by damage to equipment, mining of the territory, fires, and a complete loss of control by regulatory authorities over nuclear and radiation safety, as well as the accounting of nuclear materials in the exclusion zone. The active military presence in the radioactively contaminated territory created additional risks of repeated radiation contamination with potentially catastrophic consequences.

Since March 4, 2022, the ZNPP, the largest in Europe and one of the largest in the world in terms of installed capacity, has been under the control of Russian troops. During the occupation, the ZNPP industrial site was converted into a military facility housing equipment, ammunition, and personnel. Constant shelling and damage to energy infrastructure elements have led to repeated losses of external power supply, directly threatening the ability to maintain reactor cooling systems and remove residual heat. The prolonged operation of equipment in non-standard conditions, the degradation of safety systems, and limited access for personnel increased the risks of nuclear and radiation hazards.

In March 2022, the Neutron Source research facility, located at the Kharkiv Institute of Physics and Technology, was also shelled. Damage to this facility, which is not designed for operation in combat conditions, posed a threat of serious radiation and environmental consequences.

A new and particularly dangerous stage of escalation was the use of unmanned aerial vehicles against nuclear infrastructure facilities. On February 14, 2025, a strike drone with a high-explosive warhead hit the New Safe Confinement (NSC) over the destroyed fourth power unit of the Chornobyl Nuclear Power Plant. The attack dam-

aged elements of the outer and inner cladding of the protective arch, as well as crane system equipment. Although no increase in radiation levels was recorded, the very fact that the operating conditions of the NSC were violated requires further assessment from the point of view of the long-term safety of the facility.

The massive nature of the attacks on Ukraine's energy infrastructure significantly increased nuclear risks. The loss of external power supply and disruption of power lines created the threat of so-called station blackout scenarios, in which even shut-down nuclear power plants require significant amounts of electricity and water to remove residual heat from nuclear fuel. The events of 2022, in particular the automatic shutdowns of the Rivne, South Ukraine, and Khmelnytskyi nuclear power plants as a result of missile strikes on the power grid, clearly demonstrated the interdependence of nuclear and energy security.

Thus, the Russian Federation's armed aggression against Ukraine and systematic attacks on nuclear facilities have created unprecedented challenges in the areas of nuclear safety, physical protection, and personnel safety guarantees [9]. These events are likely to have a long-term impact on the further development of the international physical protection regime and require a thorough rethinking, taking into account military threats and the interconnection between nuclear safety and other components of global security.

Use of unmanned systems to attack energy infrastructure

Since the start of the full-scale invasion, the terrorist state has been systematically using unmanned aerial vehicles (UAVs) to attack critical infrastructure in Ukraine. The greatest pressure is being exerted on the energy sector, which is of strategic importance for the economy, defense, and the lives of the civilian population. The goal of these strikes is to weaken not only the Ukrainian economy but also the morale of its population.

Drone attacks are a complex and growing threat to the internal security of the state and international stability. UAV strikes can target any number of targets, including military facilities, government buildings, power plants, airports, and the civilian population. The wide range of UAVs available, from small and modified commercial drones to military ones equipped with weapons and powerful surveillance systems, enables individuals, non-state actors, and states to carry out remote attacks.

When it comes to conducting precision strikes against specific targets, including infrastructure and personnel,

the military often uses armed UAVs. Drone attacks carried out by terrorists and insurgents may be accompanied by the use of improvised explosive devices, adding another layer of complexity to security challenges. A significant number of recent UAV strikes have targeted energy infrastructure, raising concerns about the vulnerability of such systems. Protecting critical infrastructure from the threat of drone attacks will require coordinated action by government agencies and critical infrastructure operators.

Drone strikes on energy infrastructure can disrupt the supply of electricity, heat, and fuel to homes and businesses. Power plants, electrical grids, oil and gas facilities, energy transportation infrastructure, fuel storage facilities, control centers, and communications infrastructure are all vulnerable to drone attacks. UAV strikes can cause significant damage to all types of power plants, whether thermal, nuclear, hydroelectric, or renewable energy facilities. Disruption of energy facilities can cause large-scale power outages, which in turn will affect residential, industrial, and commercial consumers and critical infrastructure. Power line towers, substations, and transmission lines that make up the power grid are critical components that, if attacked, can lead to power outages, equipment damage, and potential safety issues.

Oil refineries, natural gas processing plants, pipelines, and storage terminals are other potential targets for attacks. Sabotage of oil and gas infrastructure can cause supply shortages, fires, explosions, and environmental damage. Drone attacks can disrupt coal transportation, natural gas and oil at ports, airports, railways, and highways, which would affect energy supply chains and disrupt economic activity. If a UAV strike damages a critical facility such as a control center, substation, fuel depot, or emergency response center, it could pose a threat to safety and operational integrity. Potential targets for drone attacks include telecommunications towers, satellite facilities, and data centers that support the operation of energy infrastructure. Disruptions to communication networks can hinder emergency response and stakeholder coordination.

When drones target energy infrastructure, many moral and legal questions arise regarding the safety of energy infrastructure and the people who depend on it: civilian safety, humanitarian crises, environmental impacts, disruption of key services, and more. Addressing these issues requires a comprehensive approach that upholds justice, accountability, and human rights while protecting the critical infrastructure necessary for sustainable growth and prosperity.

Attacks by unmanned systems on energy infrastructure will continue to be a tactic, especially in times of war and confrontation. Government and local authorities, as well as public and private owners and operators of critical energy facilities, must take steps to protect vital infrastructure from such attacks. Protecting the resilience of the power system and improving the security of energy supply are two of the most important issues during massive UAV strikes.

Nuclear security risks as a consequence of nuclear terrorism

More than three years have passed since the world was shocked by Russia's occupation of the ZNPP in Ukraine. Fighting near the plant is causing serious concern among experts and increasing risks. Currently, the ZNPP is powered by only one external power line, which poses serious risks. All six reactors are in cold shutdown mode, and none of them can be safely restarted. In addition, the water level in the cooling pond has dropped to 13.4 meters, close to the critical threshold of 12 meters, beyond which the cooling systems will fail. Despite the passage of time, the harsh reality remains: a terrorist state retains control of the plant, and this situation is a constant reminder of the serious threats to current nuclear safety standards.

In these new conditions, effective nuclear safety requires a reassessment of priorities, as the occupation has revealed a completely new type of risk: a state possessing nuclear weapons continues to attack, shell, mine, and operate a Ukrainian nuclear facility as part of its so-called "special military operation."

Traditionally, nuclear safety has been centered on the physical protection of facilities against diverse threat vectors. Currently, the main threat remains the same: deliberate hostile actions by state actors against facilities where nuclear materials are stored, such as nuclear reactors, which could lead to radiation leaks.

Nuclear reactors seized by state authorities may be intentionally operated in breach of applicable international nuclear safety standards and binding regulatory requirements. The potential consequences are serious: from melting the core to compromising containment, leading to death and disease, contamination of agricultural land and water supplies, and disruption of transport and communication networks, not to mention undermining confidence in nuclear energy. And this is not purely a theoretical scenario.

The invasion of Ukraine and the seizure of the Zaporizhzhia NPP create a risk that could lead to the leakage of

radioactive materials outside the country. Moreover, the threat of such actions turns the plant into an instrument of coercion that can be used as leverage to secure military and political advantages.

Thus, the occupation of the ZNPP since March 2022 reveals an unprecedented gap in nuclear safety. However, it is difficult to assess the nature, likelihood, and potential consequences of the risks arising in this situation. There is no single agreed terminology to describe this situation, and it has been framed in different ways in legal and security discourse.

International law and nuclear safety during military operations

Armed conflict significantly increases risks to nuclear and radiation safety, as damage to, seizure, or militarization of nuclear facilities can have large-scale humanitarian and environmental consequences. In such situations, the conduct of states is governed by international humanitarian law in conjunction with international nuclear law, which establishes special protection regimes for facilities related to the use of nuclear energy.

The basic rules of warfare regarding civilian facilities, including nuclear installations, are enshrined in the 1949 Geneva Conventions and the 1977 Additional Protocols. In particular, international humanitarian law prohibits attacks on civilian objects if such actions could cause excessive loss of civilian life or release dangerous forces. Nuclear facilities are subject to a special protection regime precisely because of the potential scale of the consequences of their damage.

Certain provisions of international humanitarian law regulate the defense and occupation of nuclear facilities. Parties to an armed conflict are required to exercise extreme caution when conducting military operations in close proximity to nuclear power plants and other nuclear facilities. The permissibility of deploying military units near such facilities is limited solely to the purposes of their protection and does not give the nuclear facility the status of a legitimate military target, as directly follows from interpretations of the norms of international humanitarian law [10].

According to the official comments of the International Committee of the Red Cross on Article 56 of Additional Protocol I, the parties to the conflict may in certain cases be obliged to refrain even from actively defending a nuclear power plant if there is a real threat of the release of dangerous forces. In the event of the occupation of a nuclear facility, responsibility for ensuring its safety rests

with the occupying party, which is obliged to take all possible measures to prevent incidents that could harm the civilian population or the environment.

The shelling and occupation of nuclear facilities and sites where radioactive materials and sources of ionizing radiation are used by the Russian Federation violate both international humanitarian law and the basic principles of international nuclear law. Such actions not only pose a direct threat to nuclear and radiation safety, but also effectively make it impossible for Ukraine to fulfill its international obligations under the Convention on Nuclear Safety, the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, and the Agreement with the IAEA on the Application of Safeguards.

The key role of the IAEA in addressing the nuclear threat

The Russian Federation's full-scale armed aggression against Ukraine has created unprecedented risks to global nuclear security that extend far beyond the national context. The seizure and militarization of nuclear facilities, in particular the Chornobyl and Zaporizhzhia nuclear power plants, have caused serious concern among the international community, given that these facilities are intended exclusively for the peaceful use of nuclear energy. Military influence on such facilities significantly increases the likelihood of nuclear or radiation accidents, the consequences of which can be transboundary and global in nature.

The attacks on nuclear facilities and their subsequent capture on the territory of Ukraine indicate a violation by the Russian Federation of a set of international legal norms. This refers, in particular, to the provisions of Additional Protocols I and II to the 1949 Geneva Conventions, The International Convention for the Suppression of Acts of Nuclear Terrorism, the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities, and the Amendment to this Convention. Together, these documents form a legal regime that prohibits the use of force against nuclear facilities and obliges states to ensure their protection even in conditions of armed conflict.

In accordance with international law and IAEA requirements, nuclear power plants and other nuclear facilities have the status of facilities for the peaceful use of nuclear energy and cannot be considered legitimate military targets. The actions of the Russian Federation contradict not only the Geneva Conventions and their additional protocols, but also the Charter and basic prin-

ciples of the United Nations, as well as the fundamental principles of nuclear safety developed and enshrined in IAEA documents. This indicates a systematic nature of violations of international obligations in the field of nuclear and radiation safety.

In March 2022, during a meeting of the IAEA Board of Governors, the Agency's Director General Rafael Grossi formulated the concept of the "Seven Indispensable Pillars of Nuclear Safety", which became the basis for an international approach to protecting nuclear facilities in crisis situations. These principles cover the physical integrity of nuclear facilities, the uninterrupted operation of safety and security systems, the professional independence of personnel, a stable external power supply, reliable logistics chains, effective radiation monitoring and emergency preparedness, and robust communication between operators, the national regulator, and the IAEA. Together, they represent the minimum conditions without which the safe operation of nuclear facilities is impossible.

The practical implementation of these principles has taken on particular significance in connection with the situation at the ZNPP. On September 1, 2022, the IAEA Director General personally crossed the line of combat operations to ensure the Agency's permanent presence at the ZNPP site. Since then, dozens of IAEA staff have been sent to the plant on rotational missions, an unprecedented step in the organization's history that underscores its key role in efforts to reduce nuclear risks in wartime.

This approach was further developed on May 30, 2023, at a meeting of the UN Security Council, where five specific principles were presented aimed at preventing a nuclear accident and preserving the integrity of the Zaporizhzhia Nuclear Power Plant. These principles include prohibiting any attacks on the plant or from its territory, preventing the use of the nuclear power plant as a military base, ensuring a stable power supply, protecting all systems and components necessary for safe operation, and refraining from actions that undermine the implementation of these requirements.

Despite the principles formulated and the constant presence of international observers, the situation at the ZNPP remains unstable. The militarization of the site, shelling of infrastructure facilities that ensure the operation of the plant, mining of the territory, restriction of personnel access, and disruption of radiation monitoring systems indicate a systematic disregard for the approaches established by the IAEA. Under these conditions, the Agency's activities are objectively limited by its mandate, which focuses primarily on technical assistance and mon-

itoring rather than on enforcing compliance with international standards.

Thus, the role of the IAEA in addressing nuclear threats in the context of military operations is decisive, but at the same time structurally limited. Ukraine's experience has shown that even the existence of clearly formulated principles of nuclear safety and international presence does not guarantee the elimination of risks in the absence of a cessation of hostilities. This highlights the need for further development of international nuclear security mechanisms, taking into account scenarios of armed conflict and strengthening the role of international institutions in the protection of nuclear facilities.

Shortcomings of the existing nuclear safety system

The above-mentioned international instruments constitute an important system aimed at protecting the status of nuclear facilities during armed conflict, but they have some shortcomings. The scope of Article 56 is limited to nuclear power plants, leaving research reactors, the transport of nuclear materials, uranium processing and enrichment facilities, and spent fuel pools outside the scope of the Protocol. In addition, paragraph 2 provides for an exception, terminating special protection from attack on nuclear facilities if they provide electricity on a regular, substantial, and direct basis in support of military operations.

Furthermore, customary international humanitarian law does not prohibit attacks on nuclear power plants, but calls on states to exercise "special caution" when attacking them as legitimate military targets.

It should also be noted that the IAEA has limited powers with regard to nuclear safety, unlike nuclear safeguards, as responsibility for nuclear safety rests entirely with each member state. The IAEA General Conference does not have the legal authority to adopt legally binding resolutions, as this authority rests solely with the UN Security Council, acting under Chapter VII of the Charter. Similarly, the "Seven Pillars of Nuclear Safety and Security" are complementary framework that builds on existing IAEA nuclear safety standards and nuclear security guidelines and does not impose legally binding obligations on member states.

A clear lesson to be learned from the current Russian-Ukrainian war, especially for the rapid potential expansion of peaceful uses of nuclear technology, including new modular reactors, to new nuclear states located in regions prone to armed conflict, military action, civil war, or insurgency, is that the international community needs

a mechanism for international safeguards to prevent and protect against the loss of international oversight of nuclear safeguards and to prevent the impact of armed action occurring at or near nuclear facilities.

This will help the IAEA overcome the difficulty of obtaining the consent of warring states or states experiencing civil conflict to send a technical mission at the very beginning of military action. Under this new Protocol, the IAEA will only need to inform the parties to the conflict, rather than obtain their permission, before visiting nuclear facilities under UN military protection. This Protocol will allow the IAEA to fulfill its role in promoting the peaceful use of nuclear technology without infringing on the sovereign rights of member states.

Possible ways to eliminate political gaps in nuclear security during armed conflicts

Recent events in the field of international nuclear security have revealed significant political and legal gaps in the mechanisms for protecting nuclear facilities in armed conflicts. Eliminating these gaps requires not only technical solutions, but above all the coordinated political will of states and the development of international legal instruments adapted to modern military threats.

One possible way to improve the international nuclear security regime is to conclude a special international agreement that would explicitly prohibit armed attacks on nuclear facilities and nuclear fuel cycle installations. Such an agreement could cover not only nuclear power plants, but also research reactors, small and advanced modular reactors (SMR, AMR), nuclear material enrichment and reprocessing facilities, as well as related activities, including the transport and management of radioactive waste. Formalizing such prohibitions in a treaty would create a clear legal basis for classifying attacks on nuclear facilities as international offenses and would contribute to increasing the level of international responsibility of states [11].

Another possible approach is to grant nuclear power plants and key nuclear facilities the status of demilitarized zones during armed conflicts. Although the physical protection systems of nuclear facilities are designed to take into account increased threats, such facilities remain, by their nature, civilian structures intended for the peaceful use of nuclear energy. The introduction of a demilitarized zone regime could reduce the risks of military impact on nuclear infrastructure, while affirming the right of states to the peaceful use of nuclear energy and strengthening the protection of the civilian population from potential radiation effects.

A limited United Nations peacekeeping presence in areas where nuclear facilities are located could play a special role in reducing risks. Such a presence could take the form of intervention at the invitation of a state whose nuclear facilities are threatened by armed conflict, provided that the principles of impartiality are observed and force is used exclusively within the limits of a defensive mandate. At the same time, the practical implementation of this mechanism is significantly limited by the UN Security Council's decision-making procedure, in particular the veto power of permanent members, which reduces the effectiveness of peacekeeping instruments in situations where one of these members is a party to the conflict [12].

An additional area for improving the international nuclear security system could be the development of recommendations for the conclusion of temporary bilateral or multilateral agreements between the parties to the conflict under the auspices of the UN and the IAEA. Such agreements could define algorithms for operational actions to minimize the risks associated with military impact on nuclear facilities and contribute to maintaining basic nuclear and radiation safety conditions [13].

In the long term, the growth in the number of nuclear facilities in regions prone to armed conflict, particularly in connection with the spread of SMR and AMR technologies, reinforces the need to develop a more robust and flexible international nuclear safety system. Such a system should combine preventive mechanisms, crisis response tools, and political and legal guarantees capable of functioning even in conditions of military action [14].

Conclusions

The analysis presented in this article shows that the use of nuclear energy and the operation of nuclear facilities in the current context of armed conflicts go beyond traditional notions of nuclear safety as an exclusively technical or regulatory category. Military actions against nuclear facilities demonstrate the possibility of transforming nuclear infrastructure into an instrument of political and military pressure, which significantly increases the level of nuclear and radiation risks.

The article shows that the existing norms of international humanitarian and international nuclear law, although they contain important prohibitions and restrictions on the protection of nuclear installations, are insufficiently adapted to scenarios of high-intensity interstate armed conflicts. The full-scale invasion of the Russian Federation into Ukraine for the first time demonstrated the practice of using nuclear power plants

as elements of a military strategy, in particular through their occupation and militarization, which creates fundamentally new challenges for the international nuclear security system.

The results obtained indicate that the international regime for the physical protection of nuclear facilities, which has been developed over decades, is primarily focused on countering threats from non-state actors and does not provide for effective mechanisms to respond to actions by regular armed forces of states. Revising this approach would require a comprehensive transformation of the international physical protection system, which is unlikely in the short term given political and institutional constraints.

The article also argues that responsibility for ensuring nuclear safety lies primarily with the state on whose territory nuclear facilities are located, while the international nuclear safety regime plays a supporting and coordinating role. At the same time, in the event of an armed conflict, the consequences of a breach of nuclear and radiation safety are transboundary in nature, which necessitates increased international attention to this issue and the development of collective response mechanisms.

Overall, the findings of the study confirm the urgent need to improve international legal and political instruments for the protection of nuclear facilities in wartime, as well as to intensify international cooperation in the field of nuclear security. The lack of timely and decisive action by key international actors creates the risk of further normalization of military influence on nuclear infrastructure, which could have long-term negative consequences for global security. That is why clarifying the procedures for competent authorities and nuclear facility operators in crisis situations should be considered a priority area for further scientific and practical research.

The practical value of the results obtained lies in the possibility of their use in the development and improvement of physical protection systems for nuclear facilities, the preparation of decisions by regulatory authorities in the field of nuclear and radiation safety, as well as in the activities of nuclear power plant operators in conditions of crisis and military threats. The research materials can be used in scientific and analytical work and in the educational process.

References

1. Protocol Additional to the Geneva Conventions of 12 August, 1949, and Relating to the Protection of Victims of International Armed Conflicts (Protocol I), dated June 8,

1977. *Legislation of Ukraine, Verkhovna Rada of Ukraine*. Available at: https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/995_199.
2. International Atomic Energy Agency. (2022). *IAEA Director General Grossi's initiative to travel to Ukraine and the "Seven indispensable pillars of nuclear safety and security"*. Available at: <https://www.iaea.org/newscenter/press-releases/iaea-director-general-grossi-initiative-to-travel-to-ukraine>.
3. Stockholm International Peace Research Institute (2022). *Protecting nuclear facilities in armed conflict*. Available at: <https://www.sipri.org/commentary/topical-background-er/2022/protecting-nuclear-facilities-armed-conflict>
4. Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons (NPT), dated 01.07.1968. *Legislation of Ukraine*. Available at: https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/995_098.
5. Dewey K., Foster G., Hobbs C., Salisbury D. (2021). *Nuclear Security Culture in Practice: A Handbook of UK Case Studies*. London: King's College London, 112 p.
6. United Nations (1945). *Charter of the United Nations*. Available at: <https://www.un.org/en/about-us/un-charter>.
7. International Convention for the Suppression of Acts of Nuclear Terrorism. *Ofitsiyniy visnyk Ukrainy* [Official Bulletin of Ukraine], 2007, no. 82, p. 71. (in Ukr.)
8. United Nations General Assembly Resolution A/RES/78/316 "Safety and security of nuclear facilities of Ukraine, including the Zaporizhzhia nuclear power plant", dated 11 July, 2024. Available at: <https://undocs.org/A/RES/78/316>.
9. International Atomic Energy Agency (2024). *Nuclear safety, security and safeguards in Ukraine: 2-year update by the Director General*. Vienna: IAEA, 84 p.
10. International Committee of the Red Cross; Pilloud C. (ed.) *Commentary on the Additional Protocols to the Geneva Conventions*, dated August 1949. Geneva: Martinus Nijhoff Publishers, 1625 p.
11. Convention on the Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (with Amendments): *International document*, dated 26.10.1979. Available at: https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/995_024 (in Ukr.).
12. United Nations Department of Peacekeeping Operations (2008). *United Nations Peacekeeping Operations: Principles and Guidelines ("The Capstone Doctrine")*. New York, 100 p.
13. International Atomic Energy Agency (2022). *Nuclear Safety, Security and Safeguards in Ukraine: 2nd Summary Report by the Director General (April 28 – September 5, 2022)*. Vienna: IAEA, 52 p. Available at: https://www.iaea.org/sites/default/files/22/09/ukraine-2ndsummaryreport_sept2022.pdf.
14. OECD Nuclear Energy Agency (2023). *The Third Nuclear Era: The Role of Small Modular Reactors in the Future Ener-*

gy Mix. Paris: OECD Publishing, 86 p. Available at: https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_78734/the-third-nuclear-era.

Т. В. Бібік, В. В. Борзенков

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

Безпека об'єктів критичної інфраструктури паливно-енергетичного сектору в умовах воєнного стану

У статті проведено комплексне дослідження проблеми фізичного захисту ядерних установок в умовах міждержавного збройного конфлікту з урахуванням сучасних військових загроз. Актуальність теми полягає у зростаючій ролі військових дій безпосередньо щодо ядерних об'єктів, що створює новий спектр ризиків, які не були предметом системного аналізу у класичних підходах до ядерної безпеки та міжнародного гуманітарного права. Метою дослідження є встановлення сутності сучасних викликів у сфері захисту ядерних об'єктів під час війни, аналіз існуючих міжнародно-правових механізмів, а також фор-

мулювання рекомендацій щодо їхнього удосконалення.

Методологія дослідження базується на системно-структурному аналізі міжнародних правових норм, стандартизованих принципів Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ), а також на порівняльному аналізі прецедентних ситуацій впливу збройних дій на ядерну інфраструктуру. У результаті роботи ідентифіковано ключові прогалини чинних механізмів фізичного захисту ядерних установок у контексті воєнних конфліктів та запропоновано напрями юридичних і політичних удосконалень міжнародної системи безпеки.

Наукова новизна дослідження полягає в інтеграції правового, безпекового й технічного вимірів для формулювання узгодженого підходу до забезпечення ядерної безпеки в умовах бойових дій. Практичне значення результатів полягає в можливості застосування висновків і рекомендацій при розробленні політик національних регуляторів ядерної безпеки, регламентів операційної діяльності атомних електростанцій та міжнародних стандартів фізичного захисту. Отже, представлена концептуальна модель може сприяти підвищенню ефективності міжнародного співробітництва та адаптації процедур захисту ядерних об'єктів до сучасних викликів.

Ключові слова: ядерна безпека, збройний конфлікт, фізичний захист, міжнародне гуманітарне право, МАГАТЕ.

Надійшла / Received 06.02.2025

Рекомендована до друку / Accepted 11.02.2026

О. С. Мазурок¹, О. М. Михайленко¹, В. М. Іванов¹, Ю. Ю. Воробйов¹, А. О. Тюрін¹, А. М. Ганенко¹,
Е. Kostov², V. Pashynskiy³, С. Hartmann⁴, Á. Pérez-Salado Kamps⁴

¹ ТОВ «Енергобезпека Груп», пров. Лабораторний, 1, офіс 244, м. Київ, 01133, Україна

² Westinghouse Electric Sweden AB, Mladost-4, Business Park Sofia, Building 4 and Building 8A, floor 7, Sofia, 1766, Bulgaria

³ Westinghouse Electric Sweden AB, SE-721 36 Västerås, Sweden

⁴ Westinghouse Electric Germany GmbH, Dudenstrasse 6, Mannheim, 68167, Germany

Система довготривалого відведення тепла від гермооболонки для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000. Оновлена концепція і перші результати розрахунків

Ключові слова:

важка аварія,
реактор ВВЕР-1000,
довготривале відведення тепла
з гермооболонки,
управління важкими аваріями,
позакорпусна стадія,
коріум,
накопичення радіоактивної води

Проблема накопичення й поводження зі значними обсягами радіоактивної води в умовах важких аварій (ВА) пов'язана з необхідністю постійного охолодження ядерного палива незалежно від стану його пошкодження. Зберігання радіоактивної води у додаткових ємностях на майданчику АЕС «Фукусіма-Даїчі» показало значні ризики й недоліки такого методу. Утримання радіоактивної води на позакорпусній стадії ВА в межах гермооболонки (ГО) енергоблоку АЕС і охолодження коріуму проектними системами призведе до вимивання високоактивних паливовмісних частинок коріуму і накопичення їх у проектному обладнанні. Це несе ризики відмов проектних систем, неможливості їх ремонту й витoku радіоактивного теплоносія. Пропонується альтернативна концепція системи довготривалого відведення тепла (СДВТ) від ГО з використанням у контурі охолодження парогазової суміші, що утворюється в ГО за рахунок затоплення коріуму на позакорпусній стадії ВА. Такий підхід має більшу ефективність тепловідведення за рахунок кипіння, забезпечує відсутність виходу рідкого радіоактивного теплоносія, обмежує винесення паливовмісних частинок коріуму за межі ГО і відповідно дозволяє запобігати збільшенню об'єму радіоактивної води під час управління ВА. Основною функцією СДВТ для енергоблоків АЕС із реакторами ВВЕР-1000 є збереження цілісності ГО за рахунок зменшення негативного впливу коріуму на опорну плиту ГО, запобігання перевищення допустимих меж за тиском і температурою в ГО шляхом організації тепловідведення від коріуму. Концепція базується на організації процесу тепловідведення з використанням теплообмінника та турбопривідного насоса, розташованих зовні ГО в оббудові реакторного відділення. Попередні розрахунки показали ефективність запропонованої концепції СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000.

Вступ

Результати аналізу причин і наслідків важких аварій (ВА) на АЕС спонукають до розробки та впрова-

дження нових підходів і технічних засобів, спрямованих на забезпечення ефективного управління таких аварій.

Наразі одним із найбільш обговорюваних наслідків аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі» є проблема

© О.С. Мазурок, О.М. Михайленко, В.М. Іванов, Ю.Ю. Воробйов, А.О. Тюрін, А.М. Ганенко,
Е. Kostov, V. Pashynskiy, С. Hartmann, Á. Pérez-Salado Kamps, 2025. License CC BY4.0

накопичення і поводження зі значними обсягами радіоактивної води в умовах ВА. На прикладі АЕС «Фукусіма-Даїчі» вказана проблема може стати ключовою за довготривалого управління ВА і залишається актуальною для АЕС із реакторами типу ВВЕР, що експлуатуються.

Після аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі» були реалізовані додаткові заходи з підвищення безпеки АЕС України. Ці заходи забезпечують збереження стабільного стану енергоблоку, зокрема безпечного стану гермооболонки (ГО), лише протягом перших 72 год від початку виникнення вихідної події аварії. Однак для вирішення питання довгострокового збереження цілісності ГО в умовах ВА необхідна реалізація додаткових технічних засобів для охолодження ГО і коріуму. Потреба у впровадженні таких засобів зумовлена також тим, що на сьогодні, з урахуванням наявних результатів досліджень, відсутні однозначні висновки щодо гарантованого утримання розплаву активної зони в корпусі реактора ВВЕР-1000. Крім того, згідно з вимогами нормативного документа НП 306.2.218-2018 [1] на енергоблоках АЕС мають бути передбачені технічні засоби для запобігання пошкодженню ГО в разі перевищення визначених проектом меж безпечної експлуатації за тиском і температурою, для утримання розплавленого палива всередині зони локалізації аварій, обмеження викидів радіоактивних речовин у навколишнє природне середовище.

Пропонується альтернативна концепція системи довготривалого відведення тепла (СДВТ) від ГО, що передбачає використання в контурі охолодження парогазової суміші, яка утворюється в ГО внаслідок затоплення коріуму на позакорпусній стадії ВА. Такий підхід має більшу ефективність тепловідведення за рахунок кипіння, забезпечує відсутність виходу рідкого радіоактивного теплоносія, обмежує винесення паливовмісних частинок коріуму за межі ГО і, відповідно, дає змогу запобігати збільшенню об'єму радіоактивної води під час управління ВА.

Проблема накопичення радіоактивної води в умовах управління ВА

Об'єми радіоактивної води, накопиченої в процесі управління ВА, залежать від проектних особливостей енергоблоків, обраної стратегії управління ВА та характеристик майданчика АЕС.

Необхідність реалізації заходів з управління великими об'ємами радіоактивної води в результа-

ті ВА визначена Європейською групою регулюючих органів з ядерної безпеки ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group) за результатами стрес-тестів з урахуванням уроків аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі». Загальний перелік рекомендацій ENSREG наведено у відповідному звіті [2].

Міжнародні дослідження щодо поводження з великими об'ємами радіоактивної води, яка накопичується під час ВА, умовно виділяють два підходи: зберігання радіоактивної води за межами ГО в спеціалізованих баках та довготривале утримання радіоактивної води в межах ГО з подальшим поступовим її очищенням.

Недоліки зберігання радіоактивної води в ємностях за межами ГО

На зруйнованій АЕС «Фукусіма-Даїчі» накопичено понад 1,34 млн т радіоактивної води за рахунок роботи систем охолодження за розімкнутим контуром [3] (рис. 1). Подальше зберігання радіоактивної води в додаткових ємностях на майданчику АЕС «Фукусіма-Даїчі» виявило недоліки такого методу в частині обмежень по об'єму баків, ризиків витікання і радіоактивного забруднення навколишнього середовища.

Загалом концепція зберігання радіоактивної води в ємностях за межами ГО є неоптимальною з огляду на такі чинники:

- необхідність облаштування спеціальних територій з великою кількістю ємностей для зберігання радіоактивної води;
- необхідність розгалуженої системи технологічних зв'язків;
- ризик протікань і радіоактивного забруднення навколишнього середовища;
- ризик опромінення персоналу під час зберігання води за межами ГО;
- потенційно значні фінансові витрати з урахуванням усіх етапів робіт (закупівлі, випробування, довготривалого зберігання, технічного обслуговування);
- постійне розширення місць зберігання.

Довготривале утримання радіоактивної води в межах ГО з подальшим поступовим її очищенням

Значний вплив на об'єм накопиченої в умовах ВА радіоактивної води має тип циркуляції теплоносія в контурі охолодження активної зони: розімкнутий (на АЕС «Фукусіма-Даїчі») і замкнутий.



Рис. 1. Резервуари для зберігання радіоактивно забрудненої води на АЕС «Фукусіма-Даїчі» [4]

Замкнутий контур циркуляції, реалізований проектними системами аварійного охолодження активної зони (САОЗ) на енергоблоках АЕС із ВВЕР-1000, може зменшити кількість радіоактивної води шляхом багаторазової циркуляції теплоносія в ГО. Однак використання підходу з утримання радіоактивної води на позакорпусній стадії ВА у межах ГО енергоблоку АЕС і охолодження коріуму з використанням проектних систем САОЗ призведе до вимивання високоактивних паливовмісних частинок коріуму з подальшим накопиченням їх у проектному обладнанні.

Проектні системи САОЗ енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 не кваліфіковані на умови ВА. Тому їх застосування під час ВА супроводжується низкою потенційних ризиків і обмежень, зокрема:

- забруднення контуру охолодження радіоактивними частинками коріуму внаслідок прямого контакту теплоносія (води) з коріумом;

- забивання фільтрів на всмоктуванні насосів САОЗ, пошкодження ущільнень насосів САОЗ механічними частинками;

- нагрівання і додаткова деградація обладнання САОЗ унаслідок залишкового енерговиділення від паливовмісних частинок коріуму;

- відсутність можливості обслуговування обладнання САОЗ через значне радіоактивне забруднення.

Унаслідок цього можливі відмови насосів САОЗ, які беруть участь в охолодженні коріуму під час ВА, виникнення течії радіоактивної води в негерметичній частині реакторного відділення тощо.

Для подовження часу роботи обладнання САОЗ в умовах ВА можна використати водообмін теплоносія або очищення замкнутого контуру охолодження. Однак такий режим також має певні застереження:

- очищення теплоносія шляхом водообміну призведе до накопичення додаткової радіоактивної води близько 240–720 м³/добу;

- проектні системи водоочищення не призначені для очищення високорадіоактивної води з частинками коріуму, що з часом призведе до втрати їх працездатності і неможливості обслуговування;

- утворення високоактивних відходів, що містять частинки коріуму.

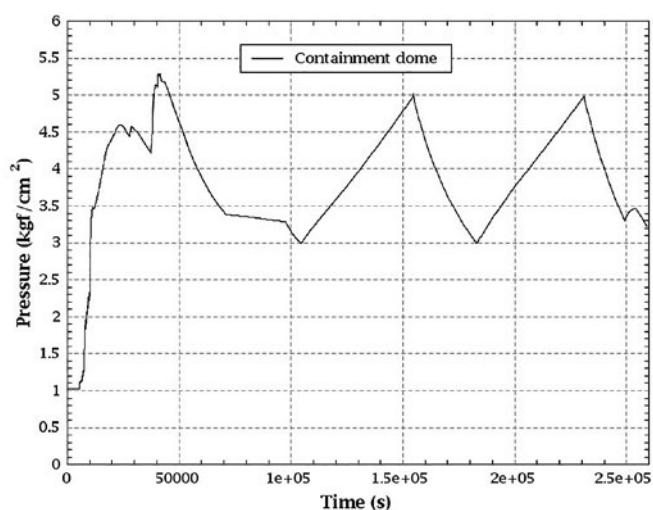
За результатами розрахунків, у разі водообміну всі потенційно вільні ємності АЕС будуть повністю заповнені протягом 9–34 діб (для різних енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000, з розрахунку водообміну лише для одного аварійного енергоблоку). При цьому:

- сумарний об'єм баків реакторного відділення одного енергоблоку Запорізької АЕС становить 1900 м³;

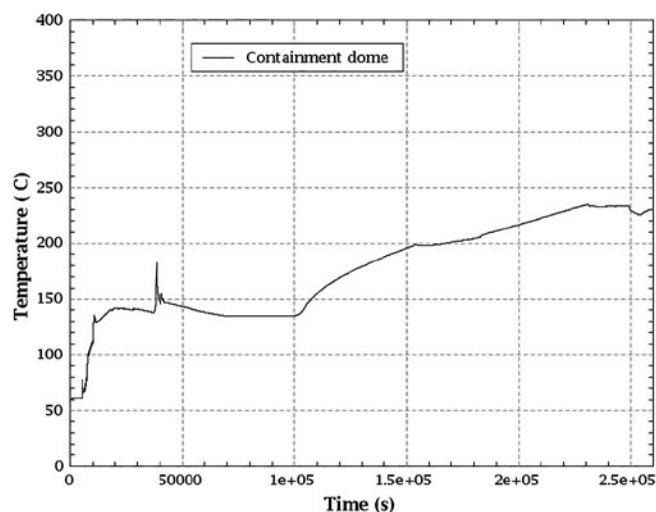
- сумарний об'єм баків майданчика Запорізької АЕС (спецкорпуси № 1, 2 та аварійний енергоблок) – 10 667 м³;

- сумарний об'єм баків 1-ї черги Південноукраїнської АЕС (спецкорпус та аварійний енергоблок) – 7400 м³.

Збільшення ресурсу для приймання, переробки та утилізації радіоактивної води понад проектні об'єми не вирішить проблему відведення тепла від коріуму в довгостроковій перспективі. Більш опти-



а



б

Рис. 2. Тиск (а) і температура (б) в ГО для сценарію з повним знеструмленням енергоблоку під час роботи СПСТ

мальним шляхом є розроблення та впровадження додаткових заходів, що виключатимуть надходження великої кількості радіоактивної води за межі ГО.

Концепція системи довготривалого відведення тепла від ГО для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000

Стійкість українських АЕС до зовнішніх впливів і розширених проектних умов була значно підвищена в результаті впровадження заходів підвищення безпеки, розроблених після аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі». Однак залишаються невирішеними взаємопов'язані проблемні питання, які впливають на здатність управління ВА:

належне поводження з великими об'ємами радіоактивної води, яка утворюється під час ВА, коли застосовується стратегія управління ВА з подачею води в ГО та виведенням її назовні.

забезпечення тривалого (понад 72 год від початку аварії) відведення тепла, зниження тиску та температури в ГО на позакорпусній стадії ВА з метою неперевикнення проектних меж та запобігання потенційного виходу ГО з ладу;

охолодження коріуму на позакорпусній стадії ВА.

На енергоблоках АЕС із ВВЕР-1000 вже впроваджена система примусового скидання тиску (СПСТ) з ГО, яка запобігає руйнуванню ГО під час ВА шляхом пасивного спрацювання при збільшенні тиску в ГО до 5,0 кгс/см² (абс.) (проектна межа), з подальшим управлінням оперативним персоналом (рис. 2) [5].

Однак під час роботи СПСТ не забезпечується відведення тепла від середовища ГО, що за час понад 72 год призводить до поступового зростання температури в ГО до 250 °C (обмеження для умов ВА), що відображено нижче.

Тому пропонується до впровадження альтернативний варіант замкнутого контуру охолодження — використання в контурі охолодження парогазової суміші, яка утворюється в ГО в зоні затоплення коріуму. Переваги такого варіанта:

більша ефективність тепловідведення за рахунок кипіння;

відсутність виходу рідкого радіоактивного теплоносія з частинками коріуму за межі ГО і можливість обслуговування систем;

довготривале утримання радіоактивної води в межах ГО без подальшого збільшення об'ємів води.

Таким чином, впровадження системи СДВТ на енергоблоках АЕС із ВВЕР-1000 дозволить вирішити

Допустимі параметри середовища в гермооболонці енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000

Параметр	Проектна аварія «Велика течя»	ВА
Температура, °C	150	250
Тиск (абс.), кгс/см²	5,0	5,0

вказані вище проблемні питання безпеки. Аналогічне обладнання застосовується в СДВТ, розроблений на основі патентів Westinghouse [6, 7], яка впроваджується на енергоблоках № 1 і 2 Рівненської АЕС із реакторами ВВЕР-440.

Загальна схема СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 наведена на рис. 3.

Концепція роботи СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 передбачає:

запобігання збільшенню об'єму радіоактивної води за рахунок роботи СДВТ за замкнутим контуром циркуляції з виходом лише парогазової суміші з ГО;

незалежність від інших систем під час управління ВА;

можливість паралельної роботи з СПСТ;

запуск у роботу СДВТ на позакорпусній стадії ВА.

Основна функція СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 — збереження цілісності ГО за рахунок зменшення негативного впливу коріуму на опорну плиту ГО, а також запобігання перевищенню допустимого тиску й температури в ГО за рахунок організації тепловідведення від коріуму.

Компонування і принцип роботи системи СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000

СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 складається з двох контурів (див. рис. 3).

Перший контур не потребує електроживлення і працює з використанням насосного агрегату з гідравлічною приводною турбіною (рис. 4). Турбопривідний насос і теплообмінник розташовані за межами ГО в оббудові реакторного відділення. На позакорпусній стадії ВА вода, яка покриває розплавлені паливні маси за межами корпусу реактора, нагрівається та випаровується всередині ГО. За рахунок надлишкового тиску в ГО пара спрямовується по першому контуру СДВТ на теплообмінник для конденсації та охолодження. Конденсат приймається у проміжний бак і далі за допомогою турбопривідного насоса повертається до ГО. Така схема забезпечує замкнутий циркуляційний контур пароводяного теплоносія і запобігає потраплянню в обладнання СДВТ механічних домішок з високоактивними частинками коріуму і сміття. Суцільне покриття коріуму водою за рахунок створення «басейну» на нижній плиті ГО забезпечує рівномірне охолодження коріуму в усіх місцях його розтікання порівняно з варіантом зрошування спринклерною системою.

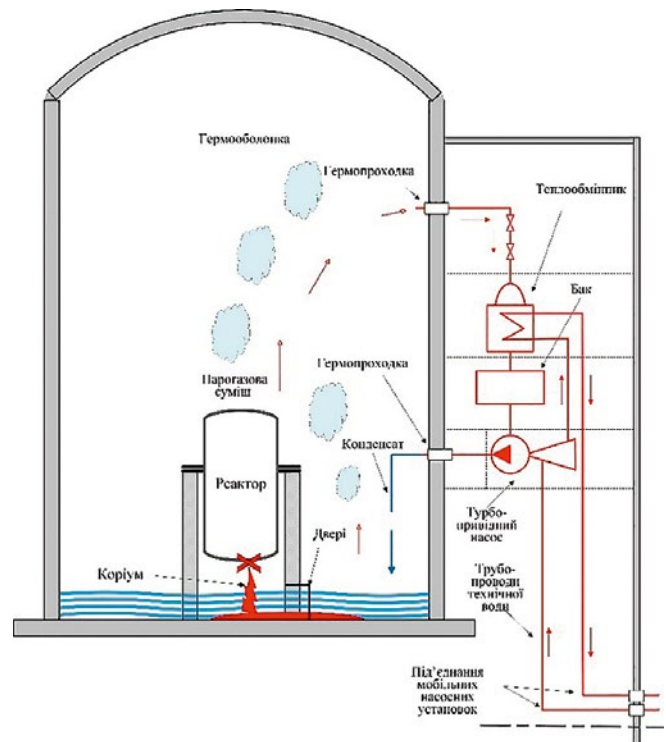


Рис. 3. Загальна схема СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000

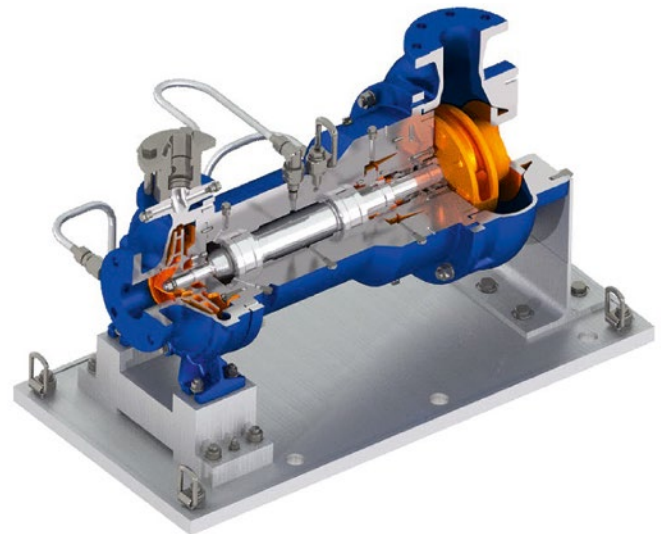


Рис. 4. 3D-ескіз турбопривідного насоса компанії KSB [8]

Другий контур СДВТ є «чистим» контуром технічної води, який не має прямого контакту з продуктами радіоактивного поділу. Для подачі води другого контуру передбачається використовувати окремі мобільні насосні установки. Спочатку технічна вода використовується як робоча рідина, що приводить у рух турбіну турбопривідного насоса [8]. Далі технічна вода подається в теплообмінник СДВТ для охолодження

пари, що надходить із ГО. Тиск другого контуру вибирається більшим, ніж тиск першого контуру. Таким чином запобігається можливість витoku радіоактивної води через обладнання СДВТ, потрапляння її в об'єкт реакторного відділення і далі в навколишнє середовище. Відведене тепло в кінцевому підсумку розсіюється у відкритій водоймі поблизу енергоблоку АЕС.

Результати попередніх розрахунків

Розрахункове моделювання роботи СДВТ було проведено з використанням розрахункового коду MELCOR [9] на моделі реакторної установки ВВЕР-1000 (В-320) [5] для сценарію «Повне знеструмування енергоблоку». Під час моделювання використовувалися значення теплової потужності СДВТ в діапазоні 10–15 МВт. Перебіг основних подій розрахункового сценарію:

відкриття запобіжного клапана компенсатора тиску — 10 000 с;

руйнування корпусу реактора, розлив коріуму — 34 000 с;

автоматичне відкриття скиду з ГО через СПСТ, тиск в ГО > 5 кгс/см² — 35 500 с;

закриття скиду з ГО через СПСТ, тиск у ГО < 3 кгс/см² — 70 000 с;

підключення СДВТ — 75 000 с.

Перед початком роботи СДВТ було змодельовано одноразове додаткове підживлення ГО водою близько 650 м³ для забезпечення покриття шару коріуму.

Із наведених на рис. 5 даних видно, що робота СДВТ дає змогу зменшити та стабілізувати тиск і температуру в ГО нижче проектних меж в умовах ВА.

При цьому зменшується необхідна кількість циклів роботи СПСТ — у сценарії з потужністю СДВТ 10 МВт умови для роботи СПСТ після підключення СДВТ досягаються лише один раз. Обидва ці фактори дозволяють зменшити викид радіоактивних продуктів у навколишнє середовище через проектні нещільності ГО і тракт СПСТ.

Залежно від характеристик системи вже через 3–5 діб потужність СДВТ може зрівнятися з залишковими енерговиділеннями активної зони (рис. 6). Розрахунки також показали, що за умов фіксованих характеристик обладнання системи потужність СДВТ може регулюватися величиною здування неконденсованих газів після теплообмінника (здування в скруббер).

Введення в роботу СДВТ виключає подальше спрацювання СПСТ із різким зменшенням тиску в ГО та одночасним викидом середовища ГО за його межі. Оскільки температура води басейну витримки (БВ), який моделюється загальним об'ємом без розділення на відсіки, відповідає стану насичення за поточного тиску в ГО, то в результаті значно уповільнюється зменшення рівня в БВ за рахунок википання (рис. 7).

За такого розвитку аварії в умовах загальної потужності в БВ 2,6 МВт [5] рівень в БВ стабілізується та повільно зменшується. Це забезпечує додатковий запас часу до можливого підживлення БВ,

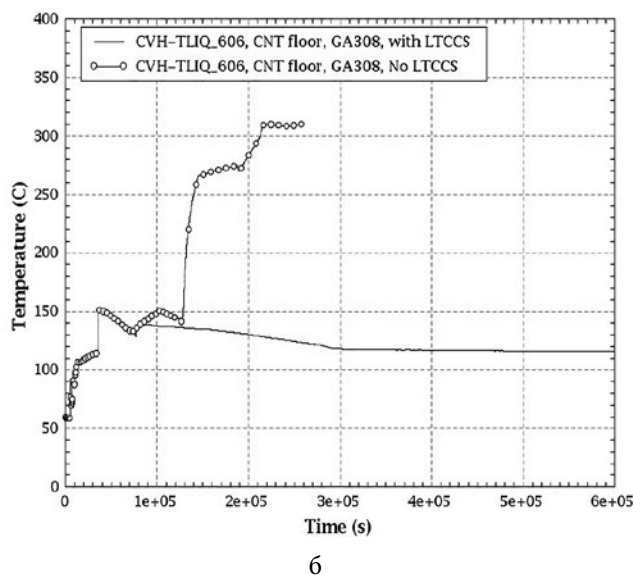
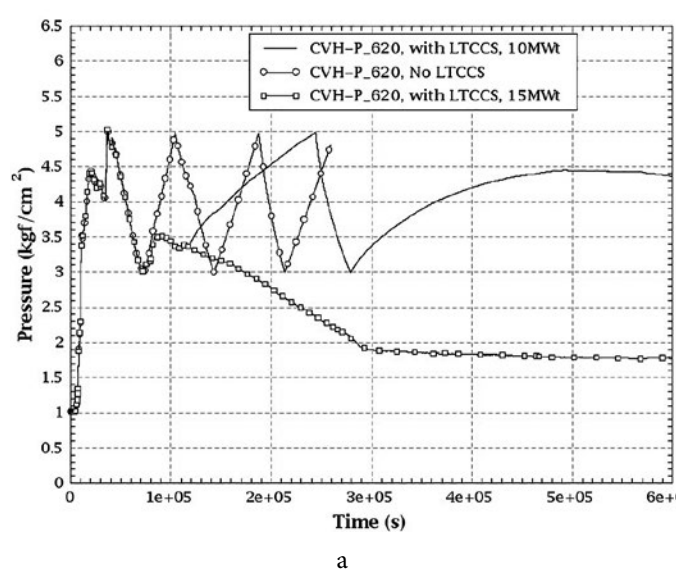
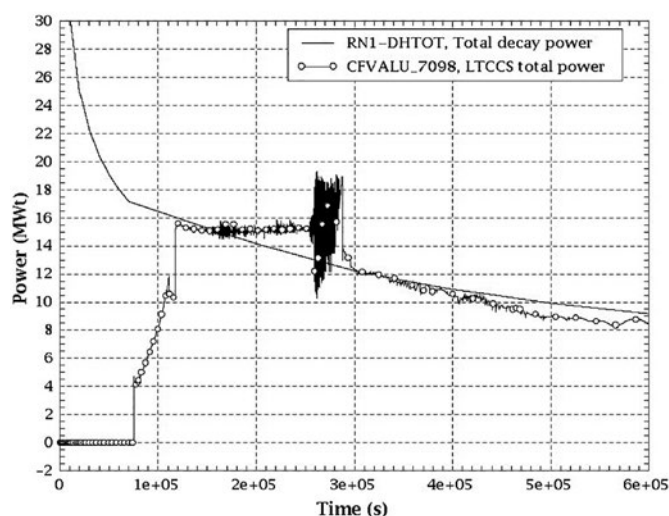
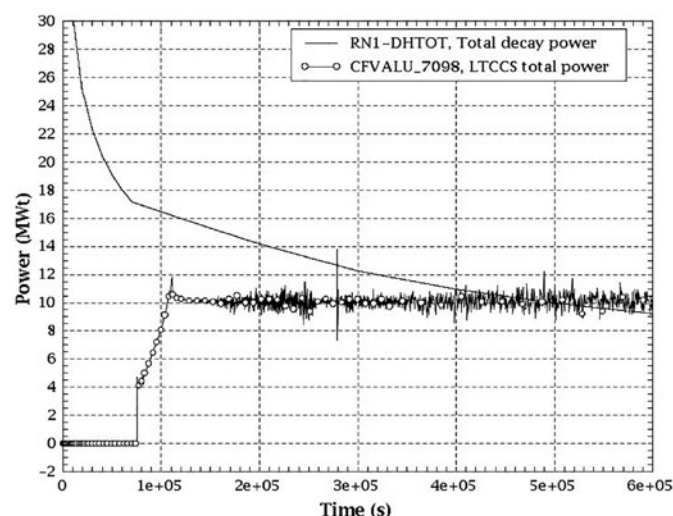


Рис. 5. Тиск (а) і температура (б) в ГО (with LTCCS — з роботою СДВТ, No LTCCS — без СДВТ)

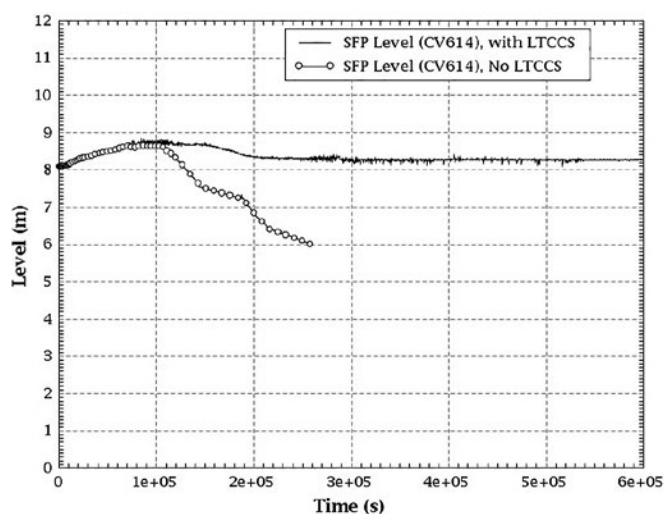


а

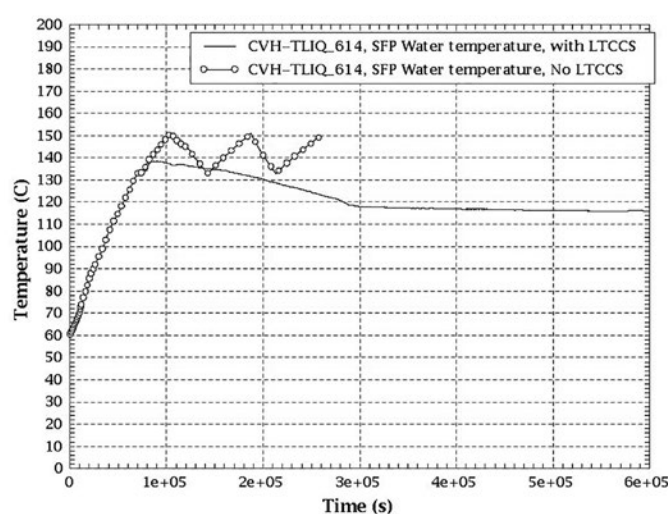


б

Рис. 6. Потужність СДВТ (а — 15 МВт, б — 10 МВт) і залишкового енерговиділення активної зони



а



б

Рис. 7. Рівень (а) і температура (б) води в БВ (with LTCCS — з роботою СДВТ, No LTCCS — без СДВТ)

що буде більш детально оцінюватись у подальших розрахунках.

Робота СДВТ на пізніх стадіях ВА не впливає на водневу безпеку, оскільки значна кількість водню в ГО в цей період вже рекомбінована пасивними автокаталітичними рекомбінаторами, а СДВТ не конденсує пару безпосередньо в об'ємах ГО.

Висновки

Впровадження СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 значно розширює можливості та надійність стабілізації та приведення в безпечний стан ГО в умовах ВА.

За рахунок утримання більш низького тиску в ГО під час стабілізації параметрів викид радіоактивних речовин у навколишнє середовище зменшується. У довготривалій перспективі сам факт збереження цілісності ГО є важливим для обмеження викиду.

Робота вже впровадженої СПСТ на енергоблоках ВВЕР-1000 не заважає функціонуванню СДВТ і навпаки. За необхідності можлива спільна робота СПСТ та СДВТ, що забезпечить більшу гнучкість стратегій управління ВА.

У цілому запропонована концепція СДВТ для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 має наведені нижче переваги.

1. Під час управління ВА:
довготривале охолодження й запобігання руйнуванню ГО;

виведення за межі ГО лише парогазової суміші й відсутність винесення та накопичення в обладнанні СДВТ високоактивних частинок коріуму;

незалежність СДВТ від інших систем АЕС.

2. Під час поводження зі значними об'ємами радіоактивної води:

запобігання збільшенню об'єму радіоактивної води за рахунок роботи СДВТ за замкнутим контуром циркуляції й утримання наявної радіоактивної води всередині ГО;

відсутність потреби в додаткових ємностях для зберігання радіоактивної води;

можливість довгострокового поводження з радіоактивною водою на більш пізніх етапах ліквідації наслідків аварії.

3. Під час впровадження СДВТ:

можливість використання уніфікованих компонентів рішень на серійних енергоблоках АЕС із ВВЕР-1000 (В-320);

гнучкість для реалізації з урахуванням особливостей існуючих енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000, ступеня їх модернізацій, наявності додатково впроваджених систем, які впливають на перебіг ВА.

Конкретні характеристики обладнання СДВТ будуть визначені на відповідних етапах впровадження.

Для енергоблоків АЕС із ВВЕР-1000 проекту В-302 (ПАЕС-1) та В-338 (ПАЕС-2) концепція СДВТ може бути застосована аналогічно до ВВЕР-1000 проекту В-320. При цьому слід враховувати відмінності в компонованні обладнання.

Список використаної літератури

1. НП 306.2.218-2018. Правила улаштування та безпечної експлуатації локалізуючих систем безпеки. – Затвердж. наказом Держатомрегулювання від 03.04.2018 № 140. – Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0534-18#Text>.
2. Compilation of recommendations and suggestions. Peer review of stress tests performed on European nuclear power plants. – ENSREG, 2012.
3. Schwartz G. M. Dangers of Releasing Fukushima's Radioactive Wastewater into the Pacific Ocean – 2 Articles / G. M. Schwartz, J. Laforge // Janata Weekly: web-site. – December 31, 2023. – Available at: <https://janataweekly.org/dangers-of-releasing-fukushimas-radioactive-wastewater-into-the-pacific-ocean-2-articles>.
4. Contaminated wastewater fills more than 1000 tanks at the site of the Fukushima Daiichi nuclear plant / D. Normile // Science: web-site. – April 13, 2021 – Available at: <https://www.science.org/content/article/japan-plans-release-fukushima-s-contaminated-water-ocean>.
5. Report on the calculation and analytical justification of the containment filtered venting system for South Ukraine NPP Unit 3, Ae 17838/Dok, 2018.
6. Containment Cooling System. Patent EP 3451346 B1. – Westinghouse Electric Germany GmbH, 2019.
7. Пат. 123910 C2 Україна, МПК G21C15/18, G21C15/257. Система охолодження захисної оболонки. / заявник і власник Westinghouse Electric Germany GmbH. – № a201809071; заявл. 31.08.2018; опубл. 23.06.2021, бюл. № 25/2021. – Режим доступу: <https://sis.nipo.gov.ua/uk/search/detail/1601024>.
8. Qualification and testing of a water turbine driven pump for use in a long-term containment cooling system / E. Kostov, A. Pérez-Salado Kamps, C. Hartmann [et al.] // RCCS-2021-OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor core and containment cooling systems – long term management and reliability, Virtual Meeting (Levice, Slovakia, October 18-20, 2021).
9. MELCOR Computer Code Manuals. Reference Manuals Version 1.8.5. Sandia National Laboratories. NUREG/CR-6119, Vol. 2 Rev.2 SAND2000-2417/1, 2000.

**O. S. Mazurok¹, O. M. Mykhailenko¹, V. M. Ivanov¹,
Yu. Yu. Vorobyov¹, A. O. Tyurin¹, A. M. Hanenko¹,
E. Kostov², V. Pashynskyi³, C. Hartmann⁴,
Á. Pérez-Salado Kamps⁴**

¹ Enegry Safety Group LLC, 1, Laboratornyi Ln, office 244, Kyiv, 01133, Ukraine

² Westinghouse Electric Sweden AB, Mladost-4, Business Park Sofia, Building 4 and Building 8A, floor 7, Sofia, 1766, Bulgaria

³ Westinghouse Electric Sweden AB, SE-721 36 Västerås, Sweden

⁴ Westinghouse Electric Germany GmbH, Dudenstrasse 6, Mannheim, 68167, Germany

Long-term Containment Cooling System for VVER-1000 Nuclear Power Units. Updated Concept and Preliminary Calculation Results

Severe nuclear accidents (SA) require continuous cooling of nuclear fuel, regardless of its condition, and thus generate large volumes of radioactive water. At Fukushima Daiichi NPP, storing this water in tanks proved problematic due to limited capacity, leakage risks, and environmental contamination.

A more effective approach is to manage radioactive water within the containment (CTMT) during SA ex-vessel phase. Cooling corium with design systems, however, washes out highly active particles that accumulate in equipment. Since VVER-1000 heat removal systems are not designed for such conditions, this can lead to system failure, loss of repair capability, and release of radioactive coolant.

Following the Fukushima accident, Ukrainian NPPs introduced safety upgrades to stabilize CTMT conditions during the first 72 hours after an initiating event. However, for long-term CTMT integrity, additional technical measures for CTMT and corium cooling are required.

This paper proposes a Long-Term Containment Cooling System (LTCCS) that condenses steam formed after ex-vessel corium flooding. This concept was created and patented through a partnership between Westinghouse and its subcontractor, ES Group. The system ensures efficient heat removal through boiling and condensation, prevents radioactive coolant leakage and spread of corium particles outside the CTMT, and avoids excessive accumulation of radioactive water by returning condensate to the CTMT. It also secures long-term CTMT integrity under SA conditions.

For VVER-1000 reactors, the LTCCS mitigates the impact of corium on the CTMT base plate and preserves containment integrity by maintaining pressure and temperature within safe limits. The concept uses a heat exchanger (condenser unit) and, if necessary, a turbo-driven pump (so-called RTS Pump™ by KSB) both located outside the CTMT. When possible, condensate flows back to the CTMT by gravity. Comparable systems, based on Westinghouse patents, are being implemented at Rivne NPP VVER-440 Units 1 and 2.

Preliminary calculations confirm the effectiveness of the proposed LTCCS concept for VVER-1000 reactors.

Keywords: severe accident, VVER-1000 reactor, heat removal, long term containment cooling system, severe accident management, ex-vessel phase, accumulation of radioactive water.

References

1. NP 306.2.218-2018. *Rules for design and safe operation of localizing safety systems*. Approved by the Order of the State Committee for Nuclear Regulation dated 03.04.2018, no. 140. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0534-18#Text>. (in Ukr.)
2. *Compilation of recommendations and suggestions*. Peer review of stress tests performed on European nuclear power plants. ENSREG, 2012.
3. Schwartz G. M., Laforge J. (2023). Dangers of Releasing Fukushima's Radioactive Wastewater into the Pacific Ocean – 2 Articles. *Janata Weekly*. Available at: <https://janataweekly.org/dangers-of-releasing-fukushimas-radioactive-wastewater-into-the-pacific-ocean-2-articles>.
4. Normile D. Available at: Contaminated wastewater fills more than 1000 tanks at the site of the Fukushima Daiichi nuclear plant. *Science*. Available at: <https://www.science.org/content/article/japan-plans-release-fukushima-s-contaminated-water-ocean>.
5. Report on the calculation and analytical justification of the containment filtered venting system for South Ukraine NPP Unit 3, Ae 17838/Dok, 2018.
6. Westinghouse Electric Germany GmbH (2019). *Containment Cooling System*. Patent EP 3451346 B1.
7. Westinghouse Electric Germany GmbH (2021). *Containment Cooling System*. Patent UA 123910 C2.
8. Kostov E., Pérez-Salado Kamps A., Hartmann C., Lauer D., Zeniuk D., Troselius H. (2021). Qualification and Testing of a Water Turbine Driven Pump for Use in a Long-Term Containment Cooling System. *Proceedings of the RCCS-2021-OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor core and containment cooling systems – long term management and reliability, Virtual Meeting (Levice, Slovakia, October 18–20, 2021)*.
9. *MELCOR Computer Code Manuals*. Reference Manuals Version 1.8.5. Sandia National Laboratories. NUREG/CR-6119, Vol.2 Rev.2 SAND2000-2417/1, 2000.

Надійшла / Received 29.09.2025

Рекомендована до друку / Accepted 26.01.2026

Г. І. Шараєвський

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

Нейромережеві програмні засоби для автоматичної діагностики елементів обладнання атомних електростанцій

Ключові слова:

штучні нейронні мережі,
карта самоорганізації,
алгоритм самонавчання Кохонена,
стохастичні динамічні системи,
самоадаптація,
автоматична діагностика,
обладнання атомних
електростанцій

Запропоновано вдосконалену модель навчання карти самоорганізації, що дає змогу використовувати обмежені масиви апіорних даних для реалізації етапу навчання нейронної мережі. Розроблено алгоритм еволюційного навчання карт самоорганізації, що забезпечує можливість додавання нових, апіорно невідомих на початковому етапі навчання, класів діагностичних об'єктів з метою еволюційного самонавчання нейромережевої діагностичної структури. Удосконалено модель процесу навчання карти самоорганізації, що використовує обмежені масиви апіорних даних та скорочує цей процес. Розроблено алгоритми автоматичного визначення моментів міжкласових переходів діагностичного об'єкта, що надають діагностичній нейромережевій структурі здатності до її самоадаптації в умовах апіорної невизначеності класів. Створено нейромережеві прикладні програмні засоби для автоматичного розпізнавання режимів експлуатації елементів головного обладнання ядерних енергоблоків, критично важливих для експлуатаційної безпеки атомних електростанцій.

Вступ

Сучасні програмно-технічні комплекси діагностики обладнання атомних електростанцій (АЕС) України та інших країн світу забезпечують лише надання експлуатаційних даних для оперативного персоналу, який евристично формує діагностичні рішення щодо поточного технічного стану елементів головного обладнання ядерного енергоблоку. У більшості випадків можливих небезпечних пошкоджень цього обладнання, зокрема, руйнації твелів ядерного реактора (ЯР), можна уникнути завчасним попередженням цих аварій завдяки ранньому автоматичному виявленню відповідних нештатних експлуатаційних режимів у головному обладнанні ядерної енергоустановки (ЯЕУ). Для автоматизації процесу формування діагностичних рішень необхідно створити програмні засоби, які дають змогу: 1) розпізнавати режими експлуатації обладнання АЕС за спек-

тральними параметрами діагностичних сигналів; 2) ідентифікувати початкові фази переходу до нештатних режимів експлуатації цього обладнання [1].

Реалізація першої із зазначених функцій ускладнюється обмеженим обсягом навчальних даних, стохастичною природою діагностичних сигналів та високим рівнем їхньої зашумленості маскуючими технологічними шумами. З огляду на це використання відомих методів статистичного, геометричного та структурного розпізнавання таких діагностичних об'єктів суттєво ускладнюється або взагалі є неможливим. У той же час нейромережевий підхід до їхньої ідентифікації на основі самоорганізації штучних нейронних мереж (ШНМ) принципово дає змогу забезпечити функціонування такої системи розпізнавання з використанням обмежених навчальних даних та в реальному часі [2].

Використання карт самоорганізації в структурі ШНМ з топологією Кохонена загалом відповідає

характеру сформульованої вище задачі автоматичної оперативної діагностики важливих для безпеки елементів головного обладнання АЕС. Методи навчання ШНМ цього типу досліджувались Т. Кохоненом, Р. Х. Садиховим, М. Є. Ваткіним та іншими науковцями. Проте запропоновані цими дослідниками алгоритми функціонування карт самоорганізації не тільки не забезпечують високої надійності розпізнавання, але й не дають також змоги забезпечити самоадаптацію ШНМ в умовах апіорної невизначеності класів, що підлягають ідентифікації. Утім саме такі апіорні інформаційні обмеження відповідають реальним умовам функціонування систем розпізнавання під час ідентифікації аномальних та передаварійних режимів експлуатації в елементах ЯЕУ [1, 2]. Однак алгоритми самоадаптації ШНМ в умовах апіорної невизначеності класів до теперішнього часу є фактично невідомими [2].

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

Проблемні питання автоматичної діагностики нерегламентних режимів експлуатації головного обладнання АЕС

Як відомо [3], сучасні програмно-технічні комплекси моніторингу та діагностики обладнання АЕС надають суттєво обмежену інформаційну підтримку операторам блочного щита управління і не забезпечують реалізації функцій автоматичного розпізнавання небезпечних аномальних та передаварійних режимів експлуатації у відповідальних елементах ЯЕУ. Показово, що в наявних обчислювальних засобах оперативного контролю ядерних енергоблоків процес формування діагностичних рішень покладено безпосередньо на операторів цих комп'ютерних систем, що, звичайно, зумовлює їхнє суттєве інформаційне перенавантаження, особливо в нештатних експлуатаційних умовах. Із цих позицій доцільно розглянути характерні об'єкти діагностики з комплексу інтелектуальних діагностичних завдань, що підлягають вирішенню в цій роботі для двох типових елементів обладнання АЕС: 1) осьового підшипника вузла ковзання парового турбоагрегату (ПТ) ЯЕУ; 2) твелів, які розташовані в активній зоні (АкЗ) реакторної установки.

З позицій методології сучасної теорії розпізнавання образів спочатку доцільно розглянути математичну формалізацію задачі автоматичної ідентифікації тих класів експлуатаційних режимів вищезазначених елементів ЯЕУ, що мають розглядатися як об'єкти діагностики. Згідно з цим підходом режими експлуатації зазначених об'єктів діагностики, які необхідно ідентифікувати, становлять множину класів образів $A = \{A_1, A_2, \dots, A_i, \dots, A_M\}$, де A_i — деякий режим експлуатації цього обладнання; M — загальна кількість визначених режимів; i — поточний номер класу відповідного експлуатаційного режиму. Множина спектральних реалізацій діагностичних сигналів відповідно до вищезазначених класів образів становить іншу множину випадкових об'єктів: $B = \{B_1, B_2, \dots, B_j, \dots, B_T\}$, де B_j — якась конкретна реалізація; T — загальне число неоднакових реалізацій; j — поточний номер реалізації; при цьому виконується нерівність $T \gg M$. Сукупність діагностичних ознак, зокрема спектральних, для кожного з елементів множини B утворює іншу множину $X = \{x_1, x_2, \dots, x_k, \dots, x_N\}$, де x_k — деяка конкретна ознака; N — загальна кількість ознак; k — поточний номер ознаки. Ця множина формує відповідний вхідний діагностичний багатомірний вектор, що має бути ідентифікований. У свою чергу кожна з цих ознак формує інша множина $X_k = \{x_1^k, x_2^k, \dots, x_l^k, \dots, x_R^k\}$, де x_l^k — якесь конкретне значення ознаки x_k ; R — загальне число градацій ознаки x_k ; l — поточний номер градації спектральної ознаки.

У контексті цієї формалізації вирішуваної задачі необхідно також проаналізувати існуючі методологічні підходи до розпізнавання випадкових об'єктів із використанням статистичної теорії розпізнавання образів, а саме: відомого багатовимірного геометричного підходу та структурних методів автоматичної ідентифікації, які на теперішній час є найбільш розвиненими. При цьому аналізі слід відзначити: 1) відсутність фізичних обмежень стосовно набуття масивів апіорних навчальних даних для кожного з класів множини A визначальним чином впливає на надійність розпізнавання, що забезпечується на основі відомих статистичних, геометричних та інших моделей розпізнавання; 2) застосування цих моделей вимагає для своєї реалізації значних об'ємів навчальних даних; 3) наявність фізичного чинника ризику пошкодження відповідальних елементів ЯЕУ, насамперед твелів, у процесі отримання цих навчальних даних під час відтворення передаварійних режимів суттєво обмежує можливості застосування відомих моделей розпізнавання; 4) ШНМ принципово є здатними

до ефективної реалізації процедур навчання з використанням суттєво обмежених навчальних даних, що створює необхідні передумови для подолання обмежень, притаманних відомим моделям розпізнавання. З цих позицій запропонована Т. Кохоненом топологія ШНМ (ШНМК) [4] є здатною до автоматичного кластер-аналізу, тобто до самоорганізації нейромережевої структури. Ця властивість ШНМК створює необхідні передумови для її застосування під час розв'язання сформульованої вище діагностичної задачі. З огляду на це в роботі [2] представлено дані щодо відомих топологій ШНМ, їхніх функціональних особливостей, а також відомих програмних пакетів для реалізації ШНМК.

Крім того, має бути відзначено, що відповідно до реальних умов експлуатації АЕС особливого значення набуває здатність створюваної в цій роботі перспективної нейромережевої діагностичної структури до самоорганізації та еволюційного самонавчання. Проте вищезазначена топологія ШНМК цих функціональних можливостей не має. Таким чином, для розв'язання проблеми автоматичної діагностики елементів головного обладнання АЕС у цій роботі мають бути виконані науково-дослідні розробки зі створення програмних засобів для реалізації діагностичної нейромережевої структури із зазначеними можливостями.

Структурні та функціональні особливості штучної нейронної мережі із самоорганізацією

На рис. 1 наведено архітектурні особливості нейромережевої структури, яку адаптовано до вирішення завдань розпізнавання реалізацій автоспектральної повності (АСП) шумових діагностичних сигналів в елементах головного обладнання АЕС.

Визначальною особливістю цієї нейромережевої структури принципово є самоорганізація на етапі навчання. Ця функція автоматично виконується в ході процесу кластеризації карти самоорганізації на основі попередньо неупорядкованого навчального масиву випадкових вхідних векторів. При цьому послідовність самоорганізації на основі алгоритму KSOM (Kohonen self organizing map) така: 1) формування початкового нейронного поля NE ; ініціалізація початкових синаптичних ваг вхідного нейронного шару малими значеннями; 2) визначення ознакових параметрів вхідного вектора X невідомої приналежності; 3) обчислення евклідової метрики d_j вхідного вектора X за кожним вихідним вузлом j ; 4) визначення вихідного вузла j з мінімальною метрикою d_j ;

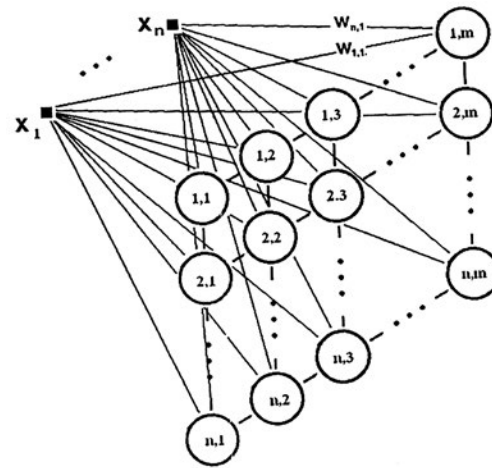


Рис. 1. Архітектура ШНМК, де: X_i – спектральна повність i -тої спектральної компоненти автоспектральної повності (АСП); W_{ij} – синаптична вага i -компоненти для j -нейрона ШНМК; n – загальна кількість спектральних ознак реалізації АСП діагностичного сигналу

5) коригування синаптичних ваг штучних нейронів, що знаходяться в нейронному полі $NE_j(t)$ вузла j ; 6) коригування приросту η , що знаходиться в межах $0 < \eta(t) < 1$ і має зменшуватись зі зростанням t ; 7) перевірка збіжності процесу навчання. При цьому збіжність вважається досягнутою, якщо а) синаптичні ваги W_{ji} стабілізувались; б) визначений на кроці 5 коригуючий приріст становить $\eta = 0$. Якщо збіжність відсутня, то відбувається повернення до етапу 2.

Фактична суть цього алгоритму — комп'ютерне моделювання процесу «конкуренції» окремих штучних нейронів шару Кохонена під час реалізації кластер-аналізу вхідного неупорядкованого масиву випадково обраних з навчальної вибірки спектральних реалізацій відповідних діагностичних сигналів. Кінцевим результатом цього процесу є визначення приналежності S -реалізації вхідного випадкового вектора $X^s = \{x_1, x_2, \dots, x_k, \dots, x_N\}$; до однієї з M кластерних груп, що представлені векторними центрами $W_j = \{w_{j1}, w_{j2}, \dots, w_{jN}\}$, $j = 1, 2, \dots, N$. Якщо для деякого моменту часу t спектральна складова i -го вхідного вектора X становить $x_i(t)$, то синаптична вага відповідно i входу становить $w_{ij}(t)$. Згідно з алгоритмом KSOM багатомірний вектор X є приналежним до j -кластера за умови, якщо евклідова відстань d_j до його векторного центру w_j становить $d_j < d_k$, $k \neq j$, коли ця метрика є мінімальною. Попередньо визначений оточуючий простір кожного вихідного вузла SOM формує відповідне нейронне поле NE , простір якого в ході виконання етапів алгоритму KSOM має зменшуватись.

Отже, навчання SOM, відповідно до розглянутого вище відомого алгоритму KSOM, є одним з етапів формування цієї мережі в режимі навчання. За результатами цього етапу має вирішуватись завдання кластеризації отриманого шару Кохонена. На відміну від цього відомого алгоритму KSOM у цій роботі запропоновано іншу схему формування SOM, за якою на етапі навчання попередньо виконується ініціалізація центрів кластерів. Порівняння схем формування карти SOM відповідно до відомого алгоритму KSOM та запропонованої автором даної роботи модифікації цього алгоритму наведено на рис. 2. Верхня гілка цієї схеми відповідає відомому алгоритму KSOM, нижня гілка — запропонованій у наведеній роботі модифікації цього алгоритму.

На цій схемі зображено також стадії формування SOM після кожного обчислювального етапу. Для цього в правій частині рис. 2 наведено відповідні тривимірні відображення SOM, отримані за даними візуалізації цієї структури під час вирішення тестової задачі розпізнавання чотириелементної множини класів. З ілюстрації випливає, що відповідно до запропонованої модифікації алгоритму KSOM після етапу навчання карти самоорганізації її структура є нерівномірною. У той же час реалізація відомого алгоритму кластеризації Вороного у [5] формує геометрично нерівноцінні кластери, що призводить до недостатньо ефективного використання нейронного поля, сформованого за класичним алгоритмом SOM. А за відсутності процедури кластеризації запропонована модифікація алгоритму забезпечує рівномірне формування карти самоорганізації та ефективного використання всього нейронного поля цієї карти.

Крім того, визначальна особливість модифікованого алгоритму KSOM полягає саме в попередній фізичній ініціалізації експертом відповідних центрів кластерних груп карти SOM. З цією метою на підготовчому етапі функціонування алгоритму, який передуює процедурі навчання, експерт формує шаблон майбутньої SOM, розташовуючи в ній еталонні зразки кожного з класів множини A , що підлягають розпізнаванню. Показово, що побудова штучної нейронної мережі Кохонена виконується за принципами об'єктно-орієнтованого програмування. Слід зазначити, що перевагами запропонованої модифікації алгоритму KSOM є: 1) значне скорочення часу формування SOM на етапі навчання завдяки відсутності етапу збіжності (ця збіжність досягається вже на першому етапі упорядкування нейронів); 2) підвищення надійності розпізнавання невідомого вхідного вектора за рахунок підвищення ефективності використання нейронного поля. Таким чином, завдяки попередній фізичній ініціалізації центрів кластерних груп забезпечується можливість ефективного наступного розширення карти SOM, що дає змогу реалізації процедури еволюційного навчання створюваної в роботі діагностичної нейромережевої структури. У результаті реалізації розробленого алгоритму включає такі обчислювальні етапи:

1. *Ініціалізація.* Для вихідних векторів синаптичних ваг $w_j(0)$ вибираються випадкові значення, які формують відповідний фазовий простір мережі (див. рис. 2, г). При цьому визначальною вимогою є розходження вхідних векторів, які відповідають різним областям карти самоорганізації, що містять нейрони $j = 1, 2, \dots, l$, де l — загальна кількість нейронів у структурі.

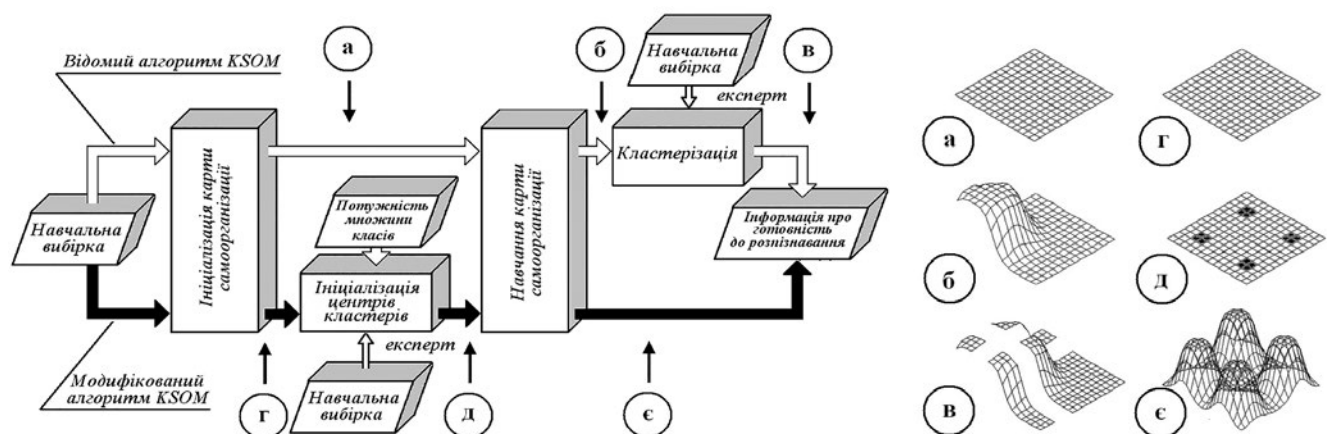


Рис. 2. Порівняння схем навчання карт самоорганізації: а, г — початковий етап формування SOM; б — структура SOM після навчання; в — структура SOM після кластеризації; д — фізична ініціалізація центрів кластерів; е — результат формування модифікованої карти SOM

2. *Маркування нейронів.* Для ініціалізації карти самоорганізації у відповідних місцях покриття встановлюються центри відповідних кластерних груп, що представлені елементом схеми на рис. 2.

3. *Конкуренція нейронів.* Із вхідної невпорядкованої множини випадкових векторів довільно вибирається вектор x за умови, що вектор синаптичних ваг кожного з нейронів мережі має ту саму розмірність, що й $x = [x_1, x_2, \dots, x_n]^T$, де n — розмірність вхідного вектора.

4. *Пошук максимальної подоби.* На основі критерію мінімуму з використанням евклідової метрики визначається доміантний нейрон i , тобто такий, що

$$d(x, w_i) = \|x - w_i\| = \sqrt{\sum_{j=1}^N (x_j - w_{ij})^2}, \quad (1)$$

де $d(x, w_i)$ відповідає відстані між векторами x і w_i , а N — кількістю нейронів.

5. *Генерація нового кластера.* Якщо відстань відповідає нерівності $d(x, w_i) \geq \Delta$ (якщо вхідний вектор не належить до жодного з відомих класів), то генерується новий кластер із відповідним кластерним центром, що представлений схемою на рис. 3, а.

6. *Процес кооперації.* Визначається топологічна околишність $h_{j,i}$ із центром у доміантному нейроні i , що складається із множини нейронів, які кооперуються:

$$h_{j,i(x)} = \exp\left[-\frac{d_{j,i}^2}{2\sqrt{(n)^2}}\right], \quad n = 0.1.2.3 \dots, \quad (2)$$

де $d_{j,i}$ — латеральна відстань між доміантним i та вдруге збудженим j нейронами; σ — ефективна ширина топологічного околу, який обчислюється за формулою

$$\sigma(n) = \sigma_0 \exp\left[-\frac{n}{f_1}\right], \quad n = 0, 1, 2 \dots, \quad (3)$$

де σ_0 функція околишності дорівнює радіусу структури, а τ_1 — додатковий коефіцієнт, який обчислюється як $\tau_1 = 1000/\log \sigma_0$.

При цьому функція околишності $h_{j,i(x)}$ має охоплювати практично всі нейрони мережі і мати центр у доміантному нейроні. Згодом ця функція має поступово звужуватись, охоплюючи тільки найближчих сусідів доміантного нейрона (див. рис. 3, б).

7. *Синаптична адаптація.* Коректуються вектори синаптичних ваг усіх нейронів, що перебувають у топологічному околі $h_{j,i(x)}$

$$w_j(n+1) = w_j(n) + \eta(n)h_{j,i(x)}(n)(x - w_j(n)), \quad (4)$$

де $w_j(n)$; $w_j(n+1)$ — вектори синаптичних ваг нейрона на моменти часу відповідно n та $(n+1)$; $\eta(n)$ параметр швидкості навчання визначається за формулою

$$\eta(n) = \eta_0 \exp\left[-\frac{n}{\tau_1}\right], \quad n = 0, 1, 2 \dots \quad (5)$$

Параметр швидкості навчання $\eta(n)$ вибирається близьким до значення 0,1. Із часом він буде зменшуватись, але має залишатися більшим за 0,01. Це забезпечується застосуванням таких констант: $\eta_0 = 0,1$; $\tau_2 = 1000$.

8. *Повернення до етапу 2* за умови наявності помітних змін у структурі карти SOM.

У той же час запропонована модифікація алгоритму Т. Кохонена дає змогу: а) поєднати кластерне структурування структури SOM із процедурою зовнішнього навчання; б) реалізувати еволюційне навчання SOM за результатами визначених у процесі функціонування ШНМК нових класів.

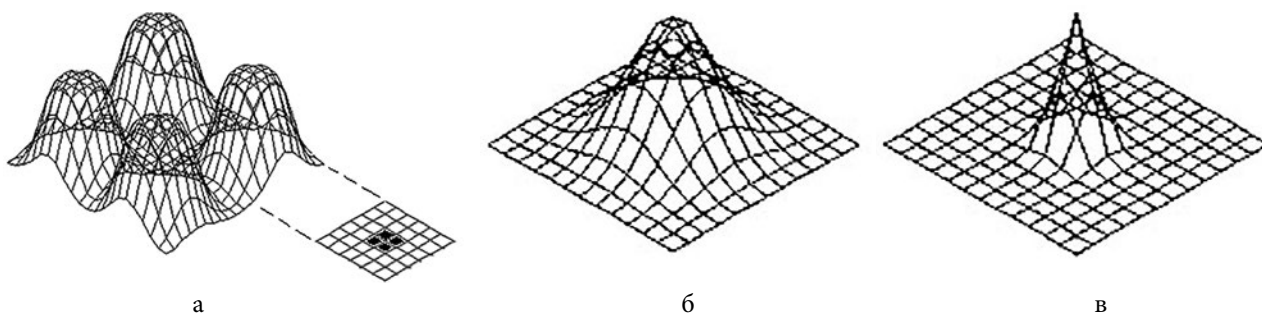


Рис. 3. Графічна інтерпретація обчислювальних етапів модифікованого алгоритму KSOM:
а — генерація нового кластера; б — початковий стан функції околишності доміантного нейрона;
в — кінцевий стан функції околишності доміантного нейрона

Проте у зв'язку з вищезазначеними особливостями реалізації діагностичних функцій у реальних умовах експлуатації АЕС особливе значення набуває принципова здатність розроблюваної системи діагностики на основі ШНМК до її самоадаптації. При цьому визначальною рисою цієї самоадаптації має стати можливість автоматичного (тобто без участі експерта) визначення меж між окремими класами режимів експлуатації з метою подальшого набуття апіорних навчальних даних.

Алгоритмічне забезпечення функцій самоадаптації та еволюційного самонавчання

Розглянуто запропоновані автором підходи до створення алгоритмічного та програмного забезпечення для надання створюваній діагностичній ШНМ функцій самоадаптації та еволюційного самонавчання. Показово, що зазначені функції мають виконуватись в автоматичному режимі спеціалізованим препроцесором модифікованої нейронної мережі Кохонена за умов відсутності апіорної інформації для попереднього навчання цієї ШНМ. Відповідно до таких інформаційних обмежень запропонований автором підхід до реалізації функцій самоадаптації передбачає послідовну реалізацію таких обчислюваних модулів. *Перший* модуль передбачає виявлення змін статистичної структури випадкового часового ряду, що формується за даними оперативного моніторингу АСП діагностичного сигналу у відповідній ключовій спектральній ознаці, яка характеризує конкретний тип міжкласового переходу об'єкта діагностики. Результатом цих обчислень є визначення факту переходу цього діагностичного об'єкта до нового, попередньо невідомого, режиму його експлуатації. Результатом функціонування *другого* модуля є фізична інкрементація в модифікованій карті SOM визначених таким чином діагностичних класів. *Третій* модуль має забезпечити подальше додаткове навчання інкрементованого кластера, що сформований у модифікованій SOM.

Відповідно до функціонального призначення першого обчислювального модуля автором запропоновано комплекс алгоритмів, що забезпечують автоматичне визначення міжкласових меж у процесі динамічної зміни режимів експлуатації діагностичного об'єкта. Основу розробки цього алгоритмічного забезпечення становлять математичні моделі визначення моменту зміни статистичних властивостей стохастичного часового ряду, який сформовано

послідовністю рівнів спектральної повності у ключовій спектральній ознаці відповідного діагностичного сигналу. В основу математичної формалізації цієї задачі покладено підхід до аналізу статистичної структури відповідного часового ряду $\{X_1^N\}$, $N \rightarrow \infty$, що є стаціонарною випадковою послідовністю. При цьому визначальним є те, що в деякий момент часу t_0 цей ряд стрибком змінює свої статистичні властивості, які визначаються вектором параметрів θ , $\dim\{\theta\} = r$. Така зміна означає, що до моменту $(t_0 - 1)$ включно вектор параметрів становив $\theta = \theta_1$, а починаючи з моменту t_0 , цей вектор стає $\theta = \theta_2$. На основі аналізу $\{X_1^N\}$, $N \rightarrow \infty$ треба визначити момент t_0 , що відповідає стану зміни статистичних властивостей цього часового ряду, тобто моменту його розладки. Принциповим є той факт, що при послідовному виявленні цього моменту в часовому ряді $\{X_1^N\}$, $N \rightarrow \infty$ визначення t_0 має відбуватися в темпі, що є відповідним до виникнення наступного виміру траєкторії X^N цього випадкового процесу. Таким чином, визначення моменту розладки t_0 має бути забезпечене в режимі реального часу. Як відомо, існують такі підходи до визначення моменту розладки такої стаціонарної випадкової часової послідовності. Відомий алгоритм кумулятивних сум (АКС), запропонований Е. Page у [5], використовує послідовний критерій відношення імовірностей (ПКВІ), що був розроблений А. Wald. При цьому відповідно до АКС має бути реалізоване вирішуюче правило. Для гіпотези H_1 , коли немає розладки, характеристичний вектор параметрів часового ряду становить $\theta = \theta_1$. За умови виникнення розладки діє гіпотеза H_2 , якій відповідає $\theta = \theta_2$. Визначальним при цьому є той факт, що вектор параметрів $\theta = \theta_2$ передбачається попередньо відомим. Відповідно до існуючої класифікації АКС зазначений алгоритм Е. Page відповідає *першій* моделі розладки і позначається як АКС-1. Параметр θ є параметром щільності ймовірностей $\omega(x_t | \theta)$ розподілу значень часового ряду $\{X_1^N\}$, $N \rightarrow \infty$, а кумулятивна сума цього ряду визначається як

$$S_t = S_{t-1} + \ln[\omega(x_t | \Pi_2) / \omega(x_t | \Pi_1)]. \quad (6)$$

Так, наприклад, якщо на момент часу t ця сума відповідає $S_t \geq h_1$, то має місце гіпотеза H_2 . Навпаки, коли в момент t ця сума становить $S_t \leq -\varepsilon$, то приймається гіпотеза H_1 . За умови $-\varepsilon < S_t < h$ виконується наступний крок АКС-1, що відповідає моменту часу $(t + 1)$. Якщо на кроці $(t - 1)$ прийнято гіпотезу H_1 , то кумулятивна сума приймає нульове значення. У цих

умовах приймається $S_t^k = 0 (k = 0)$. Таким чином, якщо t_0 є моментом зміни гіпотез з H_1 на H_2 , то має місце математичне очікування

$$E \left[\ln \frac{\omega(x_t | \Pi_2)}{\omega(x_t | \Pi_1)} \right] > 0. \quad (7)$$

Якщо, відповідно до підходу А. Н. Ширяєва та G. Lorden [7], прийняти рівень «відбиваючого екрана» $\varepsilon = 0$, то АКС-1 із рівняння (6) набуває вигляду вирішуючої функції

$$g_t = (g_{t-1} + \Delta g_t)^+, \quad \Delta g_t = \ln \frac{\omega(x_t | \Pi_2)}{\omega(x_t | \Pi_1)}, \quad (8)$$

де $(x)^+ = \max(0, x)$; $g_0 = 0$.

При цьому момент визначення факту розладки, подібно до рівняння (6), має вигляд

$$\omega(X_1^{t_0-1} | \bar{\theta}) = f(\bar{\theta}; \bar{\theta} \in \bar{\theta}_1). \quad (9)$$

Вищезазначені особливості алгоритму АКС-1 ілюструє рис. 4.

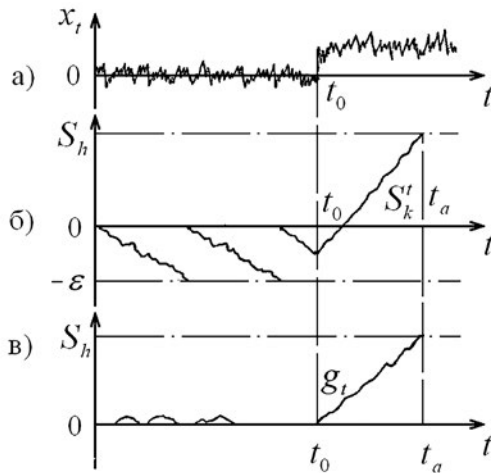


Рис. 4. Визначення моменту зміни статистичних властивостей часового ряду на основі використання АКС: а — розладка стаціонарного випадкового процесу в момент часу t_0 ; б — реалізація АКС-1 E. Page з використанням ПКВІ; в — реалізація підходу А. Н. Ширяєва та G. Lorden до визначення АКС на основі обчислення статистики g_t з «відбиваючим екраном»

У цьому контексті також мають бути проаналізовані відомі підходи до реалізації АКС, зокрема А. Н. Ширяєва [7], із використанням критерію Неймана-Пірсона, які також забезпечують визначення

моменту розладки випадкового процесу. Проте вищезазначені методи визначення розладки загалом також відповідають першій моделі АКС-1. Тому, подібно до цієї моделі, вони також не можуть бути застосовані для вирішення сформульованих вище діагностичних завдань. Ця невідповідність існуючих методів АКС та інших вирішуючих функцій реалізованим у цій роботі завданням зумовлена такими чинниками: а) інформація стосовно статистичного параметра $\theta = \theta_2$ при $t > t_0$ є фактично відсутньою через неможливість визначення цього параметра в умовах розвитку аварійної ситуації в обладнанні АЕС, зокрема на поверхні твєлів; б) у реальних умовах виникнення нештатного режиму, тобто переходу до нового класу експлуатаційного стану об'єкта діагностики, наприклад твєла, досліджуваній часовий ряд $\{X_1^N\}$, $N \rightarrow \infty$ не є стаціонарним; в) часовий ряд $\{X_1^N\}$ апіорно не може вважатися незалежною послідовністю без попереднього визначення його статистичних властивостей. Таким чином, існуючі підходи до виявлення розладки на основі *першої моделі*, тобто АКС-1, вищезазначеним обмеженням не відповідають. Але врахування цих обмежень забезпечує інший підхід до визначення розладки статистичних властивостей із використанням математичних моделей авторегресії (АР) та стохастичного проінтегрованого змінного середнього (ПЗС). Цей підхід в останні роки розроблявся в роботах М. Basseville, А. Benveniste, І. В. Нікіфорова, як це відзначається в роботах [6, 7]. На основі аналізу теоретичних розробок цих авторів далі в публікації проаналізовано *другу та третю моделі* визначення моменту зміни статистичних властивостей залежної випадкової часової послідовності.

Відповідно до *другої моделі* в моменти часу $t \leq t_0 - 1$, що передують виникненню розладки, має місце така щільність розподілу ймовірностей $\omega(X_1^{t_0-1} | \bar{\theta}) = f(\bar{\theta}; \bar{\theta} \in \bar{\theta}_1)$, яка відповідає гіпотезі $H_0: \theta \in \bar{\theta}_1$. При $t > t_0$ має місце зміна статистичних властивостей часового ряду $\{X_1^N\}$, який має вже іншу сумісну щільність розподілу $\omega(X_1^N | \bar{\theta})$, де $\bar{\theta} = \bar{\theta}_2$. Відповідно до цієї моделі завдання апіорної інформації про вектор параметрів θ описується таким рівнянням:

$$\bar{\theta} = \bar{\theta}_0 + \lambda \bar{c}, \quad (10)$$

де $\bar{\theta}_0$ — попередньо встановлена межа у просторі параметрів характеристичного вектора; $\bar{c}$ — одиничний вектор $\|\bar{c}\| = 1$ напрямку у просторі $\bar{\theta}$ з розмірністю $\dim \bar{c} = r$.

Відповідно до рівняння (10) вирішуюче правило для ідентифікації факту зміни властивостей часового ряду під час виникнення розладки має визначити момент переходу межі $\bar{\theta}_0$ в напрямку одиничного вектора $\bar{c}$. Таким чином, якщо до розладки ($t \leq t_0 - 1$) має місце гіпотеза H_0 з вектором параметрів $\lambda \leq 0$, то після розладки $t > t_0$ приймається гіпотеза H_1 , якій відповідає $\lambda > 0$. З урахуванням зазначених особливостей цієї моделі її застосування дає змогу визначити момент зміни статистичних властивостей часового ряду за умови попередньо відомого напрямку зміни вектора параметрів θ , що характеризує цей ряд. Так, наприклад, з огляду на обчислювальні особливості цієї моделі (її ілюструє рис. 4, а) раптове збільшення стохастичного рівня спектральної інтенсивності в деякій інформаційно значущій спектральній ознаці може бути ідентифіковане на основі АКС-2, що розглядається далі. Фізично цій моделі розладки відповідає виникнення аномального режиму початку кипіння теплоносія на поверхні твелів в АкЗ реактора ВВЕР.

Іншим різновидом потенційно небезпечного режиму експлуатації твелів є передаварійний режим нестабільного плівкового кипіння теплоносія на його поверхні. У цьому режимі зміна спектральної інтенсивності в іншій характерній спектральній ознаці діагностичного сигналу (насамперед, нейтронного шуму в АкЗ ЯР) стохастично відбувається в обох напрямках. Вирішення задачі автоматичного виявлення такого передаварійного режиму зумовлює необхідність використання іншої, *третьої*, моделі розладки.

Алгоритмічне забезпечення задачі автоматичного виявлення кризи тепловіддачі на поверхні оболонок твелів

Згідно з *третьою* моделлю розладки випадкової послідовності, до моменту зміни її властивостей $t \leq t_0 - 1$ вектор параметрів $\bar{\theta} = \bar{\theta}_1$ є відомим, що відповідає гіпотезі H_0 . Після розладки $t > t_0$ має місце гіпотеза H_1 , коли в параметричному просторі цей вектор $\bar{\theta}$ виходить за межі деякого еліпсоїда, що утворений інформаційною матрицею Фішера у роботі [6]. З урахуванням цього факту гіпотеза H_1 приймається за такої умови:

$$H_1: (\bar{\theta} - \bar{\theta}_1)^T \times F(\bar{\theta}_1)(\bar{\theta} - \bar{\theta}_1) \geq \lambda_1^2, \quad (11)$$

де $F(\bar{\theta}_1)$ – інформаційна матриця Фішера порядку r ; λ_1^2 – граничне значення параметра нецентральності.

При цьому дещо змінений варіант цієї моделі відповідає таким умовам формування гіпотез H_0 та H_1 :

$$H_0: (\bar{\theta} - \bar{\theta}_1)^T \times F(\bar{\theta}_1)(\bar{\theta} - \bar{\theta}_1) \geq \lambda_0^2, \quad (12)$$

$$H_1: (\bar{\theta} - \bar{\theta}_1)^T \times F(\bar{\theta}_1)(\bar{\theta} - \bar{\theta}_1) \geq \lambda_1^2, \quad (13)$$

де λ_0^2, λ_1^2 — граничні значення параметрів нецентральності еліпсоїдів у просторі $\bar{\theta}$. З огляду на вищезазначене ця модель на основі застосування АКС-3 дає змогу визначити факт раптової зміни (збільшення або зменшення) інформаційно значущої спектральної компоненти в структурі АСП діагностичного сигналу саме в умовах виникнення передаварійного режиму плівкового кипіння в АкЗ ВВЕР.

З огляду на вищезазначене слід розглянути також структурні та обчислювальні особливості відзначених вище алгоритмів АКС-2 та АКС-3 на основі використання моделей авторегресії та проінтегрованого змінного середнього (АРПЗС) порядку (p, d, q) [7]. Ці моделі принципово забезпечують ефективну реалізацію обчислюваних процедур, що дає змогу визначення моменту t_0 , який розділяє дві частини ($\{X_1^{t_0-1}\}$ та $\{X_{t_0}^N\}$) випадкових часових послідовностей із різними характеристичними векторами θ . Так, для одомірної випадкової послідовності модель АРПЗС має такий вигляд:

$$\nabla^d x_t = \frac{1 - \Psi_1 B - \dots - \Psi_{q-1} B^{q-1} - \Psi_q B^q}{1 - \Phi_1 B - \dots - \Phi_{p-1} B^{p-1} - \Phi_p B^p} \varepsilon_t + E, \quad (14)$$

де $\Phi_1, \dots, \Phi_p$ — коефіцієнти авторегресії (АР); $\Psi_1, \dots, \Psi_q$ — коефіцієнти змінного середнього (ЗС); B^m — оператор здвигу назад ($B^m x_t = x_{t-m}$); ε_t — незалежна гауссівська послідовність з $E(\varepsilon_t) = 0$; $E(\varepsilon_t^2) = 0$; $E(\varepsilon_t^2) = \sigma_\varepsilon^2$; E — математичне очікування.

У випадку застосування моделі (14) для визначення розладки марківських, тобто АР процесів, підхід до виявлення t_0 для частин $\{X_1^{t_0-1}\}$ та $\{X_{t_0}^N\}$ часового ряду $\{X_1^N\}$ спрощується і передбачає обчислення коефіцієнтів системи рівнянь Юла–Уокера [7] для цієї випадкової часової послідовності

$$x_t = \Phi_1^{(i)} x_{t-1} + \dots + \Phi_p^{(i)} x_{t-p} + \varepsilon_t, \quad (15)$$

де $\Phi_1, \dots, \Phi_p$ — коефіцієнти АР (p)-процесу до ($i = 1$) і після ($i = 2$) розладки, що мають бути обчислені; ε_t — гауссівська послідовність $E(\varepsilon_t) = 0$; $E(\varepsilon_t^2) = \sigma_\varepsilon^2$.

Крім того, на основі використання вищезазначених моделей АРПЗС мають бути розглянуті особливості комп'ютерної реалізації вищезазначених

алгоритмів АКС-2 та АКС-3. Так, зокрема, в основу першого з них доцільно покласти процедуру виявлення зміни $(p + 1)$ -вимірному вектора параметрів $\theta^T = (\Phi_1, \dots, \Phi_p, \sigma_e)$ АРП-процесу. При цьому вихідна інформація та попередні обчислення АКС-2 (їхню структуру наведено на рис. 5) включають: а) компенсацію можливого тренду $\{x_1^N\}$, що забезпечується застосуванням оператора $\nabla^d W_t = x_t$ з порядком $d \leq 1$; б) розміщення в оперативній пам'яті останніх $(p + 1)$ — спостережень x_t , що становлять часовий ряд $\{x_1^N\}$. При цьому функціонування АКС включає такі обчислювальні етапи: 1) обчислення параметрів статистичної моделі відповідно до рівняння (14); 2) установку параметрів вирішуючої функції GT , що відповідає умові (8); 3) обчислення параметрів GT за даними останніх $(p + 1)$ -спостережень з ряду $\{x_1^N\}$; 4) перевірку вирішуючої функції: за умови $GT = 0$ для чого алгоритм АКС-2 передбачає встановлення цілочисельних індексів $I = 0$, $n_t = 1$, що відповідають стану відсутності розладки у ряді $\{x_1^N\}$. При цьому зміна вектора параметрів θ^T через виникнення розладки призводить до генерації індексу $I = 1$; 5) порівняння на кожному обчислювальному кроці досягнутого значення вирішуючої функції GT з пороговим рівнем, що реалізується таким чином: лічильник n_t визначає кількість вимірювань після попереднього значення $GT = 0$. За умови $GT < h$ досягнутий рівень n_t збільшується на одиницю.

Крім того, відповідно до третьої моделі розладки мають бути досліджені також структурні та обчислювальні особливості алгоритму АКС-3. Останній має забезпечувати комп'ютерну реалізацію функцій для створюваної в роботі діагностичної ШНМ, а саме: 1) самоадаптацію ШНМК; 2) еволюційне самонавчання модифікованої карти SOM за результатами цієї самоадаптації. Як зазначено вище, ці функції мають виконуватись спеціалізованим препроцесором у структурі створюваного в цій роботі діагностичного комплексу, що має забезпечувати можливість розпізнавання нейронною мережею випадкових об'єктів в умовах суттєвих інформаційних обмежень.

Практичне застосування комплексу програмних засобів для автоматичної нейромережевої діагностики елементів головного обладнання АЕС

У зазначеному контексті наведена інформація стосовно: 1) виконаних у роботі діагностичних та обчислювальних експериментів, а також використаних у процесі цих експериментів дослідницьких стендів та вимірювального обладнання; 2) результатів комп'ютерної реалізації запропонованих автором математичних моделей модифікованої карти SOM, а також алгоритмів самоадаптації та еволюційного самонавчання діагностичної нейромережевої структури, включаючи

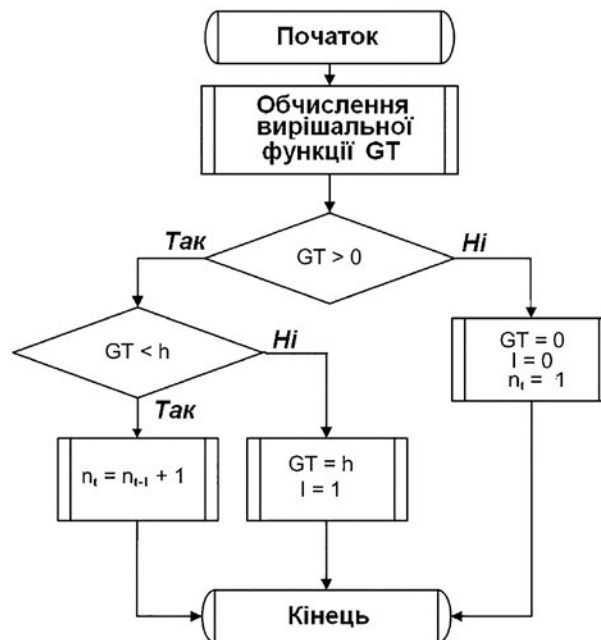


Рис. 5. Схема алгоритму АКС-2

розроблені на основі цих моделей діагностичні програмні комплекси; 3) фактичних даних щодо досягнутої на основі комп'ютерної реалізації розробленого нейромережевого програмного комплексу надійності розпізнавання відповідно до реальних класів діагностичних сигналів, які містять інформацію про штатні, аномальні та передаварійні режими експлуатації в натурних зразках досліджуваних елементів головного обладнання ядерного енергоблоку. Відповідно до сформульованих раніше нейромережевих діагностичних задач як вищезазначені діагностичні об'єкти діагностики досліджено: а) осьовий підшипник ковзання валопроводу сучасної вологопарової турбіни типу К-1000 енергоблоку ВВЕР-1000; б) натурну тепловидільну збірку (ТВЗ) реактора ВВЕР-440 з установленими в цій збірці реальними твелями цього ЯР.

Структуру та функціональну схему розробленого в роботі нейрокомп'ютерного програмного комплексу для автоматичної діагностики елементів обладнання АЕС наведено на рис. 6. Цей комплекс реалізовано

в інтегрованому програмному середовищі розробки Microsoft Visual Studio 2022.

Програмний комплекс, зображений на рис. 6, включає такі обчислювальні модулі, що забезпечують: а) формування діагностичного вектора; б) визначення моменту міжкласового переходу; в) функціонування нейронної мережі Кохонена; г) збереження навчальної інформації; д) візуалізацію діагностичних даних. При цьому нейромережевий діагностичний комплекс має функціонувати у двох режимах:

1) розпізнавання випадкових діагностичних сигналів в умовах відсутності обмежень стосовно набуття апіорних навчальних даних (цей режим відповідає конфігурації комплексу «Нейросистема-1»);

2) самоадаптації нейронної мережі за наявності суттєвих інформаційних обмежень та за умов еволюційного самонавчання карти SOM з метою подальшої автоматичної ідентифікації випадкових входних векторів невідомої приналежності (конфігурація комплексу «Нейросистема-2»).

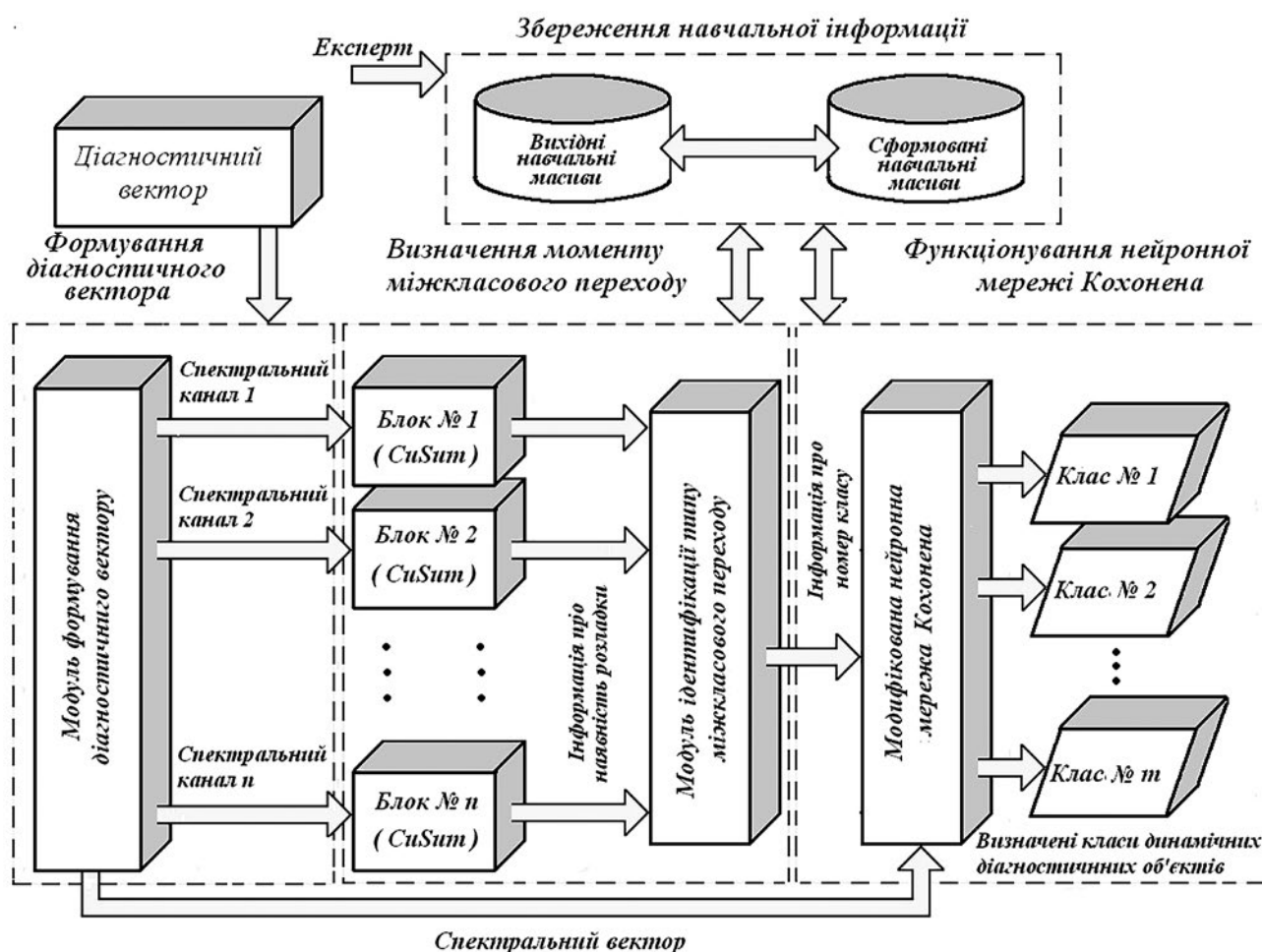


Рис. 6. Структура та функціональна схема нейромережевого діагностичного комплексу

Як типові приклади діагностичної інформації, що надходить на вхід нейромережевого програмного комплексу в конфігурації «Нейросистема-1» та підлягає автоматичному розпізнаванню, на рис. 7 представлено нормовані АСП сигналів акустичної емісії пари тертя осьового підшипника ПТ К-1000 відповідно до основних режимів його змащування в умовах послідовної руйнації гідродинамічного змащувального клина. Вищезазначені вимірювання АСП акустичної емісії зазначеної пари тертя виконано із використанням вимірювального комплексу «Малахит АС-12А» на експериментальному стенді з використанням натурального зразка осьового підшипника ПТ К-1000.

На рис. 8 наведено інтерфейсні форми основних етапів функціонування розробленого в роботі нейромережевого програмного комплексу в конфігурації «Нейросистема-1».

Результати перевірки функціонування комплексу «Нейросистема-1» засвідчили, що середня надійність правильної ідентифікації чотириелементної множини класів, наведена на рис. 7, з використанням контрольної вибірки у 400 реалізацій становила 94,5 %. Подальші дослідження нейромережевого діагностичного комплексу в конфігурації «Нейроси-

стема-2» показали, що цей комплекс вирішує завдання виявлення апіорно невідомих нештатних режимів експлуатації. З огляду на це в роботі вирішено завдання визначення аномального режиму теплозйому з поверхні твेलів в АкЗ ЯР типу ВВЕР-440. При цьому чотириелементну множину класів діагностичних векторів відповідно становили: стан конвективного теплозйому з поверхні твела (тобто клас A_1), початок кипіння теплоносія (клас A_2), його бульбашковий режим (клас A_3), режим нестабільних парових плівок (клас A_4).

На рис. 9 наведено типові інтерфейсні форми та результати обчислень параметрів стохастичного часового ряду, а також структуру відповідних випадкових процесів та динаміку вирішуючої функції вищерозглянутого алгоритму АКС-3 в умовах визначення моменту міжкласового переходу відповідно до розглянутих вище обчислювальних процедур. Як діагностичний сигнал використовувався нейтронний шум в експериментальній ТВЗ реактора ВВЕР-440 під час міжнародного експерименту на АЕС «Райнсберг» (Німеччина). Під час вирішення цього завдання вхідний діагностичний вектор мав мірність $N = 242$ і формувався на основі частотних ознак АСП нейтронного

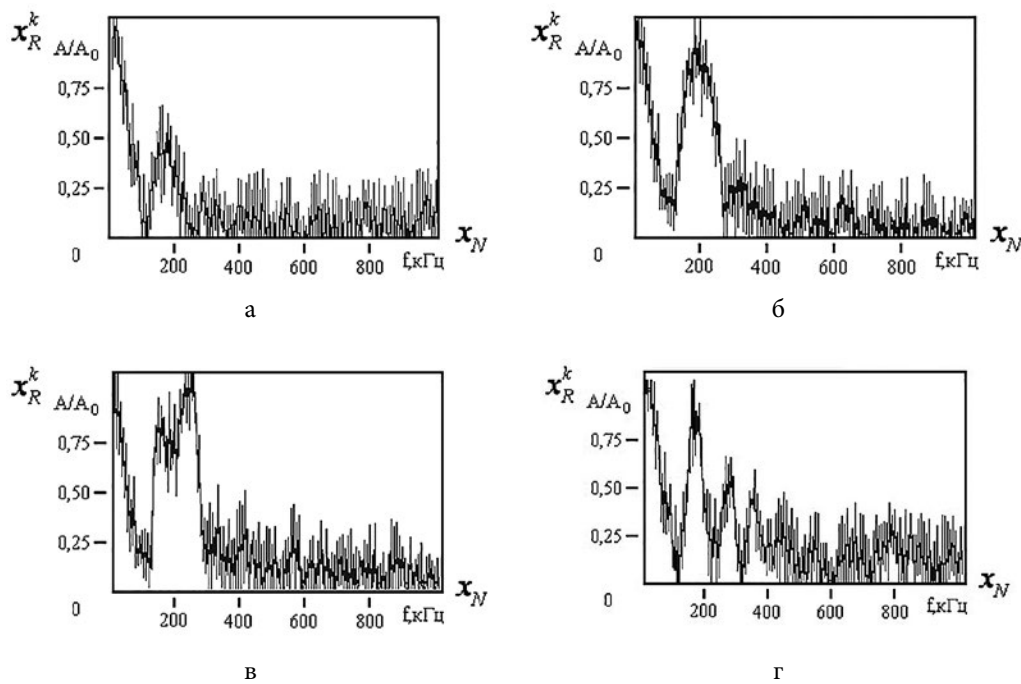


Рис. 7. Нормовані АСП сигналів акустичної емісії осьового підшипника ПТ К-1000 відповідно до основних режимів його тертя: а — штатний режим рідинного тертя (клас A_1); б — аномальний режим початку руйнації змащувального клина (клас A_2); в — передаварійний режим руйнації змащувального клина (клас A_3); г — аварійний режим сухого тертя (клас A_4)

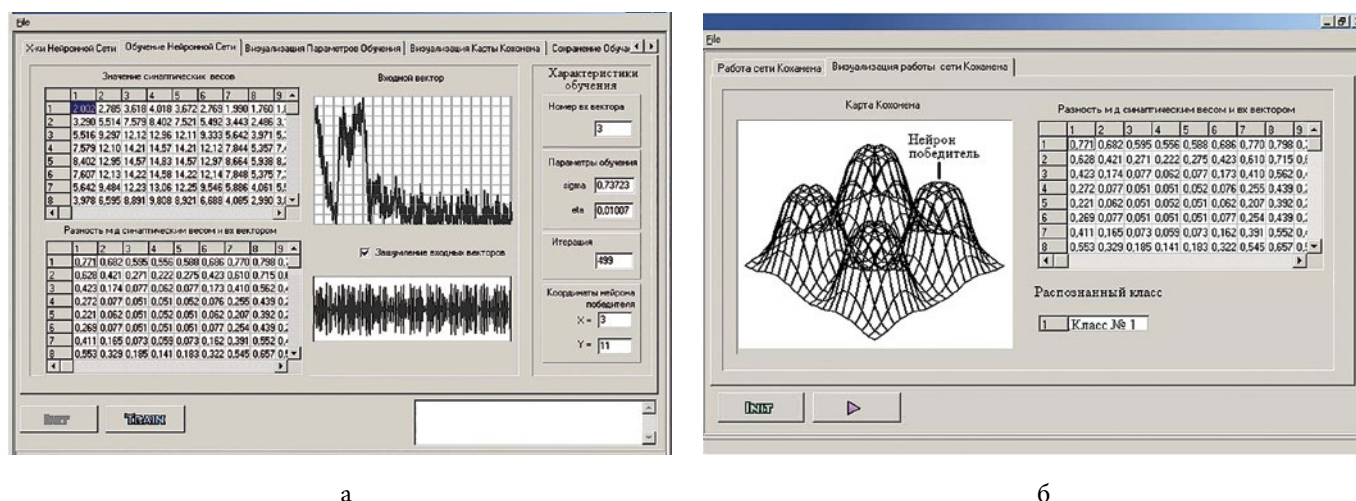


Рис. 8. Типові інтерфейсні форми основних етапів функціонування нейромережевого програмного комплексу в конфігурації «Нейросистема-1»: а — дані візуалізації фрагмента процесу адаптації фазового простору синаптичних ваг модифікованої ШНМК; б — дані візуалізації процесу розпізнавання невідомої реалізації АСП сигналу акустичної емісії підшипникового вузла

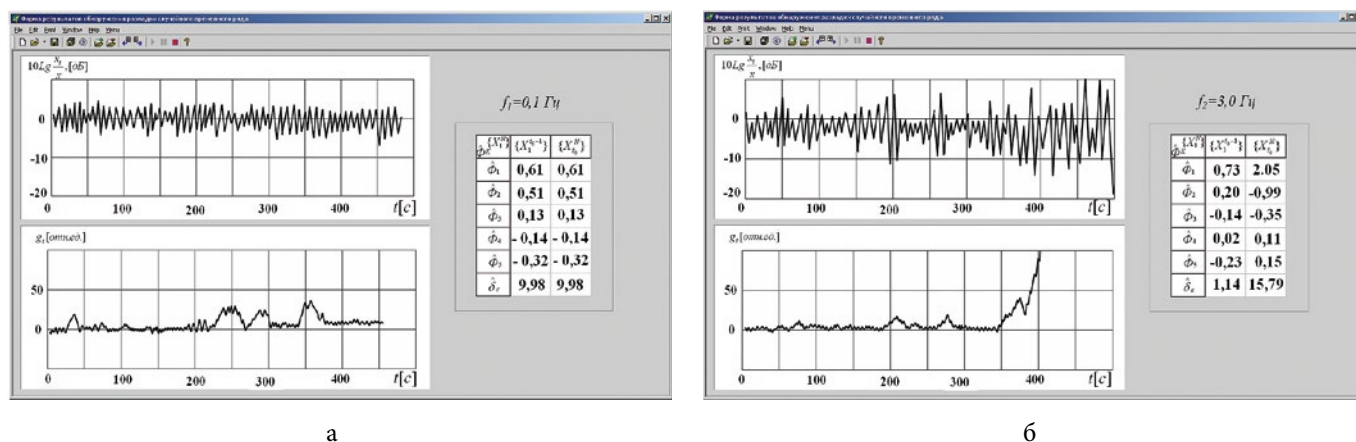


Рис. 9. Типові інтерфейсні форми етапу самоадаптації нейромережевого програмного комплексу в конфігурації «Нейросистема-2» відповідно до умов виникнення передаварійного режиму нестабільного плівкового кипіння на поверхні твела: а відсутність розладки стохастичного часового ряду в спектральному каналі $f_1 = 0,1$ Гц; б виявлення статистичної розладки в ключовій спектральній ознаці міжкласового переходу, що відповідає спектральному каналу $f_2 = 3,0$ Гц

шуму, що реєструвався вимірювальним комплексом МІК, що є підсистемою АСУ ТП ядерного енергоблоку.

Показово, що виявлений комплексом «Нейросистема-2» і наведений на рис. 9, б міжкласовий перехід до передаварійного режиму кипіння відповідає саме стану зміни характеру процесу кипіння на поверхні реальних твелів від розвиненої теплогідравлічної аномалії в АкЗ (пузиркове кипіння) до передаварійного стану теплозйому, що безпосередньо передують руйнації поверхні кипіння.

Результати перевірки функціонування комплексу «Нейросистема-2» засвідчили: під час викори-

стання контрольної вибірки у 400 реалізацій середня надійність правильної ідентифікації вищезазначеної чотириелементної множини класів становить 96 %.

У результаті на основі розробки алгоритмічної бази та програмного забезпечення для нейромережевої автоматичної діагностики елементів головного обладнання АЕС у представлений роботі вирішено актуальне науково-технічне завдання, що стосується якісного вдосконалення комп'ютерних комплексів моніторингу та діагностики головного обладнання ядерних енергоблоків з реакторами типу ВВЕР. Розроблені алгоритмічні та програмні засоби забезпечують авто-

матичне розпізнавання аномальних та передаварійних режимів експлуатації у критично важливих для експлуатаційної безпеки АЕС елементах і системах ядерного енергоблоку в умовах апіорної невизначеності технічного стану діагностичного об'єкта.

Висновки

1. Інформаційна підтримка, яку надають нині оперативному персоналу сучасних АЕС існуючі комп'ютерні комплекси моніторингу та діагностики головного обладнання ядерних енергоблоків, є на сьогодні суттєво недостатньою з точки зору забезпечення експлуатаційної безпеки цього відповідального обладнання.

2. Існуюче алгоритмічне та програмне забезпечення, що використовується в сучасних програмно-технічних засобах АСУ ТП АЕС, не забезпечує автоматичного розпізнавання аномальних та передаварійних режимів експлуатації відповідальних елементів головного обладнання.

3. Потенційно небезпечні режими експлуатації у критично важливих для забезпечення фізичної безпеки АЕС елементах обладнання ядерного енергоблоку, включаючи оболонки твелів, є фактично неконтрольованими.

4. У наведеній роботі запропоновано удосконалену модель навчання нейронної мережі з топологією Кохонена, що передбачає попередню ініціалізацію центрів кластерів з метою суттєвого (на два порядки) зменшення кількості ітерацій на етапі навчання нейрокомп'ютерної діагностичної системи.

5. Розроблене алгоритмічне та програмне забезпечення для модифікованої в цій роботі карти самоорганізації нейромережевої структури забезпечує можливість її еволюційного самонавчання та підвищення надійності розпізнавання випадкових діагностичних об'єктів.

6. На основі математичних моделей визначення стану зміни статистичних властивостей випадкових часових рядів розроблено алгоритмічне та програмне забезпечення для самоадаптації діагностичної нейромережевої структури в умовах наявності фізичних обмежень стосовно набуття апіорної інформації для її попереднього навчання.

7. Із використанням запропонованої автором нейромережевої діагностичної моделі та розроблених алгоритмів самоадаптації та еволюційного навчання створено нейрокомп'ютерний програмний комплекс для автоматичного розпізнавання аномальних та пе-

редаварійних режимів експлуатації в елементах головного обладнання АЕС.

8. На основі використання реальних діагностичних сигналів, що отримані в натурних експериментах з досліджуваними елементами головного обладнання ядерного енергоблоку (осьовий підшипниковий вузол парового турбоагрегату та ТВЗ реактора ВВЕР) апробовано ефективність створених програмних засобів під час вирішення задач автоматичного розпізнавання потенційно небезпечних режимів експлуатації цих діагностичних об'єктів. Середня надійність розпізнавання досліджених режимів експлуатації вищезазначених елементів обладнання ядерного енергоблоку під час використання контрольної вибірки загальним обсягом у 400 реалізацій становить відповідно 94,5 та 96,0 %.

Список використаної літератури

1. Теплофизика ресурса ядерных энергоустановок: монография / А. В. Носовский, И. Г. Шараевский, Н. М. Филалко [и др.]; НАН Украины, ИПБ АЭС. – Чернобыль (Киев, обл.) : ИПБ АЭС, 2017. 624 с.
2. Шараєвський Г. І. Нейромережеві програмні засоби для автоматичної діагностики елементів обладнання атомних електростанцій : автореф. дис. канд. техн. наук / Г. І. Шараєвський. – Київ, 2011. – 24 с.
3. Шараєвський Г. І. Розпізнавання передаварійних теплогідравлічних процесів у водоохолоджувальних ядерних реакторах: автореф. дис. д-ра техн. наук / Г. І. Шараєвський. – Київ, 2010. – 48 с.
4. Kohonen T. Self-Organizing Maps / T. Kohonen. – Springer Verlag, 2006. – 665 p.
5. Haykin S. Neural Networks. A Comprehensive Foundation. Second Edition / S. Haykin. – Prentice Hall Saddle River, New Jersey, 1999. – 842 p.
6. Справочник по теории вероятностей и математической статистике / В. С. Королюк, Н. И. Портенко, А. В. Скороход, А. Ф. Турбин. – Москва : Наука, 1985. – 640 с.
7. Булинский А. В. Теория случайных процессов / А. В. Булинский, А. В. Ширяев. – Москва : Физматлит, 2005. – 408 с.

G. I. Sharaievskyi

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

Neural Network Software for the Automatic Diagnostics of Nuclear Power Plants' Components

In this work, the state of existing automated systems for the management of technological processes at nuclear power plants was analyzed, and use of neurocomputing approach to recognition of spectral implementations of stochastic diagnostic signals was proved, which defines actual technical condition of certain NPP equipment.

As it is known, the essence of the problem lies in the fact that modern NPP monitoring and control systems, which are the part of computer-aided manufacturing control systems (CAMCS), are based on a deterministic approach to the logical analysis of equipment operating conditions to prevent controlled parameters from exceeding predefined safe limits. It is obviously not enough for reliable prevention of damage that may occur in the main equipment of nuclear power units. In fact, some NPP parameters that are not directly controlled by CAMCS, particularly temperature conditions of reactor heat-exchange devices, may significantly exceed permissible values during operation that can lead to severe damage, for example, heat-exchange crisis causing burnout that may spread throughout the entire nuclear core. To prevent such catastrophic events, it would be necessary to measure local temperature of fuel elements (in reactor about 40,000 practically uncontrolled fuel elements are located). This would require hundreds of thousands of thermocouples on their surfaces, which is technologically impossible. Therefore, the problem of diagnosing abnormal heat-exchange regimes can be solved not by direct temperature measurements of the coolant at the nuclear core inlet as it is now, but by recognizing the spectral characteristics of dynamic components of certain reactor parameters. These include, first of all, signals of dynamic coolant pressure and signals from neutron flux detectors located directly within the reactor core.

In this work the approach to building SOM-neural networks regarding the tasks of accidental objects recognition is reviewed. Modified learning algorithm for the SOM-neural structure recognition is proposed in condi-

tion of no a priori information on the number of classes to be recognized. This approach is implemented based on the determination of disorder moment in random time series using the autoregressive model.

Keywords: Artificial Neural Networks, self-organizing map, learning algorithm of Kohonen, stochastic dynamical systems, self-adaptive, automatic diagnosis, equipment of NPP.

References

1. Nosovskiy A. V., Sharaievskiy I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaievskiy G. I. (2017). *Teplofizika resursa yadernykh energoustanovok* [Thermal physics of NPP resource]. ISP NPP, NAS of Ukraine, 624 p. (in Rus.)
2. Sharaievskiy G. I. (2011). *Neiromerezhevi prohramni zasoby dlia avtomatichnoi diahnostryky elementiv obladnannia atomnykh elektrostantsii* [Neural network software for automatic diagnostics of nuclear power plant equipment elements] (PhD Thesis). Kyiv, 24 p. (in Ukr.)
3. Sharaievskiy I. G. (2010). *Rozpiznavannia peredavariinykh teplohidravlichnykh protsesiv u vodooholodzhuvalnykh yadernykh reaktorakh* [Recognition of Pre-Accident Thermohydraulic Processes in Water-Cooled Nuclear Reactors] (Dr. of Tech. Sc. Thesis). Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 48 p. (in Ukr.)
4. Kohonen T. (2006). *Self-Organizing Maps*. Springer Verlag, 665 p.
5. Haykin S. (1999). *Neural networks: A comprehensive foundation* (2nd ed.). Prentice Hall, Saddle River, New Jersey, 842 p.
6. Korolyuk V. S., Portenko N. I., Skorokhod A. V., Turbin A. F. (1985). *Spravochnyk po teoryi veroiatnostei y matematycheskoi statystyke* [Handbook on probability theory and mathematical statistics]. Moscow: Nauka, 640 p. (in Rus.)
7. Bulinsky A. V., Shiryayev A. V. (2005). *Teoriya sluchainykh protsessov* [Theory of Random Processes]. Moscow: Fizmatlit, 408 p. (in Rus.)

Надійшла / Received 29.09.2025

Рекомендована до друку / Accepted 08.12.2025

В. І. Скалозубов, Ю. О. Комаров, Ю. С. Кацарський, В. Ю. Кочнева, В. В. Грибанов

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

Оптимізація частоти випробувань запобіжних клапанів компенсатора тиску ВВЕР

Ключові слова:

випробування,
аварія,
запобіжний клапан,
компенсатор тиску,
методика,
частота,
енергоблок

Розроблено методику оптимізації частоти функціональних випробувань системи запобіжного клапана компенсатора тиску в період ремонту енергоблоку за навантажень, що відповідають умовам аварій та аварійних ситуацій, з урахуванням необхідної надійності контролю працездатності та нормативних вимог щодо умов міцності при циклічних термодинамічних та механічних навантажень. На основі розробленої методики запропоновано у відступ від положень додатків Технологічного регламенту безпечної експлуатації 3-го енергоблоку Рівненської АЕС оптимальну стратегію випробувань системи запобіжного клапана компенсатора тиску. Частота випробувань, пов'язаних із перевіркою спрацьовування імпульсно-запобіжного пристрою компенсатора тиску реальним підвищенням тиску в 1-му контурі, становить 1 раз на 8 років. Частота випробувань, пов'язаних із перевітками щільності затворів імпульсно-запобіжного пристрою компенсатора тиску, налаштування пружин та спрацьовування головного клапана за допомогою пневматичного випробувального стенду та вимірювального важеля, становить 1 раз на 4 роки. Перевірки системи запобіжного клапана компенсатора тиску, пов'язані з контролем схем автоматики та управління, відповідають частоті, установленій Технологічним регламентом безпечної експлуатації 3-го енергоблоку Рівненської АЕС. Після закінчення 8 років експлуатації або виникнення аварій, аварійних ситуацій, порушень нормальних умов експлуатації проводиться в повному обсязі технічний огляд системи запобіжного клапана компенсатора тиску та, у разі потреби, коригується стратегія випробувань у період ремонтних кампаній.

Вступ. Стан проблеми

Уроки інциденту 2009 р. на Рівненській АЕС із незакриттям запобіжного клапана компенсатора тиску (ЗК КТ) визначили необхідність не лише підвищення якості проведення ремонтних кампаній, а й оптимізації частоти випробувань ЗК КТ.

Необхідність оптимізації частоти випробувань ЗК КТ визначається такими основними факторами [1–3]:

частота випробувань має бути достатньою для підтвердження надійності та працездатності системи;

кожне випробування ЗК КТ у режимі «гарячої» зупинки відповідає умовам аварій з малими течями реакторного контуру;

надмірна кількість випробувань призводить до передчасного зносу/деградації та зниження залишкового ресурсу.

© В. І. Скалозубов, Ю. О. Комаров, Ю. С. Кацарський,
В. Ю. Кочнева, В. В. Грибанов, 2025. License CC BY 4.0

Необхідність оптимізації частоти випробувань ЗК КТ є особливо актуальною в післяпроектні терміни експлуатації енергоблоків АЕС.

Аналіз регламентних вимог до частоти випробувань ЗК імпульсно-запобіжного пристрою (ІЗП) КТ дозволяє зробити наведені нижче висновки.

1. Регламентом визначено шість щорічних (у період планово-попереджувальних ремонтів) функціональних перевірок працездатності ІЗП КТ і стану засобів/схем автоматики та управління та одне випробування з реальним спрацюванням при підвищеному тиску (у період капітального ремонту).

2. Гідровипробування на щільність та міцність (у тому числі і для ЗК КТ), а також регламентні випробування ЗК КТ визначені як режими нормальної експлуатації. Однак фактичні навантаження на елементи ЗК КТ у процесі цих випробувань відповідають умовам аварій та аварійних ситуацій (АС). Так, в умовах гідровипробувань на щільність (цілісність) перепад тиску становить 180 кг/см², а на міцність — 250 кг/см²; а для регламентних функціональних випробувань у діапазоні аварійного відкриття/закриття клапанів — від 170 до 196 кг/см².

3. Для гідровипробувань на щільність та міцність визначено допустимі цикли навантаження (100 та 60 циклів відповідно), а для функціональних випробувань вони фактично не сформульовані. Оскільки за функціональних випробувань елементи ЗК КТ знаходяться в умовах, близьких до аварійних, то як допустиму кількість циклів навантаження цих режимів слід застосовувати регламентну оцінку 30 циклів (сумарно допустима кількість аварійних режимів).

Таким чином, оптимізація частоти випробувань ЗК КТ є актуальним питанням забезпечення безпеки ядерної енергетики України.

Основні положення методичного забезпечення

Основні положення методичного забезпечення технічних обґрунтувань оптимізації ЗК КТ наведено нижче.

1. У цьому випадку під оптимізацією частоти випробувань ЗК КТ мається на увазі зміна регламентних стратегій випробувань системи ЗК КТ для забезпечення:

необхідної надійності контролю за працездатністю системи для виконання призначених проектом функцій безпеки;

нормативних вимог щодо умов міцності конструкцій системи проциклічних термодинамічних та механічних навантажень.

Перший із зазначених факторів визначає необхідність якнайчастішого проведення функціональних випробувань для підтвердження працездатності системи ЗК КТ. Другий фактор спрямований на зниження кількості надлишкових циклічних навантажень на ЗК КТ, викликаних безпосередньо випробуваннями. Врахування обох факторів і визначає оптимальну частоту випробувань.

2. Відповідно до норм розрахунку на міцність [4] умовами необхідної міцності та цілісності металу конструкцій при циклічних навантаженнях, викликаних перехідними та/або аварійними процесами, є

$$\sum_{j=1}^k \frac{N_j}{[N_d]} \leq \alpha = [\alpha_n], \quad (1)$$

де $j = 1, \dots, k$ — групи режимів, що мають однакові (близькі) амплітуди напруг (σ), спричинені термодинамічними та механічними циклічними навантаженнями; N_j — фактична кількість циклів навантаження; $[N_d]_j$ — допустима кількість циклів навантаження j -х режимів, що залежить, у загальному випадку, від властивостей металу та характерних амплітуд напруг j -го процесу; $[\alpha_n]$ — критерій надійності (для обладнання класу В за вимогами до безпеки експлуатації атомних енергоустановок [5], до якого в тому числі належить ЗК КТ, значення 0,4).

Допустима кількість циклів навантаження $[N_d]$ визначається відповідно до методичного забезпечення [4]. Однак у цьому випадку через відсутність достатньої інформації заводу-виробника ЗК КТ Sempell AG про склад та фізико-технічні характеристики металу конструкцій допустиму кількість циклів навантаження можна визначати відповідно до регламентних вимог Технологічного регламенту безпечної експлуатації (ТРБЕ) за умови припущення, що характеристики міцності металу ЗК КТ Sempell AG не гірші за проектні.

3. Відповідно до ТРБЕ 3-го енергоблоку Рівненської АЕС [6], випробування ЗК КТ належать до режимів нормальної експлуатації, проте термодинамічні та механічні навантаження під час випробувань (пов'язані з перевіркою спрацювання ІЗП (імпульсного клапана) КТ реальним підвищеним тиском у 1-му контурі (І1), перевіркою щільності затворів ІЗП КТ (І2), перевіркою налаштування пружин від вимірювального важеля або пневматичного

стенду Sempell (I3), перевіркою функціональної здатності ІЗП КТ зі спрацюванням головного клапана за допомогою пневматичного випробувального пристрою або вимірювального важеля (I4)) відповідають умовам спрацювання ЗК КТ під час аварій/АС, для яких відповідно до ТРБЕ [6] максимальна кількість циклів аварійного навантаження не повинна перевищувати 30 циклів.

Розрахунково-аналітичні оцінки та результати

З урахуванням прийнятих положень та припущень умова міцності для ЗК КТ має такий вигляд:

$$\frac{\Pi_{11}t + \Pi_{12}t + \Pi_{13}t + \Pi_{14}t}{[N_{\text{ДП}}]} + \sum_{i=1}^a \frac{N_A(t)_i}{[N_{\text{ДА}}]_i} + \sum_{i=1}^n \frac{N_H(t)_i}{[N_{\text{ДН}}]_i} + \sum_{i=1}^m \frac{\Pi_{\text{НУЕ}i}(t)t + V_i(t)}{[N_{\text{ДНУЕ}}]_i} \leq 0,4, \quad (2)$$

де Π_{11} — частота випробувань, пов'язаних із перевіркою спрацювання ІЗП (імпульсного клапана) КТ реальним підвищенням тиску в 1-му контурі, рік⁻¹; Π_{12} — частота випробувань, пов'язаних із перевіркою щільності затворів ІЗП КТ, рік⁻¹; Π_{13} — частота випробувань, пов'язаних із перевіркою налаштування пружин від вимірювального важеля, рік⁻¹; Π_{14} — частота випробувань, пов'язаних із перевіркою функціональної здатності ІЗП КТ зі спрацюванням головного клапана за допомогою пневматичного випробувального пристрою або вимірювального важеля, рік⁻¹; t — час експлуатації, рік; $[N_{\text{ДП}}]$ — допустима кількість циклів навантаження при випробуваннях з навантаженнями, що відповідають аварійним умовам; $[N_{\text{ДА}}]_i$ — допустима регламентна кількість циклів навантаження під час i -х аварій/АС; $N_A(t)_i$ — фактична кількість i -х аварій/АС; a — загальна кількість i -х видів аварій/АС; $N_H(t)_i$ — фактична кількість i -х порушень нормальних умов експлуатації (ПНУЕ); $[N_{\text{ДН}}]_i$ — допустима регламентна кількість циклів навантаження в i -х подіях, пов'язаних із ПНУЕ; n — загальна кількість режимів із ПНУЕ; $\Pi_{\text{НУЕ}i}$ — частота регламентного i -го режиму в нормальних умовах експлуатації (НУЕ); V_i — кількість позапланових пусків та зупинок енергоблоку; m — загальна кількість режимів із НУЕ; $[N_{\text{ДНУЕ}}]_i$ — допустима кількість циклів i -го режиму в НУЕ.

Тоді умова (2) оптимальної частоти випробувань, пов'язаних із навантаженнями, близькими до аварійних режимів, має такий вигляд:

$$\Phi_1 \leq \Phi_2,$$

$$\Phi_1 = \frac{\Pi_{11} + \Pi_{12} + \Pi_{13} + \Pi_{14}}{[N_{\text{ДП}}]} t, \quad (3)$$

$$\Phi_2 = 0,4 - \sum_{i=1}^m \frac{\Pi_{\text{НУЕ}i} t + V_i(t)}{[N_{\text{ДНУЕ}}]_i} - \sum_{i=1}^a \frac{N_A(t)_i}{[N_{\text{ДА}}]_i} - \sum_{i=1}^n \frac{N_H(t)_i}{[N_{\text{ДН}}]_i},$$

де Φ_1 — фактор вичерпання ресурсних циклів навантаження в результаті функціональних випробувань; Φ_2 — фактор зниження запасу циклів навантаження в результаті фактичних режимів з НУЕ, ПНУЕ та АС.

Якісна поведінка факторів Φ_1 і Φ_2 від часу представлена на рисунку.

При $t \leq T_0$ (гарантований термін ресурсу за циклами навантаження) умова міцності (3) виконується; а при $t > T_0$ умова міцності за циклами навантаження не виконується та експлуатація ЗК КТ не обґрунтована (не гарантована).

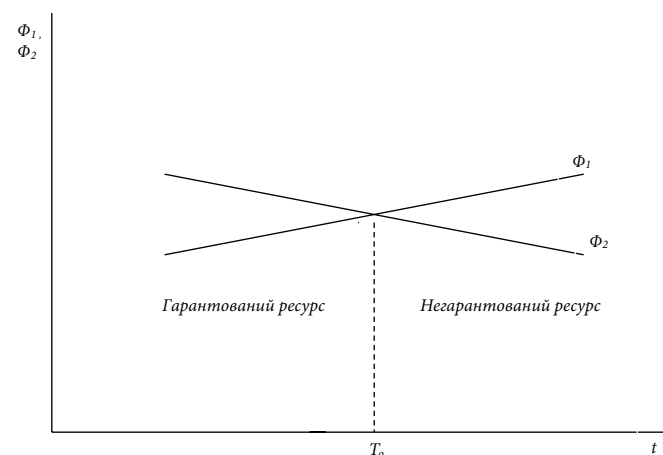
З отриманої умови (3) випливає наступне.

Навіть за відсутності (або незначного впливу) циклів навантаження, пов'язаних із ПНУЕ або АС, гарантований термін ресурсу T_0 не перевищує 8–10 років.

У разі відмови на закриття (після відкриття) ІЗП КТ ($[N_{\text{ДА}}] = 1$) гарантований термін ресурсу вичерпується за будь-яких умов. У цьому випадку необхідна заміна ІЗП КТ або повний технічний огляд подальшої працездатності та надійності.

Прийняте припущення про номінальну кількість циклів навантаження при функціональних випробуваннях (30 циклів) не впливає на отримані результати, оскільки ТРБЕ визначає аналогічні цикли на період призначеного терміну експлуатації енергоблоку.

Для визначення оптимальної частоти випробувань системи ЗК КТ у період ремонтних кампаній



Якісна поведінка факторів Φ_1 та Φ_2 від часу

з досвіду експлуатації приймається додаткова умова про те, що випробування, пов'язані з перевіркою щільності затворів, налаштуванням пружини та спрацьовуванням головного клапана за допомогою пневматичного випробувального пристрою або вимірювального важеля, проводяться частіше, ніж перевірки спрацьовування ІЗП КТ реальним підвищенням тиску за капітального ремонту:

$$\Pi_{12} = 2\Pi_{11}; \quad \Pi_{13} = 2\Pi_{11}; \quad \Pi_{14} = 2\Pi_{11}. \quad (4)$$

Тоді, без урахування впливу режимів з ПНУЕ та АС, а також позапланових зупинок енергоблоку, оптимальна частота функціональних випробувань системи ЗК КТ впливає з рішення (3) і (4) з урахуванням регламентної частоти та допустимих циклів навантаження в режимах з НУЕ:

$$\begin{aligned} \Pi_{11} &\approx 0,125 \text{ (1 раз на 8 років);} \\ \Pi_{12} = \Pi_{13} = \Pi_{14} &\approx 0,25 \text{ (1 раз на 4 роки).} \end{aligned}$$

Отримані результати дають змогу обґрунтувати (у відхилення від положень ТРБЕ 3-го енергоблоку Рівненської АЕС) наведену нижче стратегію випробувань системи ЗК КТ.

1. Частота випробувань, пов'язаних із перевіркою спрацьовування ІЗП (імпульсного клапана) КТ реальним підвищенням тиску в 1-му контурі становить 1 раз на 8 років.

2. Частота випробувань, пов'язаних з перевіркою щільності затворів ІЗП КТ, налаштування пружин та спрацьовування головного клапана за допомогою пневматичного випробувального стенду та вимірювального важеля, становить 1 раз на 4 роки.

3. Перевірки системи ЗК КТ, пов'язані з контролем схем автоматики та управління, відповідають частоті, встановленій ТРБЕ 3-го енергоблоку Рівненської АЕС.

4. Після закінчення 8 років експлуатації або виникнення аварій, АС, ПНУЕ проводиться в повному обсязі технічний огляд системи ЗК КТ та, у разі потреби, коригується стратегія випробувань у період ремонтних кампаній.

Висновки

1. Розроблено методику оптимізації частоти функціональних випробувань системи ЗК КТ у період ремонту енергоблоку за навантажень, що відповідають умовам аварій/АС, з урахуванням необхідної

надійності контролю працездатності та нормативних вимог щодо умов міцності під час циклічних термодинамічних та механічних навантажень.

2. На основі розробленої методики запропоновано у відступ від додатків ТРБЕ 3-го енергоблоку Рівненської АЕС оптимальну стратегію випробувань системи ЗК КТ:

частота випробувань, пов'язаних із перевіркою спрацьовування ІЗП КТ реальним підвищенням тиску в 1-му контурі становить 1 раз на 8 років;

частота випробувань, пов'язаних із перевіркою щільності затворів ІЗП КТ, налаштування пружин та спрацьовування головного клапана за допомогою пневматичного випробувального стенду та вимірювального важеля, становить 1 раз на 4 роки;

перевірки системи ЗК КТ, пов'язані з контролем схем автоматики та управління, відповідають частоті, установленій ТРБЕ 3-го енергоблоку Рівненської АЕС;

після закінчення 8 років експлуатації або виникнення аварій, АС, порушень нормальних умов експлуатації проводиться в повному обсязі технічний огляд системи запобіжного клапана компенсатора тиску ЗК КТ та, у разі потреби, коригується стратегія випробувань у період ремонтних кампаній.

Список використаної літератури

1. Кваліфікація стратегій управління аваріями з повним тривалим знеструмленням ядерних енергоустановок із ВВЕР / В.І. Скалозубов, О.М. Верінов, І.М. Вербило [та ін.] // Ядерна енергетика та довкілля. – 2024. – № 1 (29). – С. 10–15. – doi.org/10.31717/2311-8253.24.1.3.
2. Criteria and conditions of thermal hydrodynamic instability in the circuits of natural circulation of nuclear power plants in case of leak accidents / V.I. Skalozubov, Yu. O. Komarov, O. A. Dorozh [et al.] // Problems of Atomic Science and Technology. – 2024. – № 2. – Р. 66–69. – doi.org/10.46813/2024-150-066.
3. Ризик-орієнтований метод оптимізації стратегії планового ремонту за технічним станом систем, важливих для безпеки ядерних енергоустановок / В.І. Скалозубов, О.М. Верінов, А.В. Канівець [та ін.] // Ядерна енергетика та довкілля. – 2023. – № 3 (28). – С. 10–15. – doi.org/10.31717/2311-8253.23.3.
4. ПН АЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. – Москва : Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
5. НП 306.2.227-2020. Загальні вимоги безпеки до улаштування та експлуатації обладнання й трубопроводів атомних станцій. – Київ : ДІЯРУ, 2020.

6. 3-Р-РАЕС. Технологічний регламент безпечної експлуатації енергоблоку № 3 Рівненської АЕС. – Кузнецовськ, 2009.

**V. I. Skalozubov, Yu. O. Komarov, Yu. S. Katsarskyi,
V. Yu. Kochnieva, V. V. Hrybanov**

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

Optimization of the Test Frequency of Pressurizer Safety Valves in VVER Reactors

A methodology has been developed to optimize the frequency of functional tests of the pressurizer safety valve system during the power unit maintenance period under loads corresponding to the conditions of accidents/emergency, taking into account the required reliability of operability monitoring and regulatory requirements for strength conditions under cyclic thermodynamic and mechanical loads.

Based on the developed methodology, an optimal strategy for testing the pressurizer safety valve system is proposed as a deviation from the Annexes to the Technological Regulations for the Safe Operation of the Unit 3 of the Rivne NPP:

The test frequency related to checking the operation of the pilot operated safety valve of the pressurizer with a real increase in primary circuit pressure is once every 8 years;

The test frequency related to checking the tightness of the locks of the pilot operated safety valve of the pressurizer, adjustment of the springs and activation of the main valve using a pneumatic test stand and a measuring lever is once every 4 years;

Tests of the safety valve system of the pressurizer, related to monitoring automation and control schemes,

correspond to the frequency established in the Technological Regulations for the Safe Operation of the Unit 3 of the Rivne NPP;

After 8 years of operation or the accidents, emergency situations, violations of normal operating conditions, a full technical inspection of the pressurizer safety valve system is performed and, if necessary, the test strategy is adjusted during the maintenance campaigns.

Keywords: test, accident, safety valve, pressurizer, frequency, methodology, power unit.

References

1. Skalozubov V. I., Vierinov O. M., Verbylo I. M., Kochnieva V. Yu., Kanivets A. V. (2024). [Qualification of management strategies for continuous blackout accident at nuclear power plants with VVER]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 1 (29), pp. 23–28. doi.org/10.31717/2311-8253.24.1.3. (in Ukr.)
2. Skalozubov V. I., Komarov Yu. O., Dorozh O. A., Kanivets A. V., Filatov V. I. (2024). Criteria and conditions of thermal hydrodynamic instability in the circuits of natural circulation of nuclear power plants in case of leak accidents. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 2, pp. 66–69. doi.org/10.46813/2024-150-066.
3. Skalozubov V. I., Vierinov O. M., Kanivets A. V., Kochnieva V. Yu., Bundiev D. S., Hayo H. (2023). [Risk-informed method for optimizing the strategy of scheduled repairs according to the technical condition of safety related systems of nuclear power plants]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 3 (28), pp. 10–15. doi.org/10.31717/2311-8253.23.3. (in Ukr.)
4. PN AE G-7-002-86. [Standards for calculating the strength of equipment and pipelines of nuclear power plants]. Moscow: Energoatomizdat, 1989, 525 p. (in Rus.)
5. NP 306.2.227-2020. [General safety requirements for the installation and operation of equipment and pipelines of nuclear power plants]. Kyiv: SNRIU, 2020. (in Ukr.)
6. 3-R-RAES. [Technological regulation of safe operation of power unit 3 of the Rivne NPP]. Kuznetsovsk, 2009. (in Ukr.)

Надійшла / Received 21.10.2024

Рекомендована до друку / Accepted 13.10.2025

O. Yu. Dorman¹, K. V. Simeiko^{1,2}

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

² Institute of Gas of the National Academy of Sciences of Ukraine, 39, Dehtiarivska St., Kyiv, 03113, Ukraine

Identification of Ways to Improve the Methods for Crushing and Sorting Irradiated Graphite from Nuclear Facilities

Keywords:

nuclear energy,
decommissioning of nuclear power
plants,
radioactive waste,
irradiated graphite,
artificial intelligence

The article is devoted to the problem of handling irradiated graphite (IG) from nuclear installations (NI). Reactor graphite (or nuclear-grade graphite) has been used as a neutron moderator or reflector in more than 100 nuclear reactors and is a structural and functional material in Generation IV nuclear power systems, in particular in high-temperature gas-cooled reactors (HTGR, HTR, VHTR) and molten salt reactors (MSR). Therefore, the problem of handling IG from nuclear power plants is a pressing scientific issue. For some possible options for the utilization of IG, in particular, incineration, burial, and treatment with ion exchange resins, the issue of crushing and sorting IG is relevant. Based on the analysis of the physical properties of graphite after long-term exposure to high temperatures and neutron irradiation, the authors propose ways to improve the methods of IG crushing and sorting using artificial intelligence (AI). The article describes a method for crushing IG using a ball mill with discharge through a grid and a developed algorithm for separating IG using AI, which includes processing and control cycles using neural networks. Future improvements in the use of a ball mill with discharge through a grid and the separation algorithm should be aimed at reducing energy consumption and adapting to remote control conditions.

Introduction

According to the General Safety Provisions for the Decommissioning of Nuclear Facilities (Order No. 440 of the State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine dated October 28, 2020 “On Approval of the General Safety Provisions for the Decommissioning of Nuclear Facilities”) [1], the term “decommissioning of a nuclear facility” is defined as the stage in the life cycle of a nuclear installation (NI) that begins after final shutdown of a NI and during which the site of the NI is completely or partially released from regulatory control. The relevance of improving methods for the management of radioactive waste (RW), including processing, conditioning, short-

and long-term storage, as well as potential disposal methods, remains extremely high. Methods for short- and long-term storage also need improvement. The adopted strategy for RW management is aimed at containment and isolation from the environment and people for the period of its potential hazard. To this end, RW is collected and sorted according to its radiological characteristics [2].

Nuclear graphite is a high-purity polygranular graphite used as a neutron moderator or reflector in nuclear reactors and also as a structural material.

First- and second-generation graphite-moderated nuclear reactors (including military designs) were constructed in numerous countries, including the former USSR, the USA, the United Kingdom, Germany, France,

Japan, Lithuania, China, etc. Reactor graphite has been used in more than 100 nuclear reactors as a neutron moderator or reflector and remains an important structural and functional material in Generation IV nuclear power systems, including high-temperature gas-cooled reactors (HTR, HTGR, VHTR) and molten salt reactors (MSR) [3]. At the Chornobyl Nuclear Power Plant alone, more than 5.4 thousand tons of irradiated graphite (IG), containing total activity of approximately 1.2×10^4 Ci and a thermal load of about 2×10^6 GJ will require dismantling in the near future, posing potential hazard to personnel and the environment [4]. When planning measures for the management of IG, it is necessary to consider the reactor type, the characteristics of the graphite, and specifics of its operation and storage [5].

The management of irradiated reactor graphite after the decommissioning of uranium-graphite reactors is a complex scientific problem and requires practical and technically feasible solutions.

State of the problem and analysis of literature data

The extensive use of graphite in nuclear reactors as a neutron moderator and reflector is due to its unique properties, including:

- high thermal and corrosion resistance: allowing graphite to remain stable at very high temperatures;

- high neutron-moderating efficiency and low neutron absorption: graphite effectively moderates fast neutrons, converting them into thermal neutrons necessary to sustain a chain reaction, while absorbing a minimal amount of them;

- high mechanical strength and low thermal expansion coefficient: ensure the reliability and durability of the material;

- high purity and low porosity: purity levels of up to 99.9% are achieved, which affects reactor performance [6, 7].

Since 1942, more than 100 designs of graphite-moderated reactors have been developed. Most uranium-graphite reactors have been decommissioned or are subject to decommissioning [8].

The International Atomic Energy Agency (IAEA) has initiated several consultations and technical meetings on the disposal of IG. The conclusion of the first IAEA technical meeting on the life cycle of graphite moderators at the University of Bath (UK) [9] highlighted the need to create an international database on the properties of nuclear graphite in order to preserve knowledge for the development of future graphite-moderated reactors and their sub-

sequent decommissioning and disposal. The Electric Power Research Institute (EPRI, USA) has created a “graphite reactor decommissioning network” and published a series of review articles [10–16] on this topic. Other publications [16–23] cover options for graphite disposal, including considerations of the socio-economic aspects of this issue.

Given the numerous ongoing research programs, the IAEA proposed a network aimed at promoting the practical application of knowledge related to IG to facilitate current and future decommissioning/disposal programs. This led to the creation of the Global Project on Approaches to the Treatment of Irradiated Graphite (GRAPA) network [24].

The technologies for removing IG components from reactors (mainly the moderator and reflector) depend on the design of the NI. Dismantling such components may involve the extraction of individual components or the crushing of IG. For some possible options for IG management, including incineration, disposal, and treatment using ion-exchange resins, the issue of crushing and sorting IG is relevant.

Research objectives: based on the use of open neural network libraries, propose improvements to crushing methods and develop an algorithm for IG segregation.

Description of research methods: computer vision neural networks based on free open source libraries such as OpenCV, TensorFlow, and Keras were applied. Visualization of IG fragments was performed using free generative artificial intelligence (AI) Adobe Firefly.

Computer vision is a technology that enables computers and other devices interpret and analyze visual information from the environment. In industry, computer vision is used for process automation, quality control, security, and other operational tasks.

Key industrial applications of computer vision include:

- quality control: computer vision systems can automatically detect defects with high inspection accuracy and speed;

- object identification: using cameras and image processing algorithms to identify different components or products on conveyor lines;

- process automation: computer vision can be integrated into robotic systems to perform tasks such as packaging, assembly, or object manipulation;

- security: video surveillance systems with computer vision elements can be used to monitor safety in production, detect dangerous situations, or unauthorized access;

- data analysis: images and videos can be stored and analyzed to get useful data on what’s going on, which helps with decision-making;

issues to consider when implementing computer vision: in the real world, complex scenes with many objects are common, and lighting can significantly affect image quality.

The visualization of IG debris was performed using the free generative AI Adobe Firefly.

The effect of operation on the strength of reactor graphite

The strength of reactor graphite initially increases with low neutron fluence, but subsequently decreases. Closer to the surface of the block, the graphite swells, its porosity increases, and the concentration and energy of neutrons are significantly higher there. The strength of the IG decreases due to changes in the crystal lattice and high temperatures. The greatest changes occur in the surface layer. Uneven swelling creates internal stresses, which leads to changes in the shape of the blocks and the formation of longitudinal cracks [25].

Separation of the graphite block into parts with subsequent sorting

The choice of crushing method depends on the initial size of the graphite pieces, the requirements for the final fraction, and the presence of radioactive contamination (for reactor graphite). A typical ball mill (BM) design with grid discharge (Fig. 1) can be used for this purpose, which is a drum with balls that crush the material.

The ball mill with central discharge (Fig. 1) consists of a cylindrical drum (1) with end covers (2, 14)

The drum and covers are lined on the inside with steel plates (8, 10). The end covers have hollow trunnions (3, 13), with support the drum on the main bearings (6, 11). The rotation of the drum is driven by an electric motor through the ring gear (9), which is fixed on the drum. The drum or combined type feeder (5) is attached to the loading trunnion. The hollow trunnions are equipped with removable loading and discharge funnels (4, 12). Small mills have hatches (7, 15) for inserting lining into the drums. In large mills, this operation is performed through the discharge trunnion. The discharge trunnion has a slightly larger diameter than the loading trunnion, which causes the pulp mirror to tilt towards the discharge side of the mill. Steel or cast iron balls of various diameters (typically 40–150 mm) are loaded into the drum. The volume of the balls is approximately half the volume of the mill. When the drum rotates, the balls slide, roll or fall and crush the grains of the mineral. The ore is crushed mainly by the impact of the crushing bodies and partly by abrasion and crushing. The feed material is loaded into the mill through the feed trunnion, and the crushed product is discharged from the mill through the discharge trunnion [26, 27]. The initial data for calculating the experimental parameters of the BM are given in the table.

Load factor ψ represents the percentage of drum volume and is used in formula (2). For the initial stage of the study ψ was set to 3%. Using the data below, the number of balls was calculated for illustration purposes.

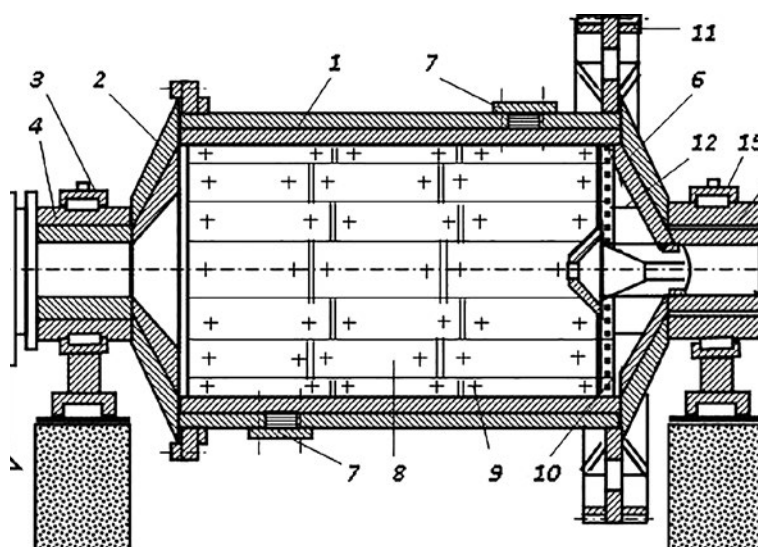


Fig. 1. BM with discharge through a grate: 1 — drum, 2, 6 — end covers, 3, 15 — bearings, 4 — loading trunnion, 5 — feeder, 7 — hatches, 8 — armored plates, 9 — bolts, 10 — grate, 11 — crown gear, 12 — lifters, 13 — throat, 14 — discharge trunnion

Proposed data for calculating the experimental parameters of the BM

Drum diameter, d , m	Mill drum length, L , m	Recommended ball diameter, d_k , mm	Selected ball diameter, mm	Drum volume m^3	Load factor ψ , 3% kg	Selected quantity, pcs
1	1.45	25	30	1.13	109.61	856
1	1.5	28	30	1.17	113.49	886
1	1.6	33	40	1.25	119	404
1	1.65	36	40	1.29	125.13	417
1	1.7	39	40	1.33	126.616	430
1	1.75	42	40	1.37	130.424	443
1	2.05	58	60	1.61	149.73	152
1	2.1	61	60	1.64	152.52	155
1	2.15	64	60	1.68	156.24	159

The following data show the characteristics of balls for BM provided by the manufacturer. Various formulas, mainly empirical, used by BM manufacturers were applied to calculate the dimensions of the balls and the drum for the experimental setup, which is small and may be adjusted during testing. The 3% load is the initial value, subject to refinement during the experiment.

Ball diameter, mm Mass of 1 cubic meter
of metal balls, t

30.....4.85
40.....4.76
50.....4.7
60.....4.65
80.....4.6
100.....4.56
125.....4.52

Ball diameter, mmWeight of 1 ball, kg

25.....0.064
30.....0.128
35.....0.199
40.....0.294
45.....0.413
50.....0.58
55.....0.761
60.....0.98
65.....1.291
80.....2.35
1208.03

$$d_k = \frac{(L - d)}{18}, \quad (1)$$

The diameter of the grinding balls required for IG crushing was estimated using the empirical relation (Formula 1), where d_k is the ball diameter (mm), L is the length of the mill drum (m), and d is the drum diameter (m).

The maximum effective rotation speed $N_{\max}$ is determined by the following formula:

$$N_{\max} = 42,3\psi\sqrt{D}, \quad (2)$$

where ψ is the drum filling coefficient, D is the internal diameter of the drum (m), and $N_{\max}$ is the number of revolutions per minute [28].

Experimental studies with different rotation speeds and ball sizes will allow determination of the optimal drum filling coefficient KM and the mode that will be more gentle for low irradiated graphite (LIG) and more effective for the destruction of highly irradiated graphite (HIG). Moderately IG is classified as LIG, and it is not separated.

Preliminary measurements and analysis of radioactivity in the reactor area, as well as the possible application of a contrast agent that adheres to active graphite surfaces and can be detected by cameras, may support the use of computer vision in cyclic IG crushing and segregation. This will automate the process and limit the need for human intervention. The BM, traditionally used for grinding solid materials, is proposed as a means of dosed destruction, dividing the blocks into parts with potentially high and low levels of irradiation. During the processing cycle, various (combined) effects occur: impact, friction, pressure, depending on the speed of rotation and filling of the drum.

The use of a BM with periodic unloading through a grate will enable removal of fine fractions from the grinding zone, preventing them from being ground into dust, which

should be classified as hazardous waste. Very fine particles may be removed using liquid or air, which also provides cooling of the graphite. The discharge of crushed graphite can be carried out through a hatch or a spigot, where metal balls will be retained or returned to the drum with the help of an electromagnet, since graphite has diamagnetic properties, unlike iron for balls, which is ferromagnetic.

The crushed IG must be evaluated, sorted, separated from marked fragments, with additional processing if necessary. Appropriate selection of ball size and material, as well as mill operating parameters, increases the likelihood of primarily affecting the weaker and more porous areas of the blocks.

Sorting methods include mechanical processes such as extraction and fractionation by radioactivity level. It is important to note that physical separation does not always allow for complete separation of different fractions. It is important to note that complete separation of fractions using only physical methods is a difficult task. Partial mixing of crushed LIG with HIG is possible. To improve recognition accuracy, it is proposed to use several video cameras, with repeated control of recognized debris in each processing cycle. Equipment error must be minimized. It is expected that the size of LIG fragments will exceed the size of HIG fragments. This is the main criterion for sorting IG. The objective is to minimize the mass of unclassified graphite.

$$M_g = M_{hig} + M_{lig} + M_{ns}, \quad M_{ns} \rightarrow \min, \quad (3)$$

where M_{ns} is the mass of fragments, kg, that could not be separated (they will have sufficiently large areas of painted and unpainted fragments), M_g is the mass of all graphite, M_{hig} and M_{lig} are the masses of HIG and LIG that will be obtained during separation.

$$M_{calc} \leq M_{hig} \leq M_{calc} + M_{perm}. \quad (4)$$

With appropriate material accounting approach, it is possible to introduce preliminary weighing of graphite and make a quantitative assessment of the yield of HIG M_{calc} . $M_{hig} \geq M_{calc}$. In this case, the size of the LIG fragments is equal to the size of the KM grid holes. On the other hand, $M_{hig} \leq M_{calc} + M_{perm}$, where M_{perm} is the maximum permissible deviation. It is also necessary to minimize energy consumption and excessive grinding.

The proposed irradiated-graphite (IG) separation algorithm is shown schematically in Fig. 2.

According to the algorithm, IG blocks are loaded into the BM and processed for a specified time. Fine fractions — primarily HIG particles — are discharged through the grate. The remaining graphite is assessed to determine whether additional processing cycles are required.

IG samples emit α -, β -, and γ -radiation. Therefore, initial dosimetric monitoring should be performed to

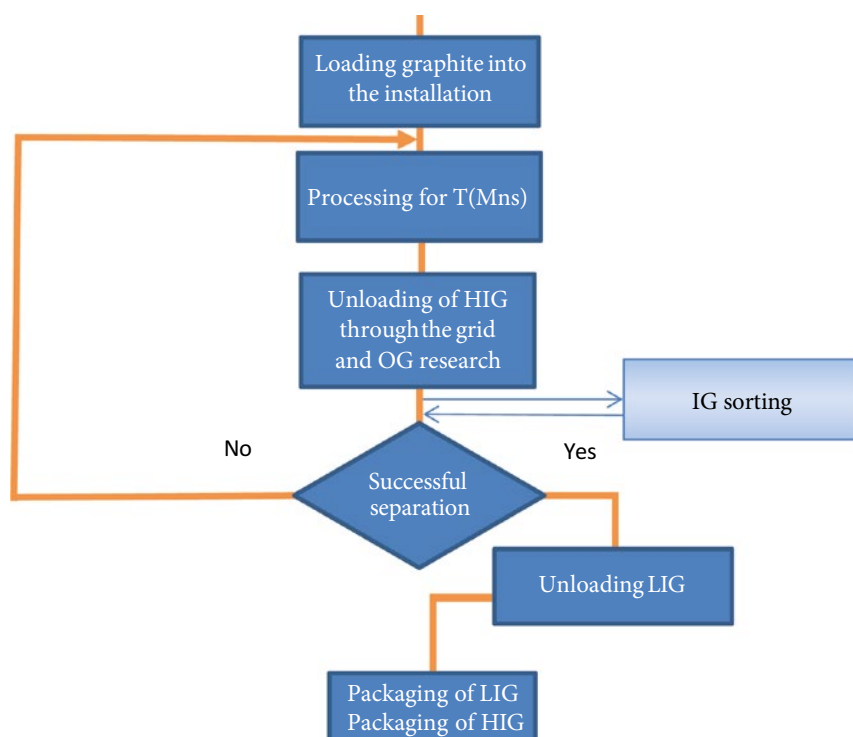


Fig. 2. IG separation algorithm diagram



Fig. 3. IG after processing (generated using Adobe Firefly — free generative AI)

characterize activity levels. Subsequently, video cameras positioned at a safe distance (2–3 m) can acquire images for automated processing. Based on these data, it is possible to estimate the amount of debris and the probable amount of incompletely separated graphite.

An example visualization of IG debris is shown in Fig. 3, generated using a generative-AI tool. Visual analysis of sequential images shows improved graphite separation: the number of red-colored fragments decreases with each subsequent stage. The quality of processing can be evaluated using a neural network (classification or clustering) after unloading or directly inside the BM after it has stopped by means of photo recording. Machine learning methods can be applied to such images.

Processing optimization based on photographs

Based on the images provided, the following recommendations for further processing can be made:

Case 1: Continue processing at time τ_1 and speed N_1 .

Cases 2 and 3: Continue processing at $\tau_2 < \tau_1$ and $\tau_3 < \tau_2$, and corresponding speeds N_2 and N_3 .

Case 4: Processing may be stopped and the LIG discharged if the estimated mass of the HIG reaches M_{cal} within acceptable deviation.

In general, fragments could be sorted according to the degree of coloration during intermediate stages of sep-

aration. Although this approach could improve the process quality, it would increase complexity of its implementation and require additional automated lines. Therefore, at this stage, a more acceptable option is to process all fragments to the desired degree of separation.

Conclusions

1. The proposed method of IG crushing has a number of significant advantages. It is relatively simple to implement and may guarantee a high safety level of process. In addition, it can be extensively automated facilitating implementation and subsequent operation.

2. Separation of IG into different categories (low, medium, and high) can significantly reduce the volume of high-level waste requiring decontaminated or disposed.

3. Graphite is chemically stable under normal conditions, and the proposed method does not alter its chemical composition through aggressive substances, thereby avoiding additional hazards. Graphite is insoluble in water and does not release hazardous compounds. This method minimizes generation of gaseous emissions, active aerosols, and secondary waste. The rate of radionuclides leaching from graphite blocks is low and comparable to the rate of leaching from vitrified radioactive waste. After separation, established treatment methods may be applied.

4. An algorithm for separating IG using special equipment has been developed, which includes processing and control cycles using neural networks and has a high level of safety.

5. Future refinement of the BM-based crushing method and the AI-supported separation algorithm should focus on reducing energy consumption and enhancing compatibility with remote-control conditions.

References

1. On the approval of the general safety provisions for the decommissioning of nuclear installations. Order of the State Inspection of Nuclear Regulation of Ukraine dated October 28, 2020, No. 440. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z1311-20#Text>. (in Ukr.)
2. Classification of radioactive waste. General safety guide. IAEA Safety Standard No. GSG-1. Vienna: IAEA, 2014, 75 p. (in Rus.)
3. Komir A. I., Odeychuk N. P., Nikolaenko A. A., Tkachenko V. I., Derevyanko V. A., Krivchenko O. V., Shepelyev A. G. (2016). Grafit kak konstruktivnyy material yadernykh energeticheskikh sistem IV pokoleniya [Graphite as a structural material for Generation IV nuclear energy systems]. *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 1 (101), pp. 51–55. (in Rus.)
4. Azarov S. Y., Babych E. V. (2001). [Possible options for the disposal of spent reactor graphite during the decommissioning of the Chernobyl Nuclear Power Plant units]. *Naukovi ta tekhnichni aspekty mizhnarodnoho spivrobitnyctva v Chornobyli. Zbirnyk naukovykh statei* [Scientific and technical aspects of international scientific research in Chernobyl. Collection of scientific articles]. Vol. 3. Kyiv: Vyscha shkola, pp. 219–231. (in Rus.)
5. Nosovskyi A. V. (2007). [Handling of irradiated graphite during decommissioning of nuclear power plant units]. *Naukovi visti NTUU "KPI"* [Scientific news of NTUU "KPI"], vol. 3 (53), pp. 12–19. (in Ukr.)
6. Marsden B. J. (2001). Nuclear graphite for high temperature reactors. *Proceedings of the Technical committee meeting on gas turbine power conversion systems for modular HTGRs* (Palo Alto, CA, USA, November 14–16, 2000), pp. 177–192.
7. Schmitt R. (2021). 6.5.9 Synthetic graphite in nuclear applications. In: *Industrial Carbon and Graphite Materials, Volume I: Raw Materials, Production and Applications, I*. doi.org/10.1002/9783527674046.ch6_5_9.
8. IAEA (2006). *Characterization, treatment and conditioning of radioactive graphite from decommissioning of nuclear reactors*. IAEA-TECDOC-1521. Vienna: IAEA, 80 p.
9. IAEA (1996). Graphite moderator life cycle behavior. *Proceedings of a Specialists Meeting* (Bath, United Kingdom, September 24–27, 1995). IAEA-TECDOC-901. 352 p.
10. Bradbury D., Wickham A. J. (2006). *Graphite decommissioning* (EPRI Report No. 1013091). Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute, 156 p.
11. Bradbury D., Wickham A. J. (2007). *Graphite dust deflagration* (EPRI Reports 1014797 and Supplement 1015460). Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute, 128 p.
12. Bradbury D., Wickham A. J. (2008). *Graphite leaching* (EPRI Report 1016772). Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute.
13. Bradbury D., Mason B. (2008). *Program on technology innovation: Graphite waste separation* (EPRI Report 1016098). Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute.
14. Wickham A. J. (2010). *Carbon-14 in irradiated graphite waste* (EPRI Report 1021109). Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute.
15. Bradbury D., Goodwin J. (2010). *Innovative graphite removal technology for graphite-moderated reactor decommissioning: Nibble and vacuum* (EPRI Report 1021110). Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute.
16. Wickham, A. J. (2012). *Behavior of Cl-36 and tritium in irradiated graphite wastes* (EPRI Report 1025312). Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute.
17. Marsden B. J., Wickham, A. J. (1998). Graphite disposal options — a comparison of the approaches proposed by UK and Russian reactor operators. In: *Proceedings of the International Conference on Nuclear Decommissioning*, vol. 9, pp. 145–153.
18. Neighbour G. B., Wickham A. J., Hacker P. J. (2000). Determining the future for irradiated graphite disposal. *Nuclear Energy*, vol. 39, pp. 179–186.
19. Ojovan M. I., Wickham A. J. (2014). Treatment of irradiated graphite to meet acceptance criteria for waste disposal: Problem and solutions. *Materials Research Society Symposium Proceedings*, vol. 1665.
20. Ojovan, M. I., & Wickham, A. J. (2016). Radiation effects in graphite. In: *Proceedings of the Joint ICTP-IAEA Workshop on Radiation Effects in Nuclear Waste Forms and their Consequences for Storage and Disposal* (International Centre for Theoretical Physics, Trieste, Italy). Available at: <http://indico.ictp.it/event/7633>.
21. Metcalfe M. P., Wareing A. (2013). *Deliverable D-1.7.2: Collation of data and information from other work packages* (Report of the CARBOWASTE Project, European Union).
22. CAST Project (2018). *EU Project on Carbon-14 Source Term* (CAST). European Union. Available at: <https://www.projectcast.eu/publications/reports>.
23. Wickham A., Steinmetz H.-J., O'Sullivan P., Ojovan M. I.

- (2017). Updating irradiated graphite disposal: Project 'GRAPA' and the international decommissioning network. *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 171, pp. 34–40.
24. Kirby W. (2011). Brookhaven Graphite Research Reactor (BGRR) D and D Project — 11243. *Proceedings of the Waste Management Symposium 2011 (Phoenix, AZ, February 27 — March 3, 2011)*, 6 p. Available at: <https://archivedproceedings.econference.io/wmsym/2011/papers/11243.pdf>.
 25. Voievodin V. M., Hrybanov Yu. O., Hurin V. A., Hurin I. V., Huida V. V. (2015). [Carbon-graphite materials in nuclear energy (Review)]. *Problems of Atomic Science and Technology*, Vol. 2 (96), pp. 52–64. (in Rus.)
 26. Smyrnov V. O., Biletskyi V. S. (2012). *Pidhotovchi protsesy zbahachennia korysnykh kopalyn [Preparatory processes for mineral enrichment]* (Study guide). Donetsk: Skhidnyi Vydavnychiy Dim [Donetsk: Eastern Publishing House]. 284 p. (in Ukr.)
 27. Sokur M. I., Kiianovskiy M. V., Vorobiov O. M., Sokur L. M., Sokur I. M. (2014). *Dezintehratsiia mineralnykh resursiv [Disintegration of mineral resources]*. Kremenchuk: Publishing House of Private Enterprise Shcherbatykh O. V., 304 p. (in Ukr.)
 28. Smyrnov V. M., Biletskyi V. S., Sokur M. I. (2019). [Theoretical foundations of calculating the productivity of drum mills]. *Zbahachennia korysnykh kopalyn [Mineral Enrichment]*, vol. 73 (114), pp. 58–66. (in Ukr.)

О. Ю. Дорман¹, К. В. Сімейко^{1,2}

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

² Інститут газу НАН України, вул. Дегтярівська, 39,
Київ, 03113, Україна

Визначення шляхів удосконалення методів подрібнення та сортування опроміненого графіту ядерних установок

Стаття присвячена проблемі поводження з опроміненим графітом (ОГ) ядерних енергоустановок. Реакторний графіт (або графіт ядерної чистоти) використовувався як сповільнювач чи відбивач нейтронів у більш ніж 100 ядерних реакторах та є конструкційним і функціональним матеріалом у ядерних енергетичних системах IV покоління, зокрема у високотемпературних газоохолоджувальних (HTR, HTGR, VHTR) і рідко-сольових реакторах (MSR). Тому проблема поводження з ОГ ядерних енергоустановок є актуальною науковою проблемою.

Для деяких можливих варіантів утилізації ОГ, зокрема, спалювання, захоронення, обробки іонізуючими смолами актуальним є питання подрібнення та сортування ОГ. На основі аналізу фізичних властивостей графіту після тривалої дії високих температур та нейтронного опромінення авторами пропонуються шляхи вдосконалення методів подрібнення та сортування ОГ з використанням штучного інтелекту (ШІ). Описано метод дроблення ОГ з використанням кульового млина з розвантаженням через решітку та розроблений алгоритм розділення ОГ з використанням ШІ, що включає цикли обробки та контролю з допомогою нейронних мереж. Майбутнє вдосконалення використання кульового млина з розвантаженням через решітку та алгоритму розділення має бути направлено на зменшення енергетичних витрат та адаптації до умов дистанційного керування.

Ключові слова: атомна енергетика, зняття з експлуатації АЕС, радіоактивні відходи, опромінений графіт, штучний інтелект.

Надійшла / Received 09.09.2025

Рекомендована до друку / Accepted 03.11.2025

О. С. Проскурін

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

Інститут проблем математичних машин і систем НАН України, просп. Академіка Глушкова, 42, Київ, 03680, Україна

Концепція розподіленої ROS-системи для автоматизації дистанційних операцій з паливовмісними матеріалами на об'єкті «Укриття»

Ключові слова:

об'єкт «Укриття»,
лавоподібні паливовмісні
матеріали,
ROS,
роботизовані системи,
цифровий двійник,
SLAM,
дистанційне керування

Проблема вилучення лавоподібних паливовмісних матеріалів із об'єкта «Укриття» характеризується екстремальними радіаційними умовами (до 10^3 – 10^4 Р/год) та складною геометрією приміщень. Традиційне телеуправління роботизованими комплексами супроводжується проблемами низької ситуаційної обізнаності оператора, високим когнітивним навантаженням та ризиком помилок. Закриті пропрієтарні системи ускладнюють інтеграцію та адаптацію. Запропоновано концепцію нової розподіленої архітектури для автоматизації дистанційних операцій, що базується на відкритому фреймворку Robot Operating System (ROS2). Система передбачає розділення обчислювальних рівнів: високопродуктивний центральний сервер у безпечній зоні для задач планування, навігації та обробки даних, а також радіаційно стійкі мікроконтролери (з використанням micro-ROS) безпосередньо на виконавчих модулях. Запропоновано гібридний навігаційний підхід, що поєднує методи SLAM, AMCL, фільтрацію EKF/UKF та інноваційний механізм корекції позиції відносно цифрового двійника (Digital Twin Alignment). Наведено результати проміжної експериментальної апробації концепції на функціональному прототипі, що підтвердили життєздатність архітектури та надійність комунікаційного стеку (micro-ROS).

Вступ

Проблема вилучення лавоподібних паливовмісних матеріалів (ЛПВМ) в об'єкті «Укриття» Чорнобильської АЕС є одним із найскладніших та найкритичніших викликів у сучасній ядерній інженерії. У підреакторних приміщеннях об'єкта, за різними оцінками, накопичено близько 180 т опроміненого палива, що входить до складу приблизно 1250 т ЛПВМ. Рівні радіації у місцях їхньої локалізації сягають 10^3 – 10^4 Р/год, що повністю виключає можливість перебування людини.

Жорсткі радіаційні умови, складна геометрія завалів та приміщень суттєво обмежують ефектив-

ність традиційних демонтажних операцій. Існуюча практика використання дистанційно керованої техніки (телеуправління) спирається виключно на візуальну інформацію з камер. Це створює низку фундаментальних проблем: низьку ситуаційну поінформованість оператора, складність у сприйнятті тривимірного простору, оцінці відстаней та взаємного розташування об'єктів. Як наслідок, це призводить до збільшення тривалості виконання операцій, високого когнітивного навантаження на оператора та підвищеного ризику помилок.

Більше того, значна частина роботизованих рішень, що застосовуються в ядерній галузі, працюють на основі пропрієтарного програмного забезпечення.

© О. С. Проскурін, 2025. License CC BY 4.0

Їхні закриті інтерфейси ускладнюють інтеграцію з іншими сенсорами, унеможливають швидку адаптацію до мінливих умов середовища та впровадження сучасних алгоритмів автоматизації.

Таким чином, постає нагальна потреба в розробці принципово нових підходів до автоматизації дистанційних операцій. Такі підходи мають мінімізувати участь людини, забезпечувати високу точність та надійність, а також мати гнучку, відкриту та масштабовану архітектуру. Використання сучасних фреймворків, таких як Robot Operating System (ROS), у поєднанні з концепцією цифрового двійника (Digital Twin), відкриває перспективи для створення роботизованих систем нового покоління, здатних виконувати завдання в екстремальних умовах об'єкта «Укриття».

Стан проблеми

Перехід від прямого телеуправління до супервізорного (напіваавтономного) контролю є світовим трендом у робототехніці для небезпечних середовищ. Основою для таких систем де-факто став фреймворк ROS, а згодом його нова ітерація — ROS2. Як зазначено в [1], ROS2 був розроблений з урахуванням вимог до надійності, безпеки та роботи в реальному часі, що є критичним для промислових та ядерних застосувань. Проблематика навігації роботів у радіаційно забруднених зонах активно досліджується. А. West [2] пропонує використання багатопланових карт витрат (layered costmaps) для уникнення іонізуючого випромінювання, інтегруючи дозиметричні дані безпосередньо в навігаційний стек ROS, зокрема через реалізацію, продемонстровану в дослідженні К. Groves [3]. Це дослідження демонструє підходи до автономної розвідки невідомого ядерного середовища з використанням радіаційно орієнтованої навігації, що дозволяє роботу автономно будувати карту радіаційного фону.

Водночас ключовою технологією для підвищення ситуаційної обізнаності та безпеки стає концепція цифрового двійника (Digital Twin, DT). У ядерній галузі DT дозволяє проводити моделювання, планування операцій та тренування персоналу без ризику [4]. У [5] аналізують можливості та виклики застосування DT у критично важливих для безпеки робототехнічних додатках, підкреслюючи його роль у верифікації та валідації поведінки системи.

На відміну від підходів [5], що використовують DT переважно для верифікації планів, наведена робота пропонує механізм для прямої корекції

навігаційної похибки в реальному часі шляхом зіставлення з еталонною моделлю двійника. Це дослідження спрямоване на пошук комплексного рішення, яке б об'єднувало:

- 1) розподілену архітектуру (ROS2 на сервері та micro-ROS на радіаційно стійких контролерах);
- 2) гібридний навігаційний стек, що поєднує SLAM/AMCL із корекцією відносно еталонного цифрового двійника (DT Alignment);
- 3) відкриту та модульну платформу, специфічно адаптовану для завдань з вилучення ЛПБМ в умовах об'єкта «Укриття». Наше дослідження [6] є одним із кроків у напрямку створення такої інтегрованої системи.

Постановка завдань дослідження

Метою цієї роботи є розробка та обґрунтування концепції розподіленої робототехнічної системи на базі ROS2 для автоматизації дистанційних операцій із ЛПБМ у межах об'єкта «Укриття». Для досягнення поставленої мети було визначено такі завдання:

- 1) розробити ієрархічну програмно-апаратну архітектуру, що розділяє високо- та низькорівневі обчислення для роботи в умовах підвищеної радіації;
- 2) розробити гібридний навігаційний стек, що інтегрує методи SLAM, AMCL та механізм вирівнювання відносно цифрового двійника (DT Alignment);
- 3) інтегрувати модулі системи (сервер, контролери, сенсори) з використанням відкритих протоколів ROS2 та micro-ROS;
- 4) провести експериментальну валідацію ключових компонентів архітектури, зокрема надійності зв'язку micro-ROS, на функціональному прототипі.

Архітектура системи

Запропонована система (рис. 1) має ієрархічну розподілену архітектуру, побудовану на базі фреймворку ROS2. Фундаментальною основою ROS2 є стандарт промислового рівня DDS (Data Distribution Service). Це забезпечує децентралізовану комунікацію peer-to-peer (P2P) між усіма компонентами системи (вузлами), а не жорстку клієнт-серверну модель. Архітектура логічно розділена на два рівні.

1. *Високий рівень (обчислювальні вузли).* Це набір вузлів ROS2, що можуть бути розподілені на одному або декількох комп'ютерах у безпечній зоні. У поточній реалізації це один сервер, що виконує складні обчислення: SLAM, локалізацію (AMCL), планування траєкторій (Nav2 Stack, MoveIt 2), фільтрацію (EKF/

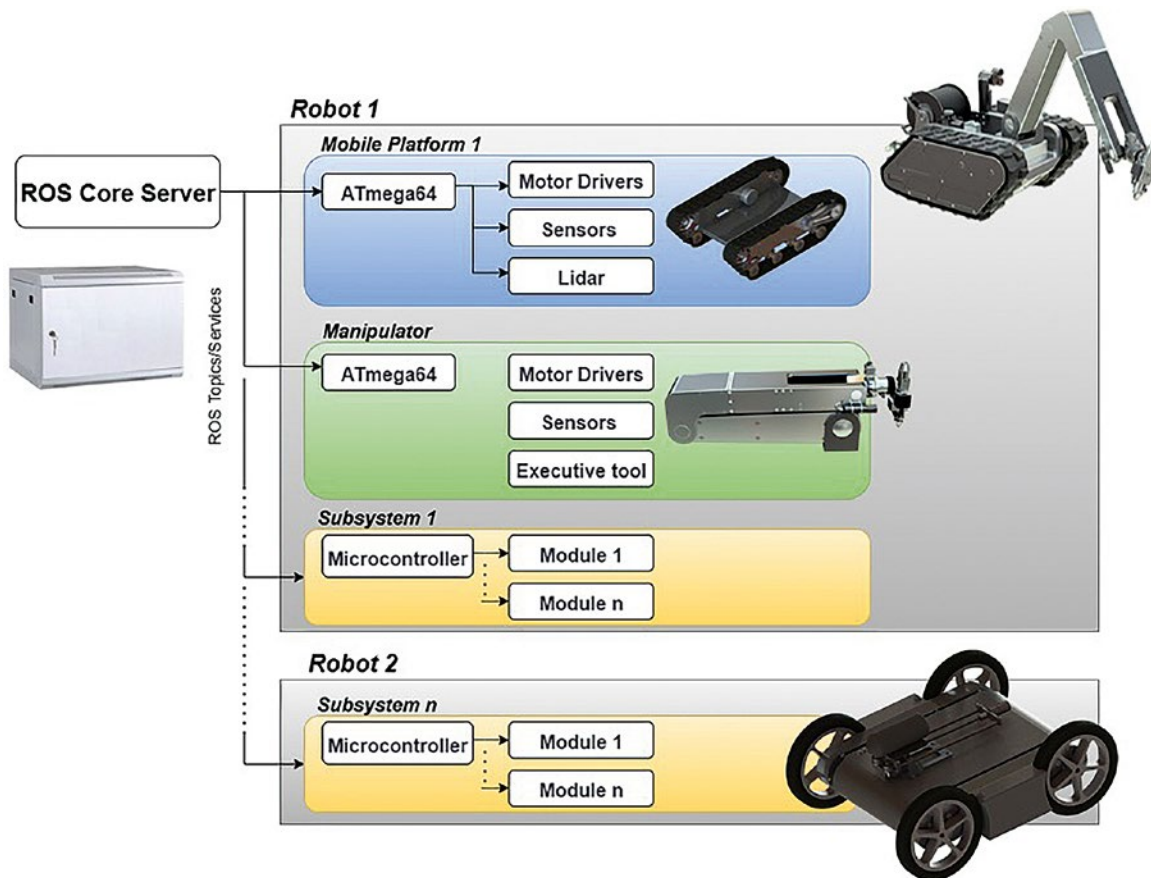


Рис. 1. Структура розподіленої ROS-системи

UKF), візуалізацію (RViz) та взаємодію з цифровим двійником. Завдяки DDS така архітектура є масштабованою: додаткові високорівневі контролери (наприклад, окремий вузол для AI-аналізу, станція оператора) можуть бути легко додані до мережі та взаємодіяти з іншими вузлами напряму.

2. *Низький рівень (контролери)*. Радіаційно стійкі мікроконтролери (наприклад, ATmega64; у прототипі — ESP32), розташовані безпосередньо на роботі. Вони виконують завдання в реальному часі: пряме управління виконавчими механізмами (драйвери двигунів, сервоприводи) та збір «сирих» даних із датчиків (LiDAR, IMU, енкодери).

3. *Комунікаційний міст (micro-ROS)*. Зв'язок між високим та низьким рівнями забезпечується через micro-ROS agent. Цей агент діє як міст, що транслює повідомлення DDS у протокол micro-ROS RTPS (Real-Time Publish-Subscribe) для мікроконтролерів. Це дає змогу низькорівневим контролерам «нативно» публікувати (publish) дані сенсорів у загальну мережу DDS та підписуватися (subscribe) на топіки команд.

Апаратна конфігурація робота описується у форматі URDF (Unified Robot Description Format), що слу-

гує «цифровим паспортом» платформи. URDF визначає кінематичну модель, візуальні та колізійні моделі ланок, а також положення сенсорів. Це дозволяє вузлу robot_state_publisher автоматично розраховувати та публікувати трансформації (TF) між усіма компонентами робота. Кінематична конфігурація описується гомогенною матрицею трансформації T :

$$T = \prod_{i=1}^n A_i(\theta_i), \quad (1)$$

де A_i — матриця трансформації для i -го з'єднання; θ_i — поточне значення кута або зміщення.

Взаємодія високорівневих вузлів (рис. 2) відбувається повністю через P2P-механізми DDS (топіки, сервіси, трансформації TF). Наприклад, вузол robot_state_publisher використовує модель URDF та дані про стан з'єднань (що надходять від вузла micro-ROS agent) для публікації дерева трансформацій (TF). На це TF-дерево підписуються інші незалежні вузли: Nav2 Stack та MoveIt 2. Nav2 Stack підписується на дані сенсорів (наприклад, топік /pointcloud2) та дані про одометрію (від вузла robot_localization) для побудови карти перешкод (Costmap). Він публікує команди

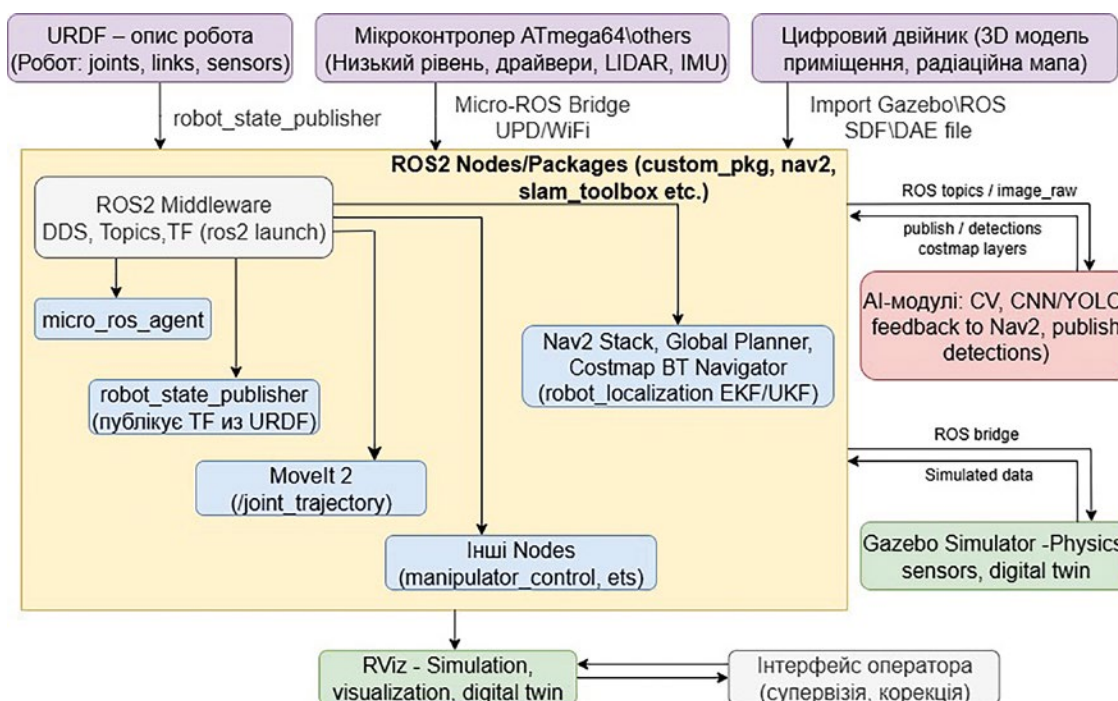


Рис. 2. Схема архітектури розподіленої системи ROS2

керування швидкістю (топик /cmd_vel), на які підписаний micro-ROS agent. Аналогічно MoveIt 2 планує траєкторії для маніпулятора (топик /joint_trajectory).

Гібридний навігаційний стек

Для навігації в складних умовах об'єкта «Укриття» запропоновано гібридний підхід (рис. 3), що комбінує декілька алгоритмів для досягнення робастності та точності.

SLAM (Simultaneous Localization and Mapping). Використовується на етапі розвідки для створення динамічних 2D/3D-карт приміщень у процесі руху (наприклад, пакети slam_toolbox або Cartographer).

AMCL (Adaptive Monte Carlo Localization). Використовується для локалізації на вже наявній статичній карті. Це адаптивний частинковий фільтр, що постійно коригує оцінку позиції робота.

Sensor Fusion (EKF/UKF). Для отримання гладкої та стабільної оцінки одометрії використовується пакет robot_localization, що реалізує розширений фільтр Калмана (EKF). Він поєднує дані з різних джерел (одометрія коліс, IMU, візуальна одометрія, дані SLAM/AMCL). Система описується нелінійними функціями стану f та спостереження h :

$$x_k = f(x_{k-1}, u_k) + \omega_k, z_k = h(x_k) + v_k, \quad (2)$$

де x_k — вектор стану (положення, орієнтація); u_k — керуюча команда; z_k — вимірювання; ω_k, v_k — гауссові шуми. EKF лінеаризує ці функції для отримання оцінки стану.

Digital Twin Alignment (вирівнювання по DT). Для боротьби з накопиченням похибки (дрейфом) SLAM та EKF запроваджено механізм корекції відносно еталонної CAD-моделі приміщення (цифрового двійника). Хмара точок p від поточних даних LiDAR

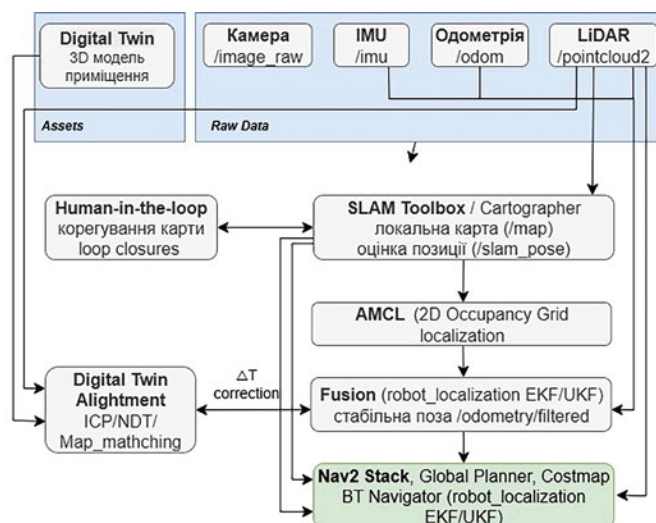


Рис. 3. Схема формування навігаційного стеку

зіставляється з еталонною моделлю q за допомогою алгоритмів ICP (Iterative Closest Point) або NDT (Normal Distributions Transform). Шукається жорстка трансформація, $T = \{R, t\}$, що мінімізує середньоквадратичну відстань:

$$T^* = \arg \min \sum_{i=1}^N \|Rp_i + t - q_{i(match)}\|^2. \quad (3)$$

Ця корекція (ΔT) періодично «виправляє» позицію робота на глобальній карті.

Human-in-the-loop. Система надає оператору можливість через інтерфейс RViz коректувати помилки замикання петель SLAM або анотувати семантичні області (наприклад, ЛПБМ) на карті.

Інтерпретація та апробація результатів

На проміжному етапі дослідження було проведено розробку та апробацію функціонального прототипу для валідації ключових аспектів запропонованої архітектури.

Було зібрано прототип (рис. 4), що складається з: мобільної платформи на гусеничному ходу; високорівневого сервера (мікрокомп'ютер Steam Deck з Ubuntu 24.04 та ROS2 Noble), що виконує роль центрального сервера;

низькорівневих контролерів (ESP32), що під'єднуються через micro-ROS agent для управління приводами та збору даних;

сенсорного комплексу (LiDAR RPLIDAR A1M8) та маніпулятора.

Результати тестування представлено нижче.

1. *Верифікація архітектури ROS/micro-ROS.* Проведено тестування надійності зв'язку між ESP32 (агент) та Steam Deck (сервер) через Wi-Fi. Експерименти показали стабільну передачу даних з'єднання. Це підтверджує високу надійність обраного підходу для комунікації між розподіленими вузлами.

2. *Інтеграція сенсорів та приводів.* Дані з LiDAR коректно публікувалися в ROS2 топіки, що є передумовою для роботи SLAM-алгоритмів. Управління руховою установкою (через драйвери BTS7960) та маніпулятором (сервоприводи) успішно здійснювалося через стандартні повідомлення ROS2 (/cmd_vel, /joint_trajectory).

3. *Візуалізація та цифровий двійник.* Моделі платформи та маніпулятора були коректно описані в URDF-файлах, що дало змогу налаштувати їх візуалізацію в RViz та симуляцію в Gazebo.

Проміжні результати демонструють успішне розв'язання поставлених завдань щодо розробки та валідації розподіленої ROS-системи. Створено та протестовано функціональний прототип, що підтверджує життєздатність запропонованої архітектури та надійність програмно-апаратного стеку.

Висновки

Запропоновано та обґрунтовано концепцію розподіленої робототехнічної системи на базі ROS2 та

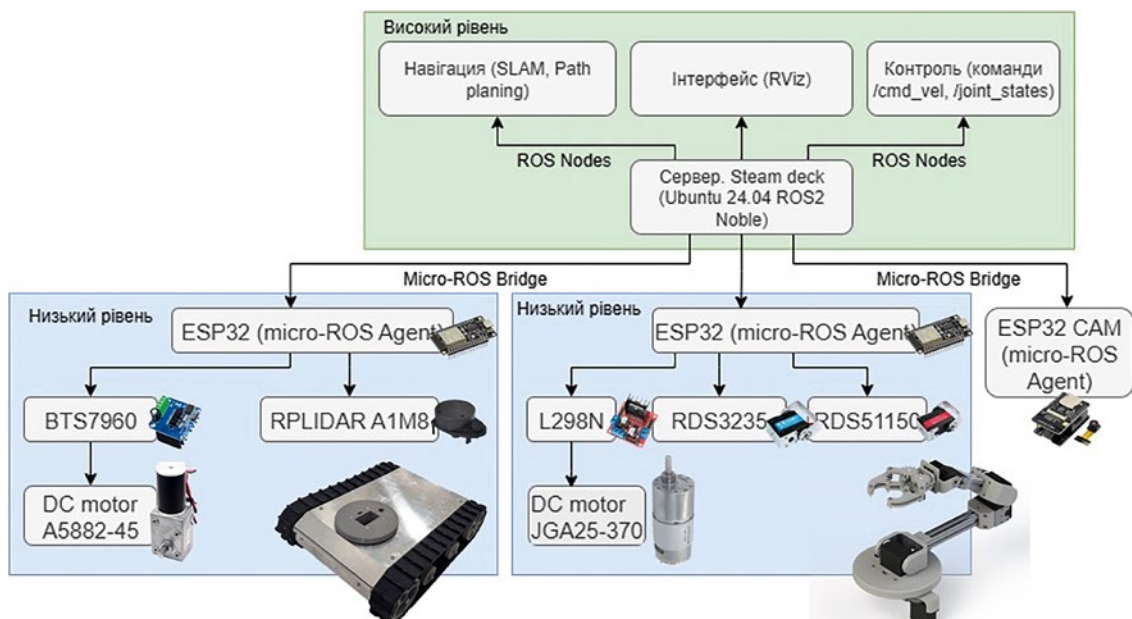


Рис. 4. Тестова платформа та її компоненти

micro-ROS, яка є ефективним рішенням для автоматизації дистанційних операцій з ЛПБМ в екстремальних умовах об'єкта «Укриття». Розроблена ієрархічна архітектура, що розділяє обчислювальні рівні, дозволяє винести складні обчислення у безпечну зону, залишаючи на борту лише радіаційно стійкі низькорівневі контролери. Експериментально підтверджено працездатність архітектурної концепції на функціональному прототипі; зокрема досягнуто низької затримки комунікаційного каналу micro-ROS, що є критичною передумовою для систем реального часу. Крім того, використання гібридного навігаційного стеку, доповненого механізмом вирівнювання по цифровому двійнику (Digital Twin Alignment), значно підвищує ситуаційну обізнаність оператора та створює основу для реалізації напіваавтономного (супервізорного) виконання завдань. Модульність та використання відкритих стандартів (ROS2) забезпечують гнучкість, масштабованість та легкість інтеграції нового обладнання, що є перевагою над закритими пропрієтарними системами.

Подальші дослідження будуть зосереджені на комплексній валідації навігаційних алгоритмів (SLAM/AMCL) на прототипі з інтегрованим IMU-сенсором, а також на кількісній оцінці точності локалізації під час використання методу Digital Twin Alignment.

Список використаної літератури

1. Robot Operating System 2: Design, architecture, and uses in the wild / S. Macenski, T. Foote, B. Gerkey [et al.] // Science Robotics. – 2020. – Vol. 5, No. 49. – eabm6074. – doi.org/10.1126/scirobotics.abm6074.
2. West A. Real-time avoidance of ionising radiation using layered costmaps for mobile robots / A. West // Frontiers in Robotics and AI. – 2022. – Vol. 9. – Art. 862067. – doi.org/10.3389/frobt.2022.862067.
3. Robotic exploration of an unknown nuclear environment using radiation informed autonomous navigation / K. Groves, E. Hernandez, A. West [et al.] // Robotics. – 2021. – Vol. 10, No. 2. – Art. 78. – doi.org/10.3390/robotics10020078.
4. Kochunas B. Digital Twin concepts with uncertainty for nuclear power applications / B. Kochunas, X. Huan // Energies. 2021. – Vol. 14. – Art. 4235. – doi.org/10.3390/en14144235.
5. Baidya S. Digital Twin in safety-critical robotics applications: Opportunities and challenges / S. Baidya, S.K. Das // arXiv. – 2022. – arXiv:2210.03520.
6. Multi-robot radiation reconnaissance in the Chornobyl NPP Exclusion Zone / M. Saveliev, V. Shtefan, O. Proskurin [et al.] // Nuclear and Radiation Safety. – 2024. – Vol. 4 (104). – P. 41–49. – doi.org/10.32918/nrs.2024.4(104).05.

O. S. Proskurin

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants,
NAS of Ukraine, 36a, Kirova St., Chornobyl, 07270, Ukraine
Institute of Mathematical Machines and Systems Problems, NAS
of Ukraine, 42, Akademika Hlushkova Ave, Kyiv, 03680, Ukraine*

The Distributed ROS-Based System Concept for Automation of Remote Operations with Fuel-Containing Materials at the Shelter Object

The problem of extracting lava-like fuel-containing materials (LFCM) from the Shelter object is characterized by extreme radiation conditions (up to 10^3 – 10^4 R/h) and complex facility geometry. Traditional teleoperation of robotic systems faces challenges of low operator situational awareness, high cognitive load, and a significant risk of error. Closed, proprietary systems further complicate integration and adaptation. This paper proposes a novel distributed architecture concept for automating remote operations, based on the open-source Robot Operating System (ROS2) framework. The system features a separation of computational levels: a high-performance central server in a safe zone for planning, navigation, and data processing tasks, and radiation-hardened microcontrollers (utilizing micro-ROS) directly on the actuator modules. A hybrid navigation approach is proposed, combining SLAM and AMCL methods, EKF/UKF filtering, and an innovative position correction mechanism based on Digital Twin Alignment. The results of an intermediate experimental validation of the concept on a functional prototype are presented, confirming the architecture's viability and the reliability of the communication stack (micro-ROS).

Keywords: Shelter object, LFCM, ROS, robotic systems, digital twin, SLAM, remote operation.

References

1. Macenski S., Foote T., Gerkey B., Lalancette C., Smart W.D. (2020). Robot Operating System 2: Design, architecture, and

- uses in the wild. *Science Robotics*, vol. 5 (49), eabm6074. doi.org/10.1126/scirobotics.abm6074.
2. West A. (2022). Real-time avoidance of ionising radiation using layered costmaps for mobile robots. *Frontiers in Robotics and AI*, vol. 9, art. 862067. doi.org/10.3389/frobt.2022.862067.
3. Groves K., Hernandez E., West A., Wright T., Lennox B. (2021). Robotic exploration of an unknown nuclear environment using radiation informed autonomous navigation. *Robotics*, vol. 10 (2), art. 78. doi.org/10.3390/robotics10020078.
4. Kochunas B., Huan X. (2021). Digital Twin concepts with uncertainty for nuclear power applications. *Energies*, vol. 14, art. 4235. doi.org/10.3390/en14144235.
5. Baidya S., Das S. K. (2022). Digital Twin in safety-critical robotics applications: Opportunities and challenges. arXiv: 2210.03520.
6. Saveliev M., Shtefan V., Proskurin O., Pantin M., Martin P. G., Grechaninov, V., Havrylko Ye. (2024). Multi-robot radiation reconnaissance in the Chornobyl NPP Exclusion Zone. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 4 (104), pp. 41–49. doi.org/10.32918/nrs.2024.4(104).05.

Надійшла / Received 07.11.2025

Рекомендована до друку / Accepted 16.11.2025

Т. Д. Лев, В. М. Піскун, І. П. Шедеменко

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

Оцінка та порівняльний аналіз пожежної небезпеки з використанням погодних індексів пожежної небезпеки

Ключові слова:

природні пожежі,
погодний індекс пожежної
небезпеки,
статистичний аналіз
характеристик пожежі,
кліматичні моделі,
супутникова інформація

Досліджено та статистично проаналізовано використання різних методів розрахунку погодних індексів пожежної небезпеки (FWI, ППН), які використовуються в Україні та Європейському Союзі для оцінки та прогнозу умов виникнення пожежної небезпеки за прогнозними та поточними метеорологічними даними відкритого доступу (проекти COPERNICUS, CORDEX, ERA5 та NASA). Зроблено порівняння розрахунків індексу FWI з використанням даних кліматичних моделей: CNRM-CM5 (Франція), MPI (Німеччина) та показників ППН В. Г. Нестерова та їхніх модифікацій, розрахованих авторською програмою на період 2006–2035 рр. За допомогою погодного індексу пожежної небезпеки FWI, що був розроблений та використовується в Канадській та Європейській системах прогнозування пожеж (CFFWIS, EFFIS), було обрано та статистично підтверджено найбільш адекватний варіант глобальної кліматичної моделі проекту CORDEX для періоду 2006–2035 рр. Проведено вибір найбільш успішної методики розрахунку модифікацій методу В. Г. Нестерова. У результаті такого порівняння було обрано методику Українського гідрометеорологічного інституту (автор В. О. Балабух), яка офіційно прийнята в Українському гідрометеоцентрі та була використана нами надалі для порівняльної оцінки з індексом пожежної небезпеки FWI із застосуванням різних наборів даних. Проаналізовано та статистично опрацьовано всі підготовлені дані за річною кількістю випадків з показниками класів пожежної небезпеки для трьох регіонів за 30 років за двома методами: методом Українського гідрометеорологічного інституту та методом Канадської служби прогнозів пожеж (CFFWIS). Результати порівняльного аналізу показують, що протягом 30-річного періоду (2006–2035 рр.) за умови використання прогностичних метеорологічних даних глобальної моделі MPI (ФРН) спостерігається поступове зростання річної кількості випадків із наявністю періодів різкого її збільшення або зменшення, визначених за результатами розрахунків двома методами. За даними показника FWI найбільші зміни очікуються в кількості діб помірного класу 3 пожежної небезпеки та вище — до 15–17 діб.

Вступ

Розробкою та уточненням критеріїв, що відображають імовірність виникнення пожеж, займаються багато дослідників [1–6]. Однак створити показник,

що ідеально відображав би фактичні умови виникнення пожеж, не вдається: по-перше, через різноманітність умов, властивих виникненню вогняної стихії, та поєднань різних факторів, що включає антропогенний; по-друге, через брак і велику дискрет-

© Т. Д. Лев, В. М. Піскун, І. П. Шедеменко, 2025. License CC BY 4.0

ність початкових даних спостережень різних природних параметрів. Метеорологічні умови належать до ключових факторів імовірності пожеж у природі. Вплив цих умов пожежної небезпеки оцінюється за допомогою метеорологічних параметрів, зокрема: індексу FWI (Fire Weather Index) — стандартизованого індексу пожежної небезпеки за погодними умовами, що об'єднує інформацію про місцеву температуру, швидкість вітру, відносну вологість повітря, опади, стан палива та поведінку пожежі [3]; а також погодного показника пожежної небезпеки (ППН) В. Г. Нестерова, що відображає баланс погодних факторів висушування та зволоження [6, 7]. Офіційно прийнятим в Українському гідрометеорологічному центрі є комплексний показник пожежної небезпеки (КПНУ, автор В. О. Балабух), в основу розрахунку якого покладено методику, розроблену В. Г. Нестеровим, з урахуванням уточнень щодо кількості опадів та швидкості вітру, характерних для різних регіонів України [8, 9].

За результатами досліджень пожежної небезпеки в Українському Поліссі за період 2006–2022 рр. [10] найбільший відсоток пожеж спостерігається на агроландшафтних територіях (від 60 до 90 %) у весняно-осінній період (тобто в періоди переходу від зими до весни та від літа до осені, що характеризуються нестійкими погодними умовами). Це пов'язано також із тим, що перед початком і після сільськогосподарських робіт здійснюється випалювання старої або вже непотрібної підсохлої трави. Пожежна небезпека від трав'яної рослинності визначається як властивостями самої трави, так і умовами погоди, які в певні періоди відіграють вирішальну роль в ініціюванні термінового розвитку пожеж. При цьому роль погодних умов зростає, оскільки вони впливають на ступінь висушування рослин, що вегетують, а також на швидкість поширення великими розмірами джерел горіння, здатністю змінювати напрямок та долати такі перешкоди, як дороги, водотоки та протипожежні мінералізовані смуги. Трава, як провідник горіння, швидше за іншу рослинність реагує на зміну кліматичних, сезонних та щоденних погодних умов (насамперед температури повітря та швидкості вітру). Як особливий вид палива вона є доступнішою для займання порівняно з горючими матеріалами, характерними для лісової, чагарникової або змішаної рослинності [1].

Метою цієї статті є порівняльний аналіз результатів методів розрахунку погодних індексів пожежної небезпеки (FWI та модифікованих показників

В. Г. Нестерова ППН та КПНУ); оцінка тенденції в багаторічній динаміці ходу цих індексів із використанням архівних даних ERA5 проекту Copernicus, даних проекту NASA та даних глобальних і регіональних прогностичних моделей клімату (проект CORDEX – Coordinated Regional Climate Downscaling Experiment) з оцінкою метеопараметрів до 2035 р. на території Українського Полісся.

З цією метою в роботі були поставлені такі завдання:

порівняти та виділити найбільш точну для території Полісся кліматичну модель розрахунку індексу FWI за величиною різниці між розрахованими значеннями погодних індексів за кліматичними моделями (CORDEX/GCM) та за даними повторного аналізу ERA5 за період 2006–2020 рр. відповідно до методики [3];

розрахувати модифікований індекс ППН та КПНУ за метеоданими NASA та за кліматичними моделями проекту CORDEX на період 2006–2035 рр. із використанням авторських програм;

провести статистичний аналіз індексів пожежної небезпеки, визначити особливості їхніх змін на досліджуваній території Полісся за кліматичними факторами.

Короткий опис та інформаційне забезпечення методів розрахунку погодних індексів пожежної небезпеки — FWI, ППН та КПНУ

Стандартизований індекс пожежної небезпеки FWI за погодними умовами, що був розроблений Канадською службою прогнозування пожеж, призначений для надання єдиної числової оцінки відносного потенціалу пожежі шляхом динамічного об'єднання інформації про місцеву температуру, швидкість вітру, відносну вологість повітря, опади та дані про вологість палива [3]. Прогнозні дані FWI використовуються щодня (а в деяких випадках і щогодини) усіма канадськими пожежними агентствами, її результати формують основу для опису пожежної обстановки, що змінюється. Система також використовується в країнах і регіонах за межами Канади, включаючи Європу, Нову Зеландію, Китай, США та ін. Для розрахунку індексу необхідні полуденні значення температури повітря, відносної вологості, швидкості вітру та накопичених за 24 год опадів. Ці вхідні дані об'єднуються за допомогою ряду емпіричних рівнянь, що оцінюють вплив вологості палива та вітру на основі різних факторів, пов'язаних із потенційною поведінкою поже-

жі [1, 11, 12]. Зокрема, враховується вологість різних шарів палива, вплив вітру на поширення пожежі та оцінка загальної кількості палива, яке доступне для спалювання.

Схема канадської системи прогнозування FWI для лісу (рис. 1) складається з шести компонентів, що враховують вплив вологості палива та погодних умов на поведінку пожежі [11, 12].

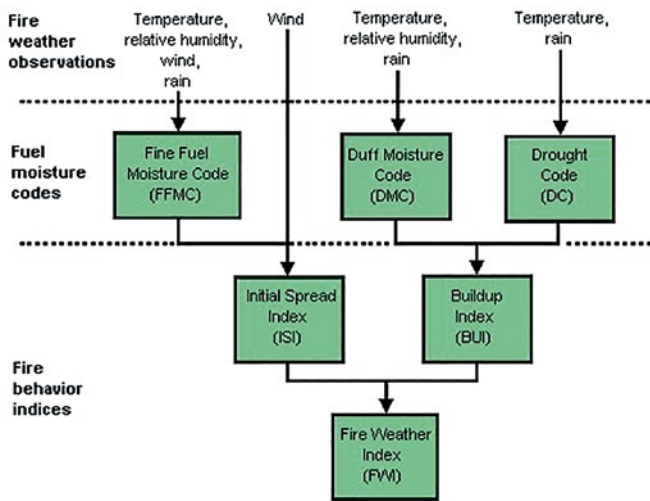


Рис. 1. Схема канадської системи прогнозування FWI [3]

Перші три компоненти (FFMC, DMC, DC) є кодами вологості палива, що ідентифіковані через числові оцінки вмісту води в лісовій підстилці та інших мертвих органічних речовинах, отриманих на основі емпіричного та експериментального матеріалу з використанням основних метеорологічних показників. Для кожного з трьох видів палива, що використовуються в системі FWI, був розроблений допоміжний підіндекс із двома фазами: одна для змочування дощем та одна для висихання. Ці підіндекси, які називаються кодами вологості палива, фактично є системами обліку — додають вологість після дощу і віднімають деяку частину для висихання щодня. Кожне паливо вважається висохлим експоненційно, тому його миттєва швидкість висихання пропорційна його поточному вмісту вільної води. Правильною мірою швидкості висихання є або тимчасовий лаг (тобто час втрати вільної води вище рівноважного значення), або нахил експоненційної кривої зміни вмісту вільної води за часом, який називається «швидкістю сушіння логарифму». Опишемо стисло представлені характеристики:

код вологості тонкодисперсного палива (FFMC) відображає вміст води в підстилці та дрібнозерни-

стому паливі товщиною 1–2 см; FFMC чутливий до щоденних змін температури, кількості опадів, відносної вологості та швидкості вітру;

код вологості Даффа (DMC) є показником вмісту води в пухкій органічній речовині, що розкладається, розміром 5–10 см; DMC чутливий до температури, опадів та відносної вологості;

код посухи (DC) є глибинним шаром ущільненої органічної речовини, 10–20 см, що визначає стійкість до гасіння. Код посухи DC чутливий до температури та опадів. Відставання за часом 52 доби.

Інші три компоненти (ISI, BUI, FWI) характеризують процес пожежі — швидкість поширення вогню, доступне для горіння паливо та інтенсивність фронтальної пожежі:

індекс початкового поширення (ISI) є числовою оцінкою поширення вогню відразу після загоряння без урахування впливу змінної кількості палива. Значення ISI залежать від швидкості вітру та часу доби. Індекс є комбінацією FFMC і вітру;

індекс накопичення (BUI) є показником загальної кількості палива, доступного для спалювання. За відсутності дощу BUI змінюється мало протягом дня. BUI є комбінацією DMC і DC;

погодний індекс пожежної небезпеки (FWI) відображає інтенсивність поширення пожежі. FWI є комбінацією ISI і BUI.

Оскільки канадська система прогнозування показників пожежної небезпеки FWI забезпечує безрозмірну числову оцінку потенціалу пожежі, що ґрунтується виключно на метеорологічних умовах, сприятливих для займання, поширення та підтримання пожежної небезпеки, то вона може бути використана не тільки для поточних, а й прогнозованих погодних умов.

Погодний індекс пожежної небезпеки В.Г. Нестерова ППН (КПО_N) являє собою кумулятивну суму добутків температури повітря на різницю між температурою повітря та точкою роси [6], що обчислюється для окремого пункту та конкретного часу за формулою

$$\text{КПО}_N = \text{КПО}_{N-1} \cdot K_{oc} + [t(t - t_d)]_N, \quad (1)$$

де КПО_N — значення КПО, що розраховується на поточний день, °C; КПО_{N-1} — значення КПО, що розраховується за попередній день, КПО_{N-1} = $t(t - t_d)$, °C; K_{oc} — коефіцієнт поправки на опади (рівний одиниці, якщо кількість опадів менше 3 мм, дорівнює нулю, якщо кількість опадів більше або дорівнює 3 мм); t — температура повітря о 12–15 год місцевого часу чи най-

ближчий до нього строк синхронних метеорологічних спостережень, °C; t_d — точка роси за той самий строк, °C; $(t - t_d)$ — дефіцит точки роси, °C.

Основним недоліком КПО є груба поправка на опади. У зв'язку з цим у 1976 р. Ленінградським науково-дослідним інститутом лісового господарства (ЛенНДІЛГ) уведено показник вологості надґрунтового покриву (ПВ1) з диференційованими поправками на опади, а також показник вологості лісової підстилки (ПВ2) [6, 7]. Обчислення цих показників починають з дня стійкого сходу снігового покриву (у цей день значення показників дорівнюють нулю) за формулою

$$(\text{ПВ1})_N = \{(\text{ПВ1})_{N-1} + [t(t - t_d)]_{N-1} \cdot K_{\text{оспв1}}\} N, \quad (2)$$

де $(\text{ПВ1})_N$ — значення (ПВ1), що розраховується на поточний день, °C; $(\text{ПВ1})_{N-1}$ — значення (ПВ1), що розраховується на попередній день, °C; $K_{\text{оспв1}}$ — коефіцієнт поправки на опади. Значення $K_{\text{оспв1}}$ визначаються в [4].

У 1990 р. М. А. Сафронов та А. В. Волокітіна модифікували КПО, доповнивши його поправкою на гігроскопічність мохів, лишайників, опадів та інших лісогорючих матеріалів (ЛГМ). Удосконалений індекс отримав назву показника вологості з урахуванням гігроскопічності (ПВГ).

Розрахунок ПВГ [7] здійснюється за формулою

$$(\text{ПВГ})_N = [(\text{ПВГ})_{N-1} + (t + 10)(t - t_d - 5)_N] \cdot (K_{\text{оспвг}})_N, \quad (3)$$

де $(\text{ПВГ})_N$ — значення ПВГ, що розраховується на поточний день, °C; $(\text{ПВГ})_{N-1}$ — значення ПВГ, що розраховується на попередній день, °C; $K_{\text{оспвг}}$ — коефіцієнт поправки на гігроскопічність.

Для розрахунку $K_{\text{оспвг}}$ використовуємо методику з урахуванням сумарної кількості опадів, яка наведена у [7].

В Україні комплексна методика оцінки природної пожежної небезпеки, що включає в себе оцінку напруженості природної пожежної небезпеки території та оцінку класу пожежної небезпеки за регіональними шкалами, може бути використана для виявлення територій постійної концентрації лісових пожеж та оптимізації системи протипожежного моніторингу [8]. Оцінку природної пожежної небезпеки за умов погоди запропоновано проводити за уточненим В. О. Балабух комплексним показником природної пожежної небезпеки за умов погоди (КПНУ) [9], який обчислюється за формулою

$$\text{КПНУ}_{n,i} = \text{КПНУ}_{(n-1),i} \cdot K_{\text{оп}}_{n,i} + K_v_{n,i} [t_{n,i}(t_{n,i} - t_{d_{n,i}})], \quad (4)$$

де $\text{КПНУ}_{n,i}$ — значення КПНУ за поточний день n в i -му пункті, °C; $\text{КПНУ}_{(n-1),i}$ — значення КПНУ за попередній день $(n-1)$ в i -му пункті; $K_{\text{оп}}_{n,i}$ — коригуючий коефіцієнт на кількість опадів в i -му пункті; $K_v_{n,i}$ — коригуючий коефіцієнт на максимальну швидкість вітру в i -му пункті; $t_{n,i}$ — температура повітря о 15 год місцевого часу за поточний день n в i -му пункті, °C; $t_{d_{n,i}}$ — температура точки роси за той же строк, °C; $(t_{n,i} - t_{d_{n,i}})$ — дефіцит точки роси за поточний день n в i -му пункті, °C.

Коригуючі коефіцієнти на кількість опадів та на максимальну швидкість вітру за добу в i -му пункті визначаються формулами в [9].

Територія дослідження та джерела інформації

Дослідження умов виникнення природних лісових пожеж проводяться для території радіоактивного забруднення Українського Полісся, у межах якої виділено шість регіонів відповідно до розташування метеостанцій наземної мережі спостережень УкрГідромету: регіон метеостанції м. Сарни Рівненської області; регіони м. Коростень, м. Овруч та м. Олевськ Житомирської області; регіони м. Чорнобиль та м. Тетерів Київської області (рис. 2).

За типом підстильної поверхні на території дослідження агроландшафти переважають у чотирьох регіонах: м. Коростень (85 % території агроландшафту і лише 14 % лісу), м. Сарни (60 % території агроландшафту і 36 % лісу), м. Олевськ (58 % території агроландшафту і 41 % лісу) і м. Тетерів (51 % території агроландшафту і 34 % лісу). Тільки в регіонах метеостанцій м. Чорнобиль і м. Овруч площа лісових масивів є більшою, співвідношення агроландшафту та територій з лісом відповідно у відсотках 40/51 та 42/56 [10].

Джерела інформації

Для вирішення поставлених завдань були використані наведені нижче джерела доступної інформації, які організовані до архівних або поточних баз даних за проектами.

Sopernicus — компонент спостереження Землі в рамках космічної програми Європейського Союзу, що надає дані: 1) значення показників пожежної небезпеки FWI (FWI_GCM, період 2006–2035 рр.), розрахованих за глобальними кліматичними моделями (GCM — Global Climatic Model) та за архівними даними реаналізу ERA5 (FWI_ERA5, період 2006–2020 рр.); 2) прогностичні метеорологічні дані,



Рис. 2. Територія дослідження з просторовим розподілом типів підстильної поверхні

отримані за трьома глобальними кліматичними моделями (EURO-CORDEX — Coordinated Downscaling Experiment — European Domain) для аналізу впливу кліматичних умов на характеристики лісових пожеж [13–15].

FIRMS — система інформації про пожежі для управління ресурсами NASA (<https://earthdata.nasa.gov/firms>), яка є частиною системи даних та інформаційної системи спостережень за Землею NASA (EOSDIS). Вона забезпечує архівними даними у форматах ГІС (*.shp) та Excel щодо фактів пожеж (осередків займання) з даними про потужність теплового випромінювання вогню (FRP) у мегаватах та температуру яскравості каналу вогняного пікселя (Brightness temperature) у кельвінах [16].

POWER (The Prediction of Worldwide Energy Resources — «Прогноз світових енергетичних ресурсів») надає сонячні та метеорологічні дані досліджень NASA для підтримки відновлюваних джерел енергії та містить поточні й архівні дані метеорологічних та агрометеорологічних спостережень на регулярній сітці (1 × 1 км) у форматах Excel та NetCDF [17].

Таким чином, доступна інформація була сформована у групи та наведена в табл. 1:

1) набір даних (FWI_GCM, період 2006–2035 pp.), містить прогнози показників пожежної небезпеки FWI для Європи в майбутніх кліматичних умовах (БД Projections);

2) набір даних (FWI_ERA5, період 2006–2022 pp.) забезпечує повну історичну реконструкцію метеорологічних умов, сприятливих для виникнення, поширення та стійкості пожеж; індекси пожежної небезпеки

розраховані за допомогою прогнозу погоди на основі історичного моделювання, наданого реаналізом ERA5 ECMWF;

3) набір метеорологічних даних (MeteoCordex, період 2006–2035 pp.), що побудований на комбінації двох кліматичних моделей — глобальної (GCM) та регіональної (RCM) — на рівні земної поверхні (2 м, 10 м);

4) набір поточної (Meteo_NASA, період 2006–2020 pp.) метеорологічної інформації (температура повітря, відносна вологість, кількість опадів, швидкість вітру), інтерпольованої у вузли регулярної сітки (1 × 1 км) та співвіднесені з метеостанціями регіонів;

5) набір даних характеристик пожеж (Fires-NASA, період 2006–2023 pp.), які отримані за допомогою спектральних радіометрів середньої роздільної здатності (MODIS) з платформ Terra і Aqua, а також радіометрів візуалізації видимого інфрачервоного діапазону (VIIRS) (роздільна здатність 375 м) з платформ Suomi NPP та NOAA-20.

Дані можуть використовуватися для аналізу та оцінки умов лісовідновлення територій після пожеж (температурно-водний режим на поверхні ґрунту та за шарами).

Погодний індекс пожежної небезпеки FWI розраховано з використанням різних моделей даних — ERA5, NASA, MeteoCORDEX (рис. 3).

Кліматичні моделі проекту MeteoCORDEX були розроблені в рамках ініціативи EURO-CORDEX, що забезпечує високу роздільну здатність вихідних даних моделей, орієнтованих на європейський регіон. Щоб оцінити вплив зміни клімату, модель GEFF

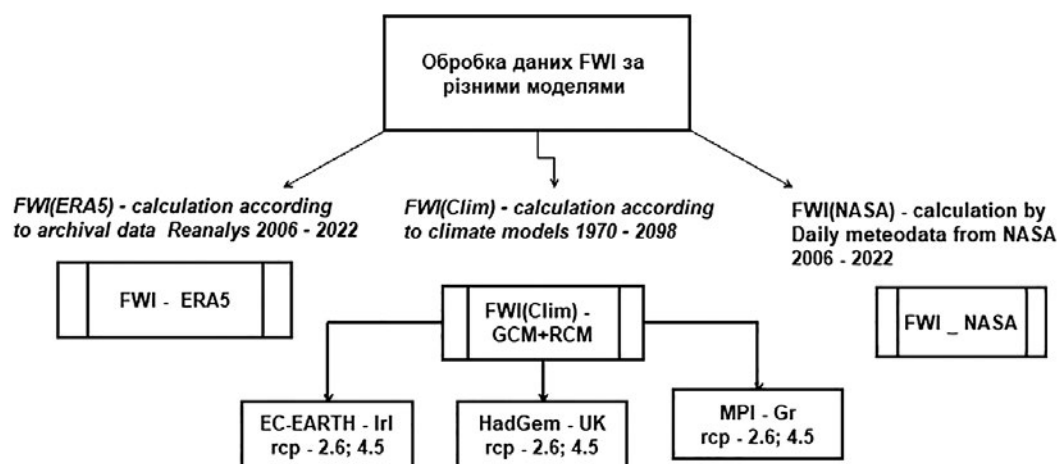


Рис. 3. Схема обробки даних FWI за різними проєктами

(Global ECMWF Fire Forecasting model — Глобальна модель прогнозування пожеж Європейського центру середньострокових прогнозів погоди) запускається для чотирьох різних кліматичних сценаріїв: поточного клімату (позначеного як «історичний») та трьох сценаріїв репрезентативної траєкторії концентрації RCP (Representative Concentration Pathway), що відповідають оптимістичному сценарію викидів, при якому викиди починають знижуватися після 2020 р. (RCP 2.6); сценарій, за яким викиди починають знижуватися після 2040 р. (RCP 4.5) та песимістичний сценарій, у якому викиди продовжують зростати протягом століття (RCP 8.5). Історичні симуляції за період 1970–2005 рр. забезпечують основу для прогнозів індексу FWI.

Вихідні дані кліматичних моделей (див. табл. 1) для регіону Європи (рис. 4) у вигляді матриці $424 \times$

$\times 412 \times 365$ осередків з кроком $0,11 \times 0,11^\circ$ для одного параметра FWI за кожен день по всіх станціях оброблялися для проведення фізико-статистичного порівняльного аналізу з метою вибору найбільш репрезентативної моделі розрахунку показника погоднієї пожежонебезпеки (FWI). Для порівняльного аналізу двох погодних індикаторів (FWI та ППН) з використанням авторських програм проведено такі обчислення:

розрахунок показників: ППН за метеорологічними даними архіву проєкту NASA та FWI за даними проєктів NASA і ERA5 за період 2006–2020 рр.;

розрахунок на період 2006–2035 рр. показника ППН за даними кліматичних моделей METEO_CORDEX та порівняння результатів розрахунку з показником FWI, обчисленим за аналогічними метеоданими.

Таблиця 1. Джерела інформації, що використовуються в дослідженні, на період 2006–2035 рр.

1) FWI_GCM	2) FWI_ERA5	3) MeteoCordex	4) Meteo_NASA	5) Fires-NASA
БД «Fire danger indicators for Europe from 1970 to 2098 derived from climate projections»: 1. ICHEC-EC-EARTH/RCA4 2. MPI-ESM-LR_rcp2.6_fwi-daily 3. HadGem2 rcp 2.6 fwi-daily	БД «Fire danger indices historical data from the Copernicus Emergency Management Service»: CFS* FWI Rating System використання прогнозу погоди з реаналізу ECMWF ERA5	БД «Regional climate models data on single levels»: 1. ICHEC-EC-EARTH/RCA4 2. MPI-ESM-LR (Germany) 3. HadGEM2-ES (UK)	БД «Meteorological parameters», отримані з: https://power.larc.nasa.gov/beta/data-access-viewer/	БД «NASA FIRMS» є частиною LANCE (Land, Atmosphere Near real-time Capability for EOS) (EOSDIS): 1. MODIS Collection 6.1, 2. VIIRS S-NPP, 3. VIIRS NOAA-20

* Canadian Forest Service FWI Rating System — рейтингова система FWI Канадської лісової служби

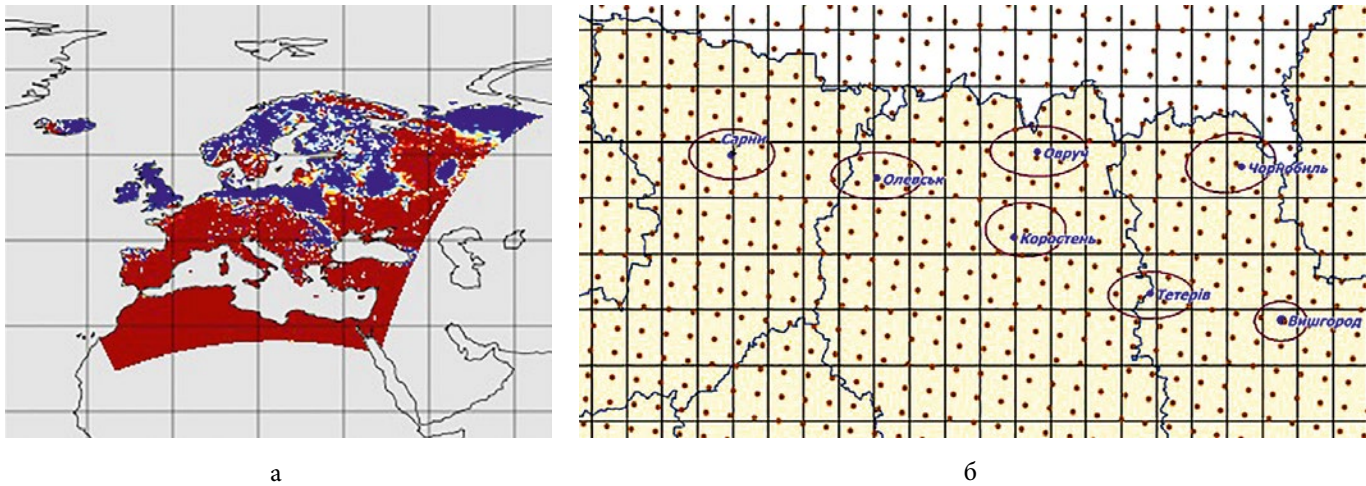


Рис. 4. Регіон Європи (а) і територія дослідження з координатними сітками проектів ERA5 та NASA (б)

Порівняльний аналіз погодних показників пожежної небезпеки — FWI та ППН, що використовуються для оцінки класу пожежної небезпеки

Алгоритм порівняльного аналізу значень погодних показників пожежної небезпеки FWI та ППН, що отримані за різними моделями та методиками, був проведений відповідно до алгоритму, який наведено на рис. 5 і включає таку послідовність семи кроків:

1 — читання із сайту проекту Copernicus даних FWI за трьома вибраними глобальними кліматичними моделями (див. рис. 3) та архівними даними Reanalysis ERA5; формування даних за регіонами та періодами;

2 — обчислення погодного показника FWI за поточними та архівними даними NASA відповідно до методології GEFF [12] за період 2006–2020 рр.;

3 — порівняльний аналіз значень FWI, отриманих за різними кліматичними моделями, згідно з методикою [3], для вибору найбільш адекватної та точнішої моделі розрахунку FWI для території дослідження;

4 — обчислення погодного показника ППН за даними архівної інформації ERA5 та обраної прогностичної кліматичної моделі MPI-ESM-LR (MPI, Germany);

5 — оцінка класів пожежної небезпеки за обчисленими значеннями FWI та ППН та їхній порівняльний аналіз для всіх випадків періоду 2006–2020 рр.;

6 — вибір випадків із пожежами для обраних регіонів за період 2006–2020 рр. Обчислення середньомісячної та середньорічної кількості днів із пожежами та кількості загорянь (площ пожеж) за регіонами;

7 — статистичний аналіз значень показників по-

жежної небезпеки за всією вибіркою та окремо для випадків із пожежами; розподіл класів підвищеної пожежної небезпеки за архівними (ERA5, NASA) та за прогностичними даними глобальної кліматичної моделі MPI-ESM-LR на період до 2035 р.

Порівняльна оцінка значень індексу пожежонебезпеки FWI за архівними даними ERA5 із FWI за даними кліматичних моделей (METEO_COEDEX) та NASA (кроки 1–3 алгоритму на рис. 5)

Відхилення значень FWI за метеоданими кліматичних моделей GCM та NASA від значень FWI реаналізу ERA5 обчислювалися відповідно до методології [3] за такими формулами:

$$\Delta FWI_{GCM} = FWI_{GCM} - FWI_{ERA5}, \quad (5)$$

$$\Delta FWI_{NASA} = FWI_{NASA} - FWI_{ERA5}, \quad (6)$$

де FWI_{GCM} — значення індексу за глобальними кліматичними моделями; FWI_{NASA} — значення індексу за даними NASA; FWI_{ERA5} — значення індексу, отримане з реаналізу ECMWF ERA5. Такий метод порівняння правомірний лише для FWI, а не для інших індикаторів.

Набір метеоданих моделі реаналізу ERA5 ґрунтується на даних наземної мережі спостережень, що використовували індекс FWI_{ERA5} для порівняння значень FWI під час вибору прогностичної кліматичної моделі, яка є найбільш придатною для території Полісся. Статистичне порівняння у [18] набору даних реаналізу ERA5 та набору даних вимірювань на

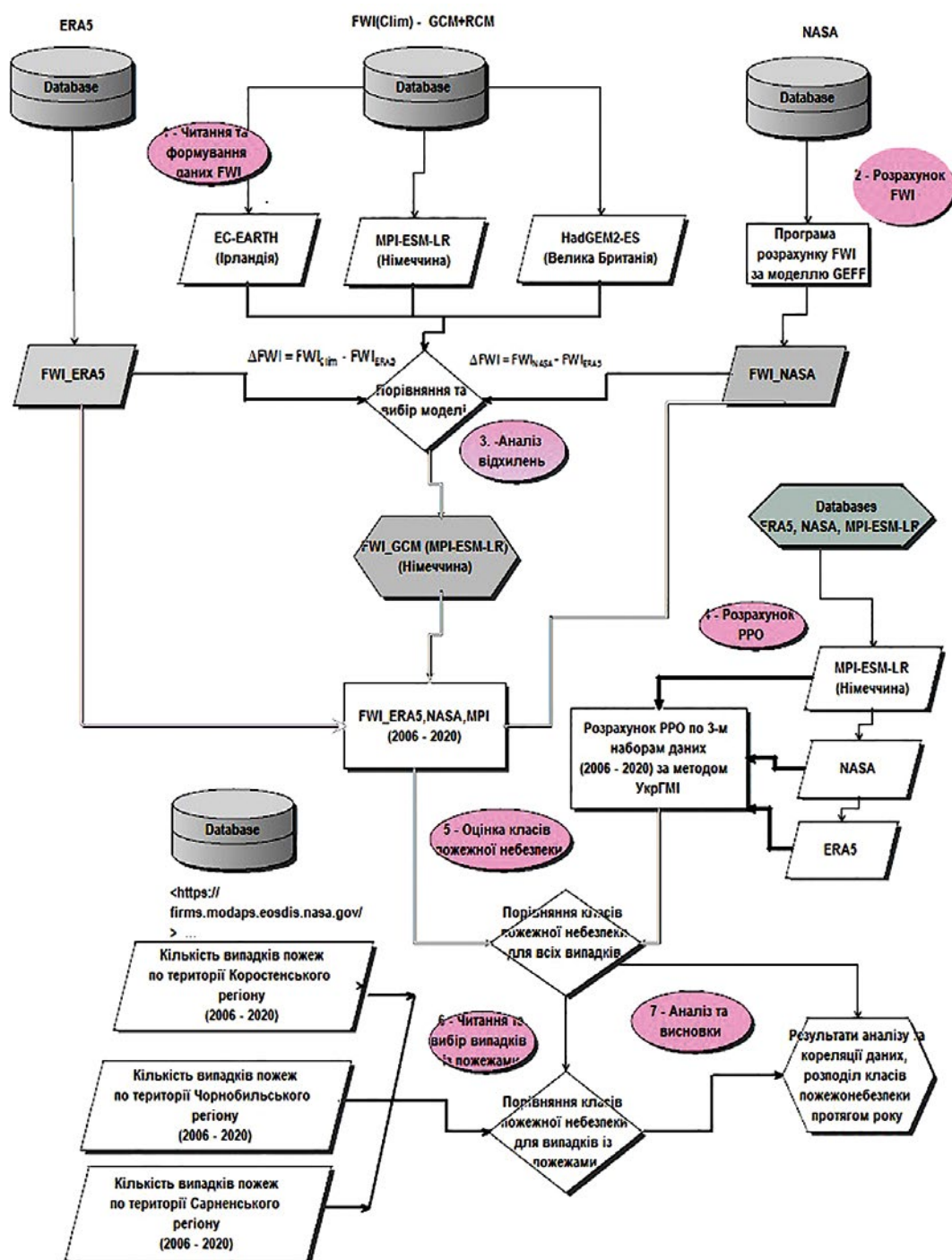


Рис. 5. Схема алгоритму порівняльного аналізу двох методів обчислення погодних показників пожежної небезпеки ППН та FWI

178 метеостанціях по всій території України засвідчило їхню прийнятну відповідність. Висновок авторів у [18, 19] ґрунтується на розгляді основних кліматичних показників добового масштабу (атмосферні опади, мінімальна, середня та максимальна температура повітря) за період спостережень 1946–2020 рр.

Статистика порівняння FWI виконана за щоденними даними семи метеостанцій Полісся за період 2006–2020 рр., результати наведено в табл. 2. Додатково для порівняння наведена статистика FWI з ансамблем моделей GCM (середнє арифметичне за вказаними трьома кліматичними моделями) [18–20].

Таблиця 2. Статистика порівняння щоденних показників пожежонебезпеки (FWI) за даними глобальних кліматичних моделей GCM (FWIGCM) та за даними NASA (FWINASA) із даними моделі реаналізу погоди ERA5 (FWIERA5), середніх по території дослідження за період 2006–2020 рр.

Параметр	Глобальна кліматична модель (GCM), сценарій RCP2.6				NASA
	MPI-ESM-LR (Німеччина)	EC-EARTH (Ірландія)	HadGEM2-ES (Великобританія)	Ансамбль GCM	
Довжина ряду	38 353	38 353	37 723	38 353	32 874
Середнє ΔFWI , $P = 95\%$	$-1,7 \pm 0,1$	$-1,5 \pm 0,1$	$1,1 \pm 0,1$	$-0,7 \pm 0,1$	$-3,1 \pm 0,1$
Мінімальне	-57,2	-57,6	-57,6	-57,5	-55,7
Максимальне	110,6	96,7	99,8	50,7	14,9
Медіана	0,0	0,0	0,0	0,0	-0,6
Стандартне відхилення	12,0	10,2	13,1	9,7	5,5
Коефіцієнт кореляції Спірмена	0,41	0,42	0,43	0,56	0,90

Примітка. Довжина ряду дорівнює числу діб у періоді $\times$ кількість станцій.

Порівняльний аналіз показує хорошу узгодженість показників FWI за метеоданими моделі реаналізу ERA5 та даними спостережень NASA — значення коефіцієнта кореляції Спірмена для пари FWI_{NASA} і FWI_{ERA5} дорівнює 0,90, що характеризує високий рівень зв'язку між FWI за цими наборами даних. У середньому FWI за даними NASA занижують показники FWI порівняно з ERA5.

За частотним аналізом (рис. 6) у 93 % випадків FWI_{NASA} має від'ємні значення, а величина відхилень ΔFWI_{NASA} у 78 % випадків не перевищує 5 одиниць

(перебуває в інтервалі значень від -5 до +5) та у 91 % випадків не перевищує 10 одиниць.

Середні значення відхилень ΔFWI , обчислені за даними трьох глобальних кліматичних моделей (див. рис. 6), практично не відрізняються. У більшості випадків (від 55 до 65 %) виконується умова $\Delta FWI > 0$, а діапазон відхилень від FWI_{ERA5} можливий від -50 до +90 одиниць. Найбільші відхилення спостерігалися в окремі роки у серпні та вересні, коли значення FWI за даними окремих GCM були значно вищими за FWI_{ERA5} , а у квітні і травні нижчими. За розглянутий

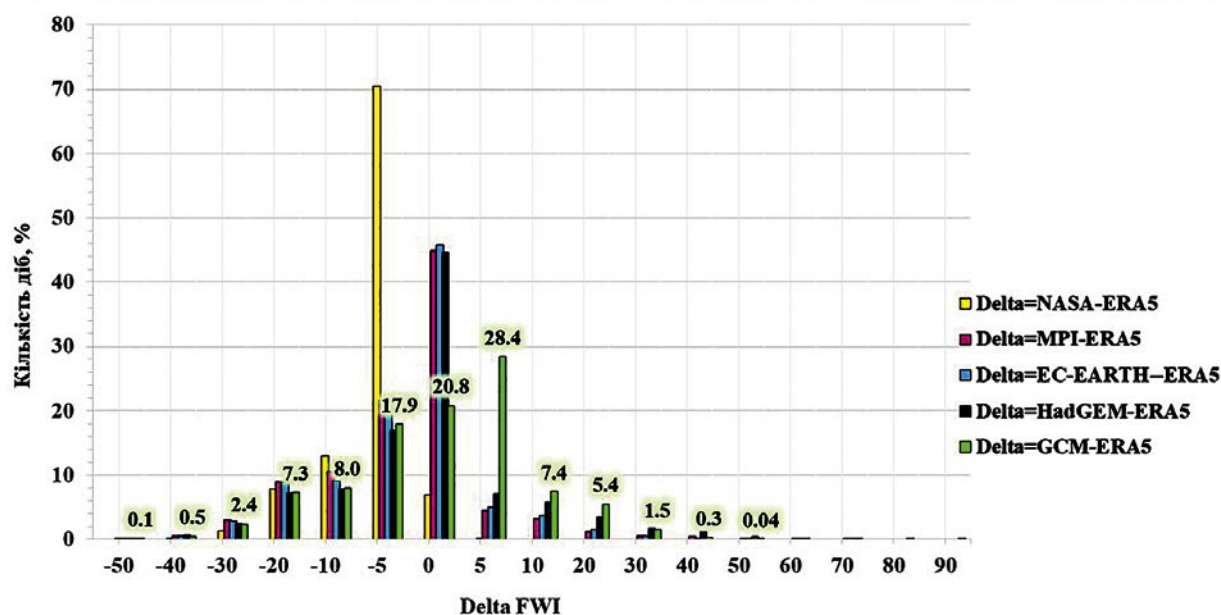


Рис. 6. Частотний (%) розподіл ΔFWI — величини відмінностей FWI за даними NASA, глобальних кліматичних моделей та їхнього ансамблю від FWI за даними ERA5 за період 2006–2020 рр.

період 2006–2020 рр. різниця між значеннями FWI, обчисленими за даними глобальних кліматичних моделей і моделі ERA5, у 61–66 % діб не перевищує 5 одиниць, у 76–81 % — 10 одиниць FWI. Відносно найкращі результати отримано для MPI-ESM-LR (MPI, Німеччина).

Якщо для розрахунку показника FWI використовувати ансамбль глобальних кліматичних моделей, то діапазон значень $\Delta FWI_{GCM} = FWI_{GCM} - FWI_{ERA5}$ зменшується порівняно з ΔFWI окремих моделей, змінюючись у межах від -50 до 60 одиниць. Цифрами на рис. 6 позначено ΔFWI_{GCM} ансамблю. За іншими показниками переваг використання ансамблю моделей не виявлено. Кількість діб із ΔFWI у градації від 0 до 5 одиниць скорочується з 45 до 21 %. Кількість діб з ΔFWI у градації від 5 до 10 одиниць збільшується з 5–7 %, для окремих моделей до 28 % для ансамблевого ΔFWI_{GCM} .

Аналіз динаміки середньомісячних та середньорічних значень FWI за період 2006–2020 рр.

На рис. 7 наведено середньобогаторічний річний хід середньомісячних значень показника FWI, розрахованих за кліматичними моделями HadGEM2-ES (Велика Британія), EC-EARTH (Ірландія), MPI-ESM-LR (Німеччина), за архівними даними реаналізу ERA5 (EFES) та за даними NASA.

Усереднені середньомісячні дані FWI (див. рис. 7) показують:

за даними моделі HadGEM2-ES (Велика Британія) порівняно зі значеннями FWI, отриманими за архівними даними ERA5 та за даними NASA, спостерігаються підвищені значення в окремі періоди, осо-

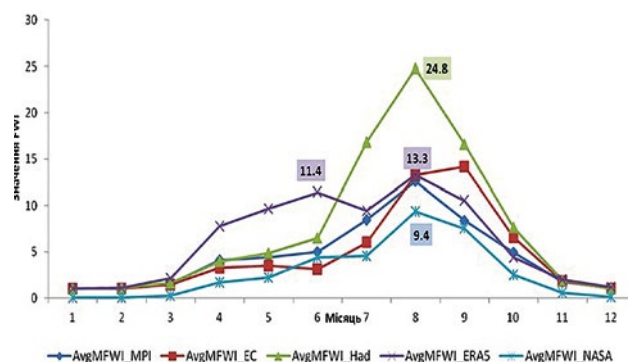


Рис. 7. Річний хід середньомісячних значень FWI за даними MPI-ESM-LR, EC-EARTH, HadGEM2-ES, ERA5, NASA

бливо в максимальний період пожежної активності (липень — вересень);

за всіма моделями максимум FWI припадає на серпень, за винятком показника FWI за даними ERA5 (максимум у червні та серпні);

найбільші значення показника FWI властиві для територій із луговою та сільськогосподарською рослинністю;

за величиною показника FWI та річним ходом середньомісячних FWI найбільш близькі моделі — ERA5, NASA, MPI-ESM-LR, EC-EARTH;

модель HadGEM2-ES дає завищені у 2,0–2,5 раза значення показника FWI у період максимальної пожежної небезпеки.

Середньорічну динаміку значень FWI на період 2006–2035 рр. за даними MPI-ESM-LR і за період 2006–2020 рр. відповідно до даних ERA5 і NASA наведено на рис. 8. Проведено розрахунок прогнозованих значень FWI до 2030 р. із використанням середньорічних даних FWI (джерела — ERA5 і NASA) за період 2006–2020 рр. та апроксимацію цього ряду лінійним трендом з побудовою рівняння прямої ($y = 0,22x + 4,4$). Точність лінійної апроксимації (середнє квадратичне відхилення фактичних значень від прогнозованих) для цієї вибірки становить $\pm 1,05$. Таким чином, прогнозований діапазон значень FWI розраховується з урахуванням точності моделі. На достовірність прогнозу впливає довжина вихідного ряду та відстань до прогнозованого року. Прогноз за лінійною моделлю розраховується, як правило, на третину довжини вихідного ряду.

Графіки лінійної апроксимації (див. рис. 8) динаміки середньорічних значень FWI за даними MPI, ERA5 і NASA показують, що прогнозні значення FWI за даними MPI, ERA5 та NASA наближаються один

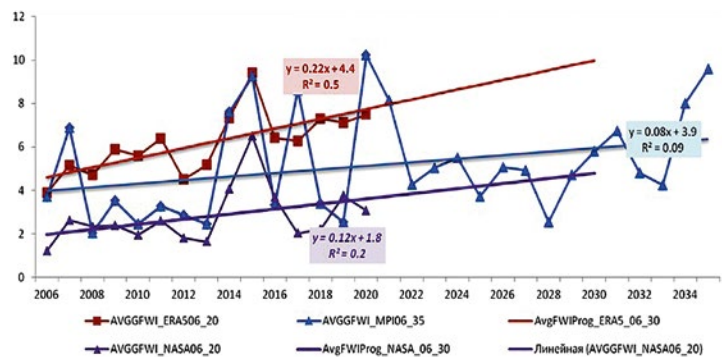


Рис. 8. Динаміка середньорічних значень FWI за даними ERA5, MPI-ESM-LR, NASA на період 2006–2035 рр.

до одного і показують підвищення середньорічних значень FWI на наступні роки. Достовірність лінійної апроксимації значень FWI за даними ERA5 є вищою, ніж для MPI та NASA.

Таким чином, ґрунтуючись на отриманих результатах щодо порівняльного аналізу розрахунків FWI, авторами був обраний варіант моделі — MPI-ESM-LR (Німеччина), результати якої будуть використані надалі під час порівняльного аналізу погодних індикаторів — FWI та ППН.

Розрахунок ППН та оцінка методів розрахунку погодного індексу ППН та вибір оптимального

Проведено розрахунки погодного індексу пожежної небезпеки ППН В.Г. Нестерова [5] та його модифікацій [6, 7] за допомогою авторської програми за період 2006–2020 рр. за архівними даними ERA5, поточними даними NASA та даними кліматичної моделі MPI-ESM-LR (MPI). Нами було відібрано три типові регіони метеостанцій: м. Коростень — агроландшафтна територія, м. Сарни — ліс та агроландшафт, м. Чорнобиль — ліс. Отримані результати було проаналізовано за запропонованим алгоритмом:

порівняння середньомісячних і середньорічних значень показника ППН (рис. 9) для трьох регіонів за чотирма методиками за формулами (1–4);

аналіз річного ходу середньомісячних значень ППН за 30 років (2006–2035 рр.) за прогностичними даними моделі MPI (ФРН) для трьох регіонів (Чорнобиль, Коростень та Сарни);

порівняння ходу динаміки середньорічних та середньомісячних даних ППН та FWI.

Результати порівняльного аналізу середньомісячних значень за 15-річний період (див. рис. 9, а)

показують, що методика розрахунку з урахуванням гігроскопічної вологості мохів (ПВГ_м, формула 3) не підходить для території Українського Полісся — значення здебільшого негативні внаслідок достатньої вологості атмосферного повітря на території, що розглядається. Тож у подальших міркуваннях ми виключимо цю методику.

Наведений річний перебіг середньомісячних значень ППН показує, що протягом року спостерігаються два максимуми значень ППН — у весняний період (травень) та у літньо-осінній період (серпень та вересень) за всіма трьома методиками. Найбільш близькі середньомісячні дані розраховані за методиками В.Г. Нестерова та В.О. Балабух. Таким чином, у подальшій порівняльній оцінці буде використано лише погодний показник пожежної небезпеки ППН, розрахований за методом В.О. Балабух, прийнятий до оперативного використання в Українському гідрометеорологічному центрі.

Порівняльна характеристика річного ходу середньомісячних та середньорічних значень FWI та ППН за моделями даних (NASA, ERA5, MPI) наведена на рис. 10 і показує однотипність ходу середньомісячних значень ППН та FWI, розрахованих різними моделями. Зазначається підвищення прогнозованих погодних індексів, яке починається з четвертого місяця року (квітня) з максимумом у серпні та вересні, що відповідає фактичним даним (див. рис. 9, а).

Верифікація даних погодних індексів, розрахованих за різними методами, з фактичними даними про пожежі

Якщо ми додатково проаналізуємо прогностичні розрахунки ППН та FWI за вказаними методами та моделями даних із фактичними даними про середню

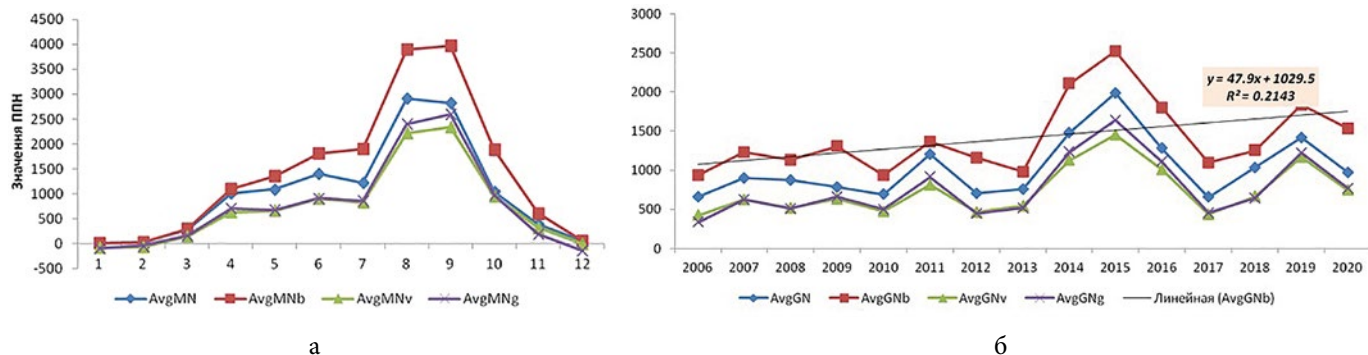


Рис. 9. Динаміка річного ходу середньомісячних значень ППН у регіонах метеостанцій (а) за чотирма методиками та динаміка середньорічних значень ППН (б)

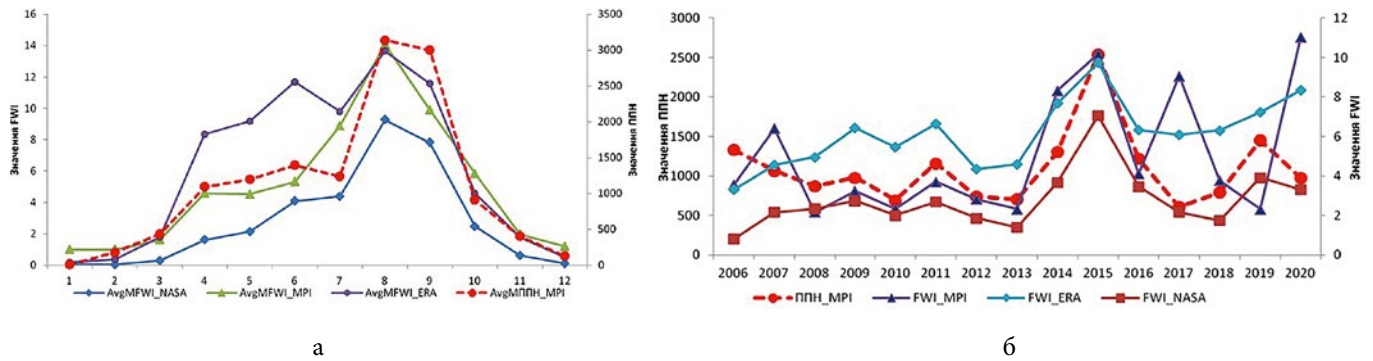


Рис. 10. Динаміка річного ходу середньомісячних значень (а) та динаміка середньорічних значень (б) погодних показників пожежної небезпеки ППН та FWI за кліматичними моделями

кількість днів із пожежами по місяцях, то максимуми кількості днів та максимуми значень ППН та FWI припадають на літньо-осінній період (серпень і жовтень). Фактично ми спостерігаємо два максимуми пожежної ситуації — березень і квітень та серпень і жовтень. Більше корелює кількість пожеж восени з динамікою погодних показників пожежної небезпеки ППН та FWI_ERA5 (0,87–0,89). Залежність від погодних умов у середньому є досить високою в ці місяці.

На рис. 11 наведено порівняльний аналіз фактичних та прогностичних (з використанням лінійних трендових моделей) середньомісячних та середньорічних значень ППН та FWI з фактичними даними про кількість днів із пожежами. Згідно з фактичними даними про середньомісячну кількість днів із пожежами по території агроландшафтів (м. Коростень) спостерігається два максимуми: березень і квітень із максимумом у квітні, а також серпень і жовтень із максимумом у серпні (див. рис. 11, а). Максимальні середньомісячні дані ППН відзначені для цієї території у травні, серпні та вересні. За величинами ППН (>3000) ці випадки належать до класів високої пожеж-

ної небезпеки за погодними умовами (табл. 3). За прогностичними метеоданими йде повільне збільшення значень FWI (AvgFWI_ByMod), досягаючи максимуму в серпні (14,9 – градація помірної пожежної небезпеки для погодного індикатора FWI). Динаміка середньорічних значень ППН та FWI на рис. 11, б показує тренд на збільшення всіх трьох характеристик пожежної небезпеки – кількості днів на місяць із пожежами та величин погодних індексів (ППН та FWI) з прийнятною достовірністю апроксимації (0,22-0,49).

Динаміка середньорічного ходу розрахованих FWI та ППН відповідає динаміці річного ходу кількості днів із пожежами на цій території. Використовуючи лінійний тренд динамік річного ходу показників FWI_ERA5 і ППН та середню кількість днів із пожежами, можна відзначити, що кількість днів із пожежами на найближчі п'ять років зростатиме (28 випадків/рік) відповідно до зростання погодних показників FWI (0,22 од./рік) та ППН (50 од./рік).

Наступним кроком у порівняльній оцінці погодних показників відповідно до алгоритму, наведеного на рис. 5, є кроки 5 і 6 (оцінка класів пожежної небезпеки).

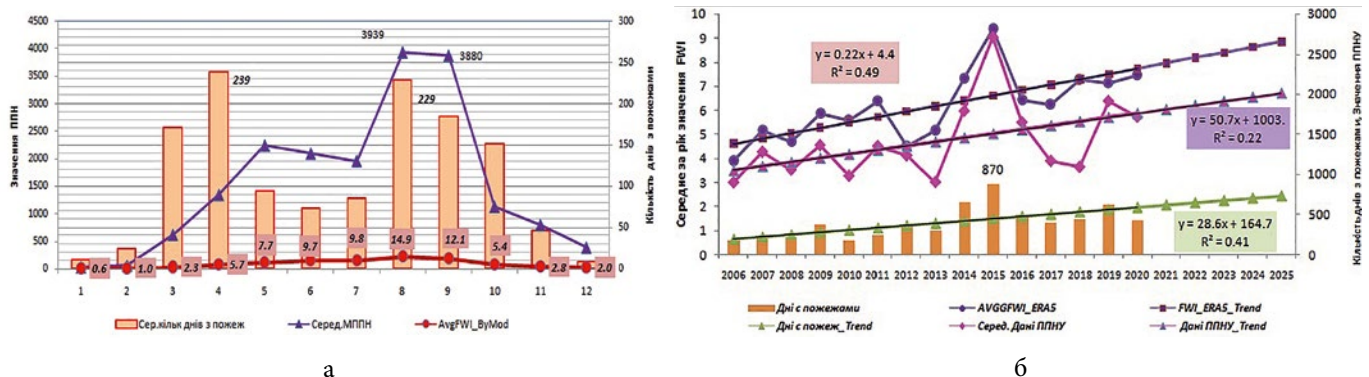


Рис. 11. Річна динаміка середньомісячних значень (СередМППН) FWI_ERA5 і ППН та кількості днів із пожежами за місяцями в період 2006–2020 рр. для регіону м. Коростень (а); середньопрогностичні розрахунки FWI та дані ППН з фактичними даними про середню кількість днів із пожежами по роках (б)

Порівняльна оцінка класів пожежної небезпеки за погодними індексами FWI і ППН (кроки 5 і 6)

Порівняльний аналіз погодного індексу пожежної небезпеки ППН В. О. Балабух із Канадським індексом пожежної небезпеки FWI проводився з використанням таблиці відповідності градацій рівнів показників та класу пожежної небезпеки (див. табл. 3).

Класи пожежної небезпеки лісів визначаються залежно від лісорослинних умов та погодних факторів. Наявні національні системи оцінки пожежної небезпеки розроблялися з урахуванням конкретних природних умов та займистості певної території і не можуть бути автоматично перенесені на будь-яку місцевість [21]. В Україні використовується індексна система оцінки пожежної небезпеки в лісах, яка базується на врахуванні погодних умов та стану рослинності — ступеня пожежної небезпеки в лісах з урахуванням місцевих особливостей. Комплексний показник, що визначається за допомогою цієї системи, дає змогу оцінити ступінь пожежної небезпеки. Для характеристики ступеня пожежної небезпеки весь діапазон значень показника ППН поділено на п'ять класів пожежної небезпеки (див. табл. 3), які змінюються від класу 1 «безпеки немає» ($ППН \leq 400$) до класу 5 «надзвичайного» ($ППН > 5000$) [22].

Для подальшого аналізу запропонованих методик розрахунку ППН і FWI проведемо розрахунок кількості діб із різними класами пожежної небезпеки: визначимо клас пожежонебезпечності та проведемо підрахунок кількості випадків для класів 1–5 з використанням табл. 3 за двома періодами; 2006–2020 рр. і 2021–2035 рр., середніх для трьох пунктів (м. Чорнобиль, м. Сарни, м. Коростень) за архівними метеорологічними даними NASA, ERA5 та прогностичними метеоданими MPI. Отримані результати буде

проаналізовано й наведено у вигляді узагальнених статистичних характеристик.

Розраховано річну кількість діб з показниками пожежної небезпеки індексу FWI, ППН (В. О. Балабух) для всіх класів пожежної небезпеки за глобально-регіональною кліматичною моделлю MPI-ESM-LR-RCP 2.6. і за даними ERA5 і NASA. Результати наведено у вигляді порівняльних таблиць кількості класів показників пожежної небезпеки ППН і FWI (у відсотках від загальної кількості випадків), що були розраховані з використанням прогностичних метеорологічних даних різними методами: архівними даними реаналізу ERA5, NASA і глобальної моделі MPI (табл. 4 і 5).

Аналіз результатів, наведений у табл. 4 і 5, показує:

1. Кількість випадків (%) за перші 15 років із показниками пожежної небезпеки, що розраховані за двома моделями даних (NASA, ERA5), рівномірно розподілено за класами небезпеки для методу ППН, а для показника FWI майже вдвічі збільшено число випадків класу 1 порівняно з ППН. Лінійний тренд для цього періоду показує, що відбувається збільшення випадків із пожежною небезпекою класу 2 і вище як для показника FWI, так і для ППН у середньому на 2–3 % щороку для всіх регіонів. Ці дані корелюють із даними про кількість випадків із пожежами на цій території за цей же період 2006–2022 рр. (див. рис. 11, б).

2. Протягом 30-річного періоду (2006–2035 рр.) під час використання прогностичних метеорологічних даних, отриманих за глобальною моделлю MPI (ФРН), річна кількість випадків із показниками пожежної небезпеки лінійно збільшується зі швидкістю один і більше випадків на рік. Цей висновок зроблено згідно з даними табл. 4 та 5 і стосується двох методів — ППН (В. О. Балабух) та FWI (EFFIS).

Таблиця 3. Таблиця відповідності градацій індексів пожежної небезпеки ППН та FWI

Клас пожежної небезпеки	Градації рівнів показника пожежної небезпеки			
	ППН		FWI	
1	≤ 400	небезпеки немає	$< 5,2$	дуже низький
2	401–1000	низький	5,2–11,2	низький
3	1001–3000	помірний	11,2–21,3	помірний
4	3001–5000	високий	21,3–38,0	високий
5	> 5000	надзвичайний	38,0–50,0	дуже високий
			$\geq 50,0$	екстремальний

Таблиця 4. Середня кількість випадків класів пожежної погодної небезпеки за показниками FWI та ППН, за даними MPI, NASA, ERA5 за періоди 2006–2020 рр. та на 2006–2035 рр.

Показник	Модель	Період	Клас 1	Клас 2	Клас 3	Клас 4	Клас 5
FWI	NASA	2006–2020	81	11	6	2	–
FWI	ERA5	2006–2020	66	15	13	6	1
ППН	NASA	2006–2020	38	14	28	11	9
FWI	MPI	2006–2035	74	13	7	4	2
ППН	MPI	2006–2035	73	23	3,9	0.1	–

Таблиця 5. Розподіл класів пожежної небезпеки ≥ 2 , ≥ 3 , ≥ 4 + 5 показників FWI та ППН за метеоданими погодних джерел: MPI, NASA, ERA5

Показник	Модель	Період	Клас ≥ 2 , %	Клас ≥ 3 , %	Клас $\geq 4+5$, %
FWI	MPI	2006–2035	26	12	5
ППН	MPI	2006–2035	27	4	–
FWI	NASA	2006–2020	18	8	1
ППН	NASA	2006–2020	62	48	20
FWI	ERA5	2006–2020	34	20	7

Висновки

Проведено порівняльний аналіз погодних показників пожежної небезпеки – FWI та ППН, що використовуються для оцінки класу пожежної небезпеки за різними моделями та джерелами доступної інформації (Copernicus, FIRMS, POWER), які організовані до архівних або поточних баз даних. Проаналізовано та статистично опрацьовано всі підготовлені дані за річною кількістю випадків з показниками пожежної небезпеки для трьох регіонів за 30 років за двома методами: метод Українського гідрометеорологічного інституту (автор В. О. Балабух), в основі якого лежить метод В. Г. Нестерова, та метод Канадської служби прогнозів пожеж (EFFIS). Результати порівняльного аналізу показують, що протягом 30-річного періоду (2006–2035 рр.) за використання прогностичних метеорологічних даних, отриманих за глобальною моделлю MPI (ФРН), йде поступове збільшення річної кількості випадків із періодами їх різкого збільшення або зменшення, розрахованих двома методами. До 2035 р. за погодними показниками FWI і ППН тривалість пожежонебезпечного сезону за прогностичними даними глобальної кліматичної моделі MPI 2.6 збільшиться на 6–7 діб, у середньому до 100 діб на рік з рівнем пожежної небезпеки класу 2 і вище. За даними показника FWI найбільші зміни очікуються в кількості діб класу 3 пожежної небезпеки і вище — до 15–17 діб.

Збільшення періоду прогнозу зменшує достовірність результатів, оскільки вихідними даними для методів, що використовуються, є прогностичні глобальні моделі, які не адаптовані для території дослідження. Бажано використовувати моделі прогнозування, що адаптовані до території, враховувати локальні географічні умови та сучасні кліматичні показники гідротермічного режиму цієї території. Статистичний аналіз підтверджує достовірність отриманих результатів, і запропоновані методи оцінки пожежної небезпеки з використанням погодних показників (FWI та ППН) мають право на існування та на спільне використання, оскільки випадки з класами низької небезпеки щодо розподілу річної кількості випадків прогноуються з незначними відмінностями порівняно з класами підвищеної небезпеки. Більш детальне порівняння необхідно провести із залученням фактичних даних про пожежі різних категорій небезпеки.

Список використаної літератури

1. Ходаков В. Е. Лесные пожары: методы исследования // В. Е. Ходаков, М. В. Жарикова. – Херсон : Гринь Д. С., 2011. – 470 с.
2. Forest fire danger extremes in Europe under climate change: variability and uncertainty. EUR28926 EN, JRC108974 / D. Rigo, G. Liberta, T. Houston Durrant [et al.]. – 2017. – Publications Office of the European Union, Luxembourg. – doi.org/10.2760/13180.

3. European Fire Danger Application: Product User Guide. Official reference number service contract: 2018/C3S_422_Lot2_TEC/SC2. climate.copernicus.eu.
4. Звіт про науково-дослідну роботу «Прогнозування наслідків впливу природних пожеж на лісові екосистеми та ступеня їх відновлення на радіоактивно забруднених територіях України на основі сучасних фізико-математичних та геоінформаційних методів» (проміжний). Науковий керівник НДР д-р техн. наук М. М. Талерко.
5. Глаголев В. А. Проектирование геоинформационной системы прогноза возникновения и распространения травяных пожаров / В. А. Глаголев, Р. М. Коган // Региональные проблемы. – 2016. – Т. 19, № 2. – С. 47–53.
6. Губенко И. М. Сравнительный анализ методов расчета индексов пожарной опасности / И. М. Губенко, К. Г. Рубинштейн // Тр. ГМЦ. – 2012. – № 347. – С. 207–222.
7. Софронов М. А. Оценка пожарной опасности по условиям погоды с использованием метеопрогнозов / М. А. Софронов, Т. М. Софронова, А. В. Волокитина // Лесное хозяйство. – 2004. – № 6. – С. 31–32. – Режим доступа: http://forest.akadem.ru/Articles/04/sofronov_1.pdf.
8. Звіт про науково-дослідну роботу «Розроблення системи моніторингу та прогнозування метеорологічних умов, що визначають природну пожежну небезпеку в Україні». Науковий керівник НДР В. О. Балабух. – УкрДГМІ ДСНС України, 2017.
9. Балабух В. О. Комплексна методика оцінки та прогнозування природної пожежної небезпеки за метеорологічними умовами. УкрДГМІ ДСНС України.
10. Комплексний аналіз характеристик лісових пожеж та метеорологічних умов, що впливають на їхнє розповсюдження, на території Українського Полісся за період 2006–2022 рр. / Т. Д. Лев, В. М. Піскун, Ю. В. Яценко, І. П. Шедemenko // Ядерна енергетика та довкілля. – 2024. – Вип. 3 (31). – С. 49–68.
11. Van Wagner C. E. The development and structure of the Canadian Forest Fire Weather Index System: Tech. Rep. 35 / C. E. Van Wagner. – Ottawa, Ont. : Canadian Forestry Service, 1987. – 37 p.
12. Van Wagner C. E. Equations and FORTRAN program for the Canadian Forest Fire Weather Index System / C. E. Van Wagner, T. L. Pickett. – Ottawa, ON: Canadian Forest Service, 1985. – 20 p. – (Forestry Technical Report 33).
13. ERA5-based global meteorological wildfire danger maps / C. Vitolo, F. Di Giuseppe, C. Barnard [et al.] // Scientific Data. – 2020. – Vol. 7. – P. 216. – doi.org/10.1038/s41597-020-0554-z.
14. Lawson B. D. Weather Guide for the Canadian Forest Fire Danger Rating System / B. D. Lawson, O. B. Armitage. – Edmonton, AB: Natural Resources Canada, Canadian Forest Service, Northern Forestry Centre, 2008. – 84 p.
15. Copernicus Climate Change Service. Climate Data Store: Fire danger indicators for Europe from 1970 to 2098 derived from climate projections. – 2020. – doi.org/10.24381/cds.ca755de7.
16. Fire Information for Resource Management System (FIRMS). MODIS / Aqua+Terra Thermal Anomalies / Fire locations 1 km FIRMS V0061 NRT (Vector data). – doi.org/10.5067/FIRMS/MODIS/MCD14DL.NRT.0061.
17. NASA Prediction of Worldwide Energy Resources (POWER). – Available at: <https://power.larc.nasa.gov/beta/data-access-viewer>.
18. Observation-based gridded daily climate data for Ukraine, 1946–2020 / V. Osadchyi, O. Skrynyk, V. Sidenko [et al.] // Geoscience Data Journal. – 2025. – Vol. 12 (2). – e70000. – doi.org/10.1002/gdj3.70000.
19. Krakovska S. Overall climate change impact assessment for Ukraine (Узагальнена оцінка впливу зміни клімату в Україні): technical report / S. Krakovska, L. Kryshtop. – 2024. – Project implemented by Deutsche Gesellschaft für Internationale Zusammenarbeit (GIZ) GmbH on behalf of the German Federal Ministry for Economic Affairs and Climate Action (BMWK) under the International Climate Initiative (IKI).
20. Development and evaluation of a North America ensemble wildfire air quality forecast: Initial application to the 2020 Western United States “Gigafire” / P. Makkaron, D. Q. Tong, Y. Li [et al.] // Journal of Geophysical Research: Atmospheres. – 2023. – Vol. 128. – e2022JD037298. – doi.org/10.1029/2022JD037298.
21. Зубарева А. М. Методы оценки пожарной опасности растительных горючих материалов / А. М. Зубарева // Региональные проблемы. – 2018. – Т. 21, № 2. – С. 92–96. – doi.org/10.31433/1605-220X-2018-21-2-92-96.
22. Сверлова Л. И. Метод оценки пожарной опасности в лесах по условиям погоды с учетом поясов атмосферной засушливости и сезонов года / Л. И. Сверлова. – Хабаровск, 2000. – 46 с.

T. D. Lev, V. M. Piskun, I. P. Shedemenko

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

Assessment and Consistent Analysis of Fire Risk Based on the FWI Weather Index

A study and statistical analysis have been conducted on the use of various methods for calculating fire hazard

weather indices (FWI, PPN) applied in Ukraine and the EU to assess and forecast fire hazard conditions based on open-access forecast and real-time meteorological data (COPERNICUS, CORDEX, ERA5, and NASA projects). The calculations of the FWI index were compared using data from climate models: CNRM-CM5 (France), MPI (Germany) and PPN indicators by V.G. Nesterov and its modifications, calculated by the author's program for the period 2006–2035. Using the fire weather index (FWI), which was developed and is used in the Canadian and European fire forecast systems (CFFWIS, EFFIS), the most adequate global climate model version of the CORDEX project for the period 2006–2035 was selected and statistically confirmed. The most successful calculation methodology of the V.G. Nesterov method was selected. As a result of this comparison, the method (author V.A. Balabukh) was selected, officially adopted by the Ukrainian Hydrometeorological Center and used by us in the future for comparative assessment with the FWI — Fire Weather Index using different data sets. All prepared data on the annual number of cases with fire hazard class indicators for 3 regions for 30 years were analyzed and statistically processed by two methods: the UkrHMI method (author V.A. Balabukh), which is based on the V.G. Nesterov method, and the method of the Canadian Fire Forecast Service (EF). The results of the comparative analysis show that over a thirty-year period (2006–2035), using predictive meteorological data obtained using the global MPI model (FRN), there is a gradual increase in the annual number of cases with periods of a sharp increase or decrease in the annual number of cases calculated by the two methods.

Keywords: natural fires, fire hazard index, statistical analysis of fire characteristics, climate models, satellite information.

References

1. Khodakov V.E., Zharikova M.V. (2011). *Lesnye pozhary: metody issledovaniia* [Forest Fires: Research Methods]. Kherson: Grin D.S., 470 p. (in Rus.)
2. Rigo D., Libertà G., Houston Durrant T., Artés Vivancos T., San-Miguel-Ayán J. (2017). *Forest fire danger extremes in Europe under climate change: variability and uncertainty*. EUR28926 EN, JRC108974. Luxembourg: Publications Office of the European Union. doi.org/10.2760/13180.
3. European Fire Danger Application. *Product User Guide*. Official reference number service contract: 2018/C3S_422_Lot2_TEC/SC2.climate.copernicus.eu.
4. Report on the research work “Predicting the consequences of the impact of natural fires on forest ecosystems and the degree of their restoration in radioactively contaminated territories of Ukraine based on modern physical, mathematical and geoinformation methods” (interim). Scientific supervisor of the research work is Dr. of Tech. Sciences M.M. Talerko. (in Ukr.)
5. Glagolev V.A., Kogan R.M. (2016). Proektirovanie geoinformatsionnoy sistemy prognoza vozniknoveniya i rasprostraneniya travyanykh pozharov [Design of a geoinformation system for forecasting the occurrence and spread of grass fires]. *Regionalnye problemy* [Regional Problems], vol. 19 (2), pp. 47–53. (in Rus.)
6. Gubenko I.M., Rubinshteyn K.G. (2012). Sravnitelnyy analiz metodov rascheta indeksov pozharney opasnosti [Comparative analysis of methods for calculating fire danger indices]. *Trudy Gidrometeorologicheskogo Tsentra Rossii* [Proceedings of the Hydrometeorological Center of Russia], vol. 347, pp. 207–222. (in Rus.)
7. Sofronov M.A., Sofronova T.M., Volokitina, A.V. (2004). Otsenka pozharney opasnosti po usloviyam pogody s ispolzovaniem meteoprognozov [Assessment of fire danger based on weather conditions using meteorological forecasts]. *Lesnoe khozyaystvo*, vol. 6, pp. 31–32. Available at: http://forest.akadem.ru/Articles/04/sofronov_1.pdf (in Rus.).
8. Balabukh, V.O. (Ed.). (2017). *Zvit pro naukovu-doslidnu robotu “Rozroblennia systemy monitorynhu ta prohnozuvannia meteorolohichnykh umov, shcho vyznachaiut pryrodnu pozhezhnu nebezpeku v Ukraini”* [Research report: Development of a monitoring and forecasting system of meteorological conditions determining natural fire danger in Ukraine]. Ukrainian Hydrometeorological Institute of the State Emergency Service of Ukraine. (in Ukr.)
9. Balabukh V.O. *Kompleksna metodyka otsinky ta prohnozuvannia pryrodnoi pozhezhnoi nebezpeky za meteorolohichnymi umovamy* [Comprehensive methodology for assessment and forecasting of natural fire danger based on meteorological conditions]. Ukrainian Hydrometeorological Institute of the State Emergency Service of Ukraine. (in Ukr.)
10. Lev T.D., Piskun V.M., Yatsenko Yu.V., Shedemenko I.P. (2024). Kompleksnyi analiz kharakterystyk lisovykh pozhezh ta meteorolohichnykh umov, shcho vplyvaiut na yikhnie rozpovsiudzhennia, na terytorii Ukrainiskoho Polissia za period 2006–2022 rr. [Comprehensive analysis of forest fire characteristics and meteorological conditions affecting their spread in the Ukrainian Polissia for 2006–2022]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 3 (31), pp. 49–68. (in Ukr.)
11. Van Wagner C.E. (1987). *The development and structure of the Canadian Forest Fire Weather Index System* (Technical Report No. 35). Canadian Forestry Service.
12. Van Wagner C.E., Pickett T.L. (1985). *Equations and FORTRAN program for the Canadian Forest Fire Weather In-*

- dex System* (Forestry Technical Report No. 33). Canadian Forest Service.
13. Vitolo, C., Di Giuseppe, F., Barnard, C., et al. (2020). ERA5-based global meteorological wildfire danger maps. *Scientific Data*, 7, 216. doi.org/10.1038/s41597-020-0554-z.
 14. Lawson, B. D., Armitage, O. B. (2008). *Weather guide for the Canadian Forest Fire Danger Rating System*. Natural Resources Canada, Canadian Forest Service, Northern Forestry Centre. Edmonton, AB, 84 p.
 15. Copernicus Climate Change Service (2020). *Climate Data Store: Fire danger indicators for Europe from 1970 to 2098 derived from climate projections*. doi.org/10.24381/cds.ca755de7.
 16. Fire Information for Resource Management System (FIRMS). *MODIS / Aqua+Terra thermal anomalies / Fire locations 1 km FIRMS V0061 NRT (Vector data)*. doi.org/10.5067/FIRMS/MODIS/MCD14DL.NRT.0061.
 17. NASA Prediction of Worldwide Energy Resources (POWER). Available at: <https://power.larc.nasa.gov/beta/data-access-viewer>.
 18. Osadchyi V., Skrynyk O., Sidenko V., Aguilar E., Guizarro J., Szentimrey T., Skrynyk O., Bihari Z., Palamarchuk L., Oshurok D., Kravchenko I., Pinchuk D. (2025). Observation-based gridded daily climate data for Ukraine, 1946-2020. *Geoscience Data Journal*, vol. 12 (2), e70000. doi.org/10.1002/gdj3.70000.
 19. Krakovska S., Kryshchuk L. (2024). *Overall climate change impact assessment for Ukraine: Technical report*. Project implemented by Deutsche Gesellschaft für Internationale Zusammenarbeit (GIZ) GmbH under the International Climate Initiative (IKI).
 20. Makkaroon P., Tong D. Q., Li Y., Hyer E. J., Xian P., Kondragunta S., Campbell P. C., Tang Y., Baker B. D., Cohen M. D., Darmanov A., Lyapustin A., Saylor R. D., Wang Y., Stajner I. (2023). Development and evaluation of a North America ensemble wildfire air quality forecast: Initial application to the 2020 Western United States “GigaFire”. *Journal of Geophysical Research: Atmospheres*, vol. 128, e2022JD037298. doi.org/10.1029/2022JD037298.
 21. Zubareva A. M. (2018). Metody otsenki pozharnoy opasnosti rastitelnykh goryuchikh materialov. *Regionalnye problemy* [Methods for assessing the fire hazard of combustible plant materials], vol. 21 (2), pp. 92–96. doi.org/10.31433/1605-220Kh-2018-21-2-92-96. (in Rus.)
 22. Sverlova L. I. (2000). *Metod otsenki pozharnoy opasnosti v lesakh po usloviyam pogody s uchetom poyasov atmosfery zasushlivosti i sezonov goda* [Method for assessing forest fire danger based on weather conditions, taking into account atmospheric aridity zones and seasons of the year]. Khabarovsk, 46 p. (in Rus.)

Надійшла / Received 28.10.2025

Рекомендована до друку / Accepted 10.11.2025

Головні підсумки VII Міжнародної конференції NucNext-2025 «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику»

25–26 вересня у Великому конференц-залі Національної академії наук України (НАН України) відбулася VII Міжнародна науково-технічна конференція «Перспективи впровадження інновацій в атомну енергетику», організована Інститутом проблем безпеки атомних електростанцій (ІПБ АЕС) НАН України, громадською організацією «Українське ядерне товариство» (ГО «УкряТ»), Радою молодих вчених при Відділенні енергетики та енергетичних технологій НАН України спільно з акціонерним товариством «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом»» (АТ «НАЕК «Енергоатом»»).

Цьогоріч конференція отримала оновлену назву — Nuclear Next, адже йдеться не лише про підсумки, а й про «майбутнє ядерної галузі». Мета конференції — зробити майданчик, де промисловість, оператор АЕС, наукові установи та заклади вищої освіти говорять спільною мовою і домовляються про впровадження розробок в ядерній галузі.

Протягом двох днів понад 200 учасників — представники міністерств, народні депутати України, науковці НАН України та закладів вищої освіти, фахівці Енергоатома, приватних підприємств, експерти міжнародних організацій та студенти закладів вищої освіти — обговорювали ключові виклики і перспективи розвитку ядерної енергетики.

Співорганізатори заходу: Рада молодих вчених при Відділенні ядерної фізики та енергетики НАН України, Рада молодих вчених Інституту ядерних досліджень НАН України (ІЯД НАН України), Інститут газу НАН України, ДП «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» (ДНТЦ ЯРБ).

Серед партнерів і спонсорів — Energy Safety Group, IPP-Centre, НВП «Атомкомплексприлад», Phoenix Contact Ukraine, Witkowiz Atomica, CestaSynergatom та Triumph (останні три компанії – представники Чехії). Участь партнерів підтвердила важливість консолідації зусиль бізнесу, науки та держави задля розвитку інновацій та безпеки в атомній енергетиці.





Учасники конференції

На пленарному засіданні виступив директор департаменту ядерної енергетики Міністерства енергетики України (Міненерго) Ігор Іванов, який передав вітання першого заступника міністра Артема Некрасова зазначивши, що від початку повномасштабного вторгнення енергетичний сектор пережив «системні і безпрецедентні випробування», однак «залишається незламним» завдяки щоденній роботі тисяч фахівців. «Ми формуємо комплексну енергетичну екосистему, де атомна генерація виступає базовим джерелом, а відновлювані джерела енергії та інноваційні технології будуть доповнювати її гнучкість. На стратегічній дошці — продовження ресурсодіючих блоків, фізичний і кіберзахист критичної інфраструктури, цифрові рішення управління та операційної ефективності», — сказав у своїй промові Ігор Іванов. Він деталізував контекст ризиків: втрачено близько 10 ГВт встановлених потужностей



Ігор Іванов, директор департаменту ядерної енергетики Міністерства енергетики України



Олександр Копиленко, академік НАН України, голова комісії з радіаційного захисту населення Верховної Ради України

через масовані атаки, триває окупація Запорізької АЕС, були інциденти навколо Чорнобильського майданчика й наукових об'єктів — від Харківського джерела нейтронів до ІЯД НАН України. Цей блок задав головне завдання дня: як поєднати стійкість, технологічне оновлення і темп нових будівництв у реаліях війни.

Законодавчі ініціативи окреслив академік НАН України, д-р юр. наук, проф., голова Національної комісії з радіаційного захисту населення України, народний депутат Верховної Ради України Олександр Копиленко. Він нагадав, що парламентські дискусії торкаються і безпеки Чорнобильської АЕС, і будови Хмельницької АЕС, і чутливих соціальних тем чорнобильців. «Реалізація ваших ідей в законодавстві — це дуже важлива справа. Ми намагаємося це робити, і сподіваюсь, що спільними зусиллями ми реалізуємо всі наші завдання», — сказав він, фактично запрошуючи галузь до спільної роботи над нормотворчістю, без якої інвестиції зависають у повітрі. Для операторів і підрядників цей сигнал простий: законодавче регулювання впровадження технологій SMR, продовження ресурсу та глибокі модернізації, але для цього потрібні якісні наукові проектні обґрунтування, щоб політика спиралася на інженерію, а не навпаки.



Павло Ковтонюк, т.в.о. голови правління
АТ «НАЕК «Енергоатом»»

Виступ тимчасово виконуючого обов'язки голови правління АТ «НАЕК «Енергоатом» Павла Ковтонюка стосувався того, що «українські атомники знищують російську монополію у ядерній галузі... Енергоатом став першою у світі компанією, яка відмовилася від російського палива в реакторах ВВЕР-1000 і ВВЕР-440 та замінила його на паливо Westinghouse». У зв'язці з цим відбувся запуск Централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива (ВЯП), що приносить «200 млн доларів США щорічно» економії. І ще один важливий маркер міжнародної довіри до української школи експлуатації: «саме українських атомників запрошено компанією Holtec взяти участь у розгортанні проекту з малим модульним реакто-



Володимир Холоша,
Президент Українського ядерного товариства

ром». Інакше кажучи, бачимо сформований трикутник стійкості: диверсифіковане паливо, своє сховище ВЯП, вихід у наступне покоління технологій через спільні SMR-ініціативи.

Президент УкрЯТ Володимир Холоша нагадав, що конференція цього року об'єднала багатьох фахівців галузі, науки та освіти. Конференція охоплює «практично всі сфери використання ядерної енергії», від матеріалознавства і цифрових систем експлуатації до кібербезпеки та радіаційного моніторингу. З'явився Atom Slam — майданчик, де ідеї презентують «просто, яскраво та з натхненням», для молодих інженерів і науковців, які мислять міждисциплінарно. У підсумку президент УкрЯТ сформулював місію події, яка консолідує фахівців ядерної галузі «для пошуку нових рішень на шляхах розвитку атомної енергетики», попри умови воєнного часу».

Анатолій Носовський, академік НАН України, директор ІПБ АЕС НАН України, віцепрезидент УкрЯТ з науково-технічного розвитку привітав усіх присутніх від імені Національної академії наук України з відкриттям форуму та підкреслив, що незважаючи на воєнний стан в Україні, питання безпечної експлуатації ядерних установок, подовження терміну експлуатації, зняття з експлуатації, будівництва нових енергоблоків є дуже актуальними й надзвичайно важливими.

«Після закінчення війни почнеться робота з відбудови України, а ядерна енергетика буде розвиватися і розвиватися великими темпами. Ми будемо займатися підвищенням рівня безпеки ядерних установок, продовжувати терміни їх експлуатації, готуватися до зняття з експлуатації тих енергоблоків, які відпрацюють свій ресурс. І будемо будувати нові ядерні установки. Я не можу прогнозувати коли закінчиться війна та яка потреба на той час буде існувати в енергетичних потужностях, але ядерна енергетика буде розвиватися. Нам треба буде будувати й великі енергоблоки як базові потужності, але також займатися питаннями впровадження в Україні технологій малих модульних реакторів. Тому вже зараз ми повинні напрацьовувати технічні рішення й готуватися до будівництва нових ядерних енергоблоків в умовах повоєнного відновлення та розвитку економіки, включно з відбудовою промислових регіонів та модернізацією інфраструктури», — сказав Анатолій Носовський.

У своїй промові він наголосив, що досвід України щодо роботи атомної енергетики під час війни є унікальним у світі і його потрібно проаналізувати й розробити рекомендації щодо підвищення готовно-



Анатолій Носовський, академік НАН України,
директор ІПБ АЕС НАН України

сті ядерних установок з погляду забезпечення безпеки під час військової загрози. Повинні розглядатися питання безпечної експлуатації ядерних установок і сховищ відпрацьованого ядерного палива, аварійної готовності, моніторингу, запасів необхідних матеріалів для надійної експлуатації, можливості для безпечної роботи персоналу та його ротації. А для цього потрібно об'єднати зусилля багатьох фахівців ядерної галузі та наукових установ.

Завершуючи свою промову, Анатолій Носовський подякував іноземним партнерам за надану гуманітарну, матеріальну й технічну допомогу, Збройним силам України, які зараз захищають нашу країну, а також усім атомникам, які виконують дуже важливі завдання із забезпечення безпечної експлуатації ядерних установок.

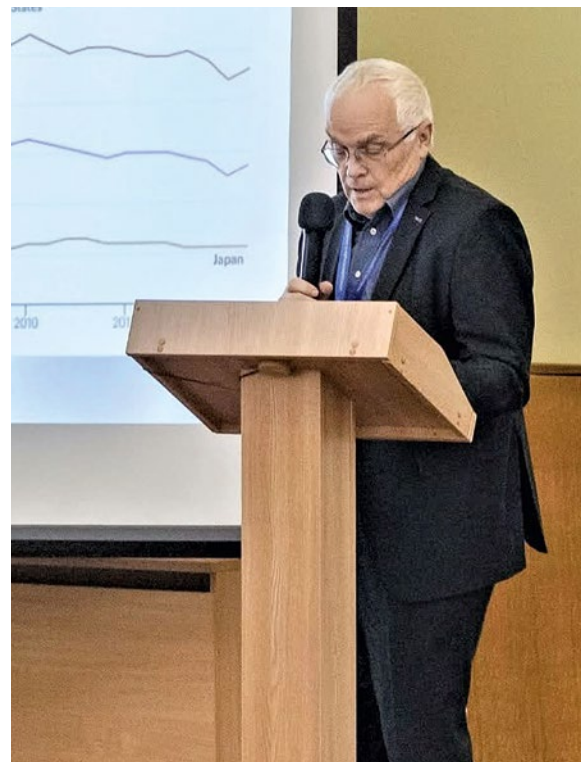
Член-кореспондент НАН України, д-р техн. наук, ст. досл., завідувач відділення атомної енергетики ІПБ АЕС НАН України Володимир Борисенко зробив доповідь, у якій представив інформацію щодо світових тенденцій у ядерній енергетиці, яка зменшила загальний внесок у виробництво електроенергії у світі з 17,5 % у 1996 р. до майже 8,9 % у 2024 р. Тим не менш, ядерна енергетика залишається важливою і займає провідне місце у виробництві електроенергії у таких країнах: Франція — 67 %, Словаччина — 61 %, Україна — 52 %, Угорщина — 47 %, Бельгія — 42 %, Болга-

рія — 42 %, Чехія — 40 %. Спостерігається поступове збільшення середнього віку експлуатації енергоблоків у більшості країн: США — 43 р., Франція — 36 р., Україна — 35 р., а середній вік експлуатації енергоблоків у світі становить 32 роки, що свідчить про незначні темпи введення нових енергоблоків у більшості країн, що експлуатують АЕС.

Член-кореспондент НАН України, д-р техн. наук, ст. наук. співр., завідувач відділу Інституту електрозварювання ім. Є. О. Патона НАН України Олег Махненко представив доповідь про негативний вплив локальної термічної обробки на залишковий напружений стан обладнання АЕС.

Броніслав Куліков, голова наглядової ради Witkowitz Atomica (Чехія), спецпредставник групи WITKOWITZ (Чехія) з питань стратегічної співпраці представив доповідь, яка була присвячена чеській ініціативі міжнародного співробітництва у спільному створенні українських національних високотехнологічних продуктів у галузі ядерної енергетики.

Генеральний директор ТОВ «Енергобезпека Груп», PhD Олександр Мазурок розповів про диверсифікацію елементів активної зони за науково-технічної підтримки вітчизняних організацій.



Володимир Борисенко, член-кореспондент
НАН України, завідувач відділення атомної
енергетики ІПБ АЕС НАН України



Валерій Зуйок, старший науковий співробітник
Національного наукового центру
«Харківський фізико-технічний інститут»

На продовження цієї теми Валерій Зуйок, канд. фіз.-мат. наук, ст. досл., старший науковий співробітник Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут» (ННЦ «ХФТІ») у своїй доповіді приділив увагу тематиці поглинаючих елементів ядерних реакторів.

На конференції виступили представники наукових установ НАН України, зокрема, ІПБ АЕС, ННЦ «ХФТІ», ІЯД, Інституту електрозварювання ім. Є. О. Патона, Інституту кібернетики ім. В. М. Глушкова, Інституту газу, Інституту проблем моделювання в енергетиці ім. Г. Є. Пухова, Інституту сцинтиляційних матеріалів; закладів вищої освіти (Національного технічного університету України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», Національного університету «Одеська політехніка», Харківський національний університет ім. В. Н. Каразіна); компаній, підприємств і організацій, які співпрацюють із підприємствами атомної галузі — Державного підприємства «УДВП ІЗОТОП», компанії ES Group, НВП «Атомкомплексприлад», СНВО «Імпульс», АТ «Київський науково-дослідний та проектно-конструкторський інститут «Енергопроект», ПАТ «Укргідропроект».

Вперше в рамках конференції відбувся новий інноваційний захід Atom Slam-2025, організований ГО «УкрЯТ» за підтримки міжнародного проекту NURECAB, який сприяє розвитку нової генерації на-



Броніслав Куліков, голова наглядової ради
Witkowitz Atomica (Чехія)



Олександр Мазурок, генеральний директор
ТОВ «Енергобезпека Груп»

уковців та інтеграції українських дослідників до європейського наукового простору. Захід відбувся наприкінці першого дня конференції та став новим форматом для спілкування фахівців ядерної галузі, де серйозні теми прозвучали у неформальній атмосфері. Ідея Atom Slam полягала у створенні незвичайного майданчика для популяризації ідей та проєктів у ядерній енергетиці та суміжних сферах.

За результатами голосування аудиторії найкращим виступом Atom Slam-2025 було обрано виступ Віталія Хоменка з філії ВП «Південноукраїнська АЕС». Усі учасники отримали пам'ятні подарунки, а переможець — ще й грошовий приз.

За результатами роботи конференції на пленарному засіданні ухвалено Рішення VII Міжнародної конференції NucNext-2025 «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику».

**Рішення VII Міжнародної конференції
NucNext-2025 «Перспективи впровадження
інновацій в атомну енергетику»,
м. Київ, 25–26 вересня 2025 р.**

Враховуючи, що функціонування та розвиток атомної енергетики є важливою складовою національної безпеки України, особливо в умовах воєнного стану, запорукою енергетичної незалежності, розвитку економіки та пом'якшення наслідків змін клімату, учасники конференції ВИРІШИЛИ:

Визнати, що в умовах воєнного стану атомна енергетика залишається надійним джерелом енерго-

генерації, а її розвиток має визначальний мультиплікативний ефект на економіку та валовий національний продукт у цілому.

Підтримати Міністерство енергетики України щодо створення міжвідомчої робочої групи для опрацювання перспектив будівництва малих модульних реакторів та підготовки проєкту Дорожньої карти їх впровадження в умовах повоєнного відновлення та розвитку економіки, включно з відбудовою промислових регіонів та модернізацією інфраструктури.

Згідно з оновленою енергетичною стратегією України, рекомендувати АТ «НАЕК «Енергоатом» продовжити наукові, підготовчі та проєктні роботи щодо будівництва нових енергоблоків АЕС, зокрема, з реакторами AP1000 та малими модульними реакторами, а також добудови енергоблоків № 3 та № 4 Хмельницької АЕС за сучасними технологіями з високим ступенем локалізації виробництва та залученням українських підприємств та наукових і проєктних установ.

На державному рівні забезпечити всебічну підтримку проєктам розвитку ядерної галузі, зокрема проєктам будівництва нових енергоблоків АЕС, враховуючи сучасний досвід, інновації, технології та кращі світові практики.

Об'єднати зусилля фахівців НАЕК «Енергоатом», Держатомрегулювання, РНБО, наукових установ НАН України щодо створення робочої групи з аналізу унікального досвіду роботи атомної енергетики України під час війни та розробки рекомендацій





з підвищення готовності ядерних установок із забезпечення безпеки під час військової загрози.

Враховуючи шкоду, завдану українським науково-дослідним установам та університетам, що надають науково-технічну підтримку ядерній галузі під час війни, а також відтік молоді з України, рекомендувати Міністерству освіти і науки України та НАН України спільно з АТ «НАЕК «Енергоатом»» розробити стратегічну програму реформування та модернізації існуючих структур та моделей управління науковими та освітніми структурами в ядерній галузі України, з урахуванням потреб розвитку людського та соціального капіталу.

Продовжити інформування громадськості про переваги атомної енергетики, приділяючи особливу увагу протидії дезінформації та поширенню достовірної інформації через офіційні ресурси.

Направити це Рішення до Верховної Ради України, Офісу Президента України, РНБО України, Ка-

бінету Міністрів України, Міністерства енергетики України, Міністерства освіти і науки України, Міністерства економіки України, Державної інспекції ядерного регулювання України, Національної академії наук України та засобам масової інформації, і рекомендувати врахувати його при прийнятті рішень щодо розробки стратегічних документів про розвиток енергетики, науки та технологій.

Учасники конференції висловили подяку організаторам за проведення заходу на високому рівні, оскільки такі зустрічі відкривають широкі перспективи для обміну досвідом і знаннями, для представлення фахівцями та науковцями своїх розробок і напрацювань, а також є унікальною можливістю для налагодження міжгалузевої співпраці та комунікації задля стабільної роботи та розбудови ядерної галузі України.

Прийнято на пленарному засіданні конференції 25 вересня 2025 р.

Правила для авторів

Загальні вимоги

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

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

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

4. Редакція приймає статті українською або англійською мовою.

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

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

7. На титулі статті має бути представлено її УДК.

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

Структура та зміст статті

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

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

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

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

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

Інтерпретація результатів та їх апробація передбачає приклади практичних рішень (результати чисельних експериментів, графіки, діаграми тощо) на основі отриманих автором наукових результатів. Приклади дають змогу оцінити адекватність запропонованих теоретичних рішень та їх практичну значимість. Потрібно вказати, в умовах якого виробництва були впроваджені або можуть бути впроваджені результати досліджень. Якщо результати не є основною метою статті, їх можна узагальнити й не публікувати дані детально. Тим не менш, у разі недостатньої кількості інформації читач може втратити довіру до дослідження, припустивши, що автор приховує слабкі докази.

Висновки відображають, наскільки матеріал дослідження відповідає його цілям, сформульованим у вступі. Варто означити, чи існують альтернативні інтерпретації отриманих результатів та порівняти отримані результати з результатами інших досліджень. Доречно вказати, як результати наукової розвідки можуть вплинути на майбутні дослідження, чи є в дослідженні обмеження. Перевірте відповідність описаних висновків отриманим даним.

Список використаної літератури

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

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

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

Після статті українською мовою має бути розміщено два списки:

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

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

Для статті англійською мовою достатньо лише списку «References».

Оформлення списку літератури «References»

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

