

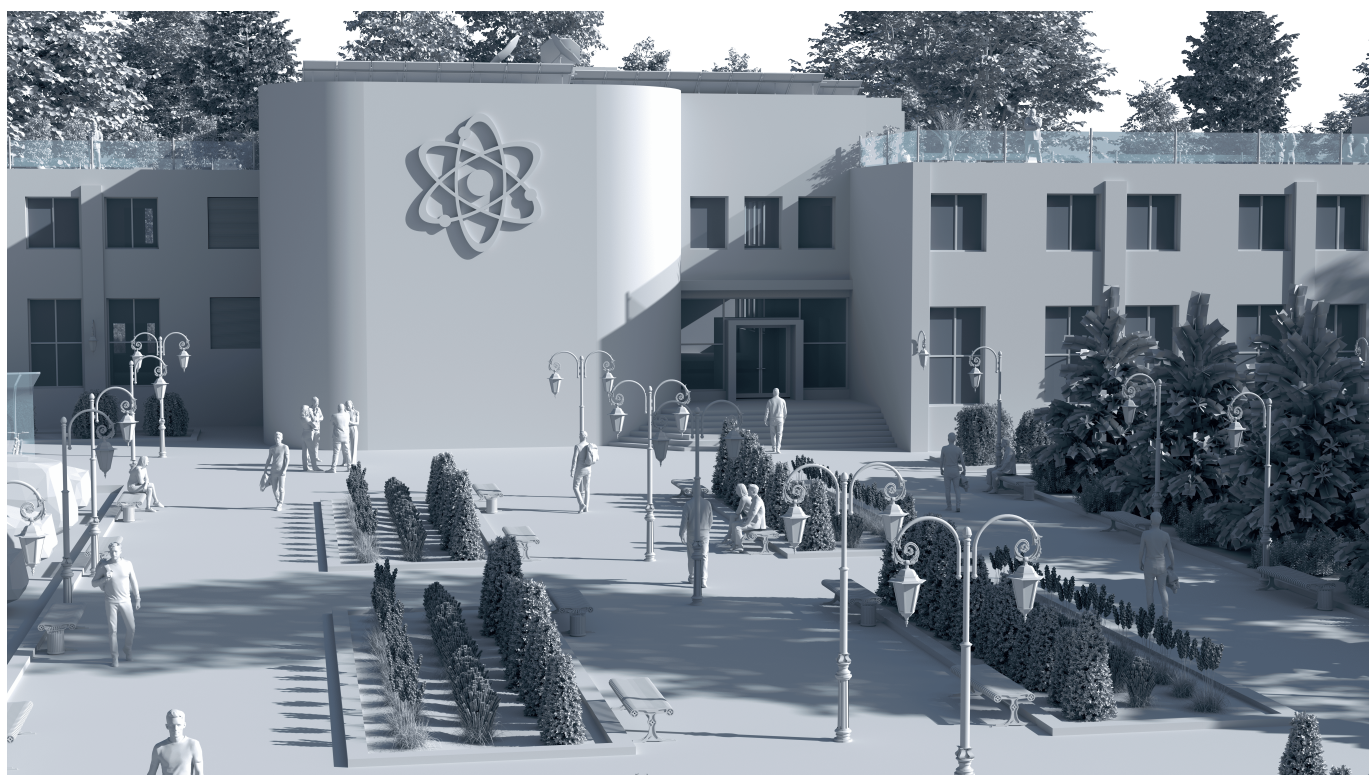
INUDECO

СЛАВУТИЧ / УКРАЇНА



VIII МІЖНАРОДНА КОНФЕРЕНЦІЯ
«Проблеми зняття з експлуатації
об'єктів ядерної енергетики та
відновлення навколишнього середовища»
INUDECO 2023

VIII INTERNATIONAL CONFERENCE
on Nuclear Decommissioning
and Environment Recovery
INUDECO 23



СЛАВУТИЦЬКА МІСЬКА РАДА
ВИШГОРОДСЬКОГО РАЙОНУ КИЇВСЬКОЇ ОБЛАСТІ

VIII Міжнародна конференція
ПРОБЛЕМИ ЗНЯТТЯ
З ЕКСПЛУАТАЦІЇ ОБ'ЄКТІВ ЯДЕРНОЇ
ЕНЕРГЕТИКИ ТА ВІДНОВЛЕННЯ
НАВКОЛИШНЬОГО СЕРЕДОВИЩА

Eighth International Conference
on Nuclear Decommissioning
and Environment Recovery
INUDECO 23

(27-28 квітня 2023 року, м. Славутич)

Збірник матеріалів

Чернігів
НУ «Чернігівська політехніка»
2023

П78 **Проблеми** зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища (INUDECO 23) : збірник матеріалів VIII Міжнародної конференції (27–28 квітня 2023, м. Славутич). – Чернігів : НУ «Чернігівська політехніка», 2023. – 122 с.

ISBN 978-617-7932-51-1

Збірник матеріалів VIII Міжнародної конференції «Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики і відновлення навколишнього середовища», яка пройшла 27-28 квітня 2023 року в місті Славутичі (Україна), з метою розгляду проблем і перспектив, підвищення рівня ефективності науково-практичних досліджень, налагодження співпраці та обміну досвідом у сфері зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики й поводження з радіоактивними відходами та відпрацьованим ядерним паливом.

Збірник призначений для вчених і фахівців з атомної енергетики та промисловості. У збірнику представлені тези доповідей засідання конференції.

Конференція організована за підтримки: виконавчого комітету Славутичької міської ради Київської області; Державного агентства з управління зоною відчуження, Державного спеціалізованого підприємства «Чорнобильська атомна електростанція»; Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України; Інституту проблем математичних машин і систем НАН України.

Це видання надруковано за сприяння КП "Агентство регіонального розвитку" Славутичької міської ради Вишгородського району Київської області.

Програмний науковий комітет (Оргкомітет)

Програмний науковий комітет (Оргкомітет)

Співголова оргкомітету

Фомічев Юрій – міський голова м. Славутича

Співголова оргкомітету

Носовський Анатолій – директор Інституту проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України

Заступники голови оргкомітету:

Линкевич Олександр – заступник міського голови м. Славутича з питань діяльності виконавчих органів ради;

Савельєв Максим – науковий співробітник Інституту проблем математичних машин і систем НАН України.

Члени оргкомітету:

Сейда Валерій – т.в.о. генерального директора ДСП «Чорнобильська АЕС»;

Крамаренко Євген – Голова агентства України з управління зоною відчуження;

Згуровський Михайло – ректор Національного технічного університету України «Київський політехнічний інститут імені І. Сікорського»;

Морозов Анатолій – Президент Академії технологічних наук України, директор Інституту проблем математичних машин та систем НАН України;

Лавренів Данило – виконавчий секретар ГО «Українське ядерне товариство»;

Супрун Григорій – директор ВП «Атомремонтсервіс».

УДК 621.039

ISBN 978-617-7932-51-1

Зміст

<i>Hecla Jake, Knecht K., Vetter K.</i> Scene data fusion for contamination mapping in the aftermath of the russian invasion of Chornobyl.....	5
<i>Бегун В. В., Гашимов А. М.</i> Будівництво малих модульних реакторів в Україні – перспективи та виклики.....	5
<i>Борисенко В.</i> Розвиток ядерної енергетики в Україні – перспективи та проблеми	10
<i>Верховцев В., Деміхов Ю., Забулонов Ю., Тищенко Ю.</i> Концептуальні засади впровадження малих модульних реакторів в Україні.....	22
<i>Габелков С.В., Жиганюк І.В., Краснов В.О., Кудлай В.Г., Пархомчук П.Є., Савченко Б.С., Чиколовець С.О.</i> Фазовий склад поліхромної кераміки лавоподібних паливовмісних матеріалів Чорнобильської АЕС	33
<i>Goranichuk V., Borysenko V.</i> MCNP model of current formation in the background wire of the self-powered neutron detector	35
<i>Деренговський В.В., Скітер І. С., Меньшенин Є. А.</i> Подальше перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему після введення в експлуатацію нового безпечного конфайнмента	39
<i>Жиганюк І.В., Габелков С.В.</i> Модифікований поляризаційний потенціал для моделювання взаємодії між іонами в уранілі UO_2^{2+}	41
<i>Журавльов І.З., Терзі А.К., Брей В.В.</i> Осаджений на силікагелі фосфат цирконію для адсорбції іонів радіонуклідів цезію та стронцію	43
<i>Zlobin S.V.</i> Mobile application development on android platform for server video observation zoneminder	45
<i>Zuyok V.A., Rud R.O., Tretyakov M.V., Kushtym Ya.O., Hrudnytsky V.V., Solovyov Yu.V.</i> Operational experience of westinghouse fuel (WFA/RWFA) at Ukrainian NPPS	47
<i>Казимиров О.С., Ієвлєв С.М., Чорний Є.В.</i> Використання приладів АКП у разі радіаційної аварії внаслідок військових дій.....	48
<i>Калиновський О., Краснов В., Філіппов О., Сабенін П.</i> Дослідження радіоактивних викидів через технологічні отвори в покрівлі об'єкту "Укриття" в умовах нового безпечного конфайнменту	51
<i>Ковальчук І.А.</i> Очищення забруднених ураном вод механохімічно активованим органомонтморилонітом	53
<i>Krasnov V.O., Doroshenko A.O. Pavlyuchenko M.I., Muliar D.O.</i> Influence of NSC on temperature dynamics in FCM clusters in rooms 305/2, 304/3.	55

Круковський П., Склярєнко Д., Смольченко Д., Дейнеко А., Кондратенко С. Роль і місце моделювання фізичного стану НБК та його вплив на навколишнє середовище.....	58
Lys S., Kanuika A. , Analysis of the system for liquid radioactive media cementing	64
Машиністов В., Балакін В., Романько Я., Мєшкова А. Перемішування радіактивно забруднених речовин в проблемі забезпечення радіаційної безпеки.....	72
А. М. Новіков, В.К. Шинкаренко Пристрій для оцінки емісії радіонуклідів при спалюванні біомаси	80
Павловський Л. І., Городецький Д. В., Деренговський В. В., Меньшенін Є. А. Прогнозування забруднення повітря робочих зон під час виконання робіт у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ.....	85
Розко А.М., Федоренко Ю.Г., Злобенко Б.П. Використання лугів борвмісних РРВ при кондиціонуванні відходів у геополімерну матрицю	96
Савчук О.О. Правове регулювання ядерної безпеки.....	98
Сизоненко В. Ефективне моделювання динаміки SR-90 в дніпровських водосховищах	101
Simeiko K.V., Krasnov V.O., Kuprianchuk S.V., Doroshenko A.O., Syniahovskyi A.O., Malyi Ye.V. Substantiation of the relevance of the problem of irradiated graphite management in nuclear facilities.	108
Trunov O., Dorosh M., Lytvyn S. Ensuring information security when working remotely.....	109
Fedukhin A.V., Mukha A.A. Assessment of the residual life of pipelines and tubing products for NPP	113
Yarmilko A., Datsenko D. Increase of the dependability and adaptability of critical infrastructure' IIOT systems.....	117

SCENE DATA FUSION FOR CONTAMINATION MAPPING IN THE AFTERMATH OF THE RUSSIAN INVASION OF CHORNOBYL

Jake Hecla¹, Kalie Knecht¹, and Kai Vetter^{1,2}

¹ Department of Nuclear Engineering, University of California Berkeley,
Berkeley, CA 94720, USA

² Applied Nuclear Physics, Lawrence Berkeley National Laboratory,
Berkeley, CA 94720, USA

Abstract: The Russian invasion of Chernobyl generated combined radiological and explosive hazards in the Exclusion Zone, and damaged the analytical laboratories that support safe work at the site. Surveys of the changed radiological environment will require novel techniques due to the combined radiation and explosive hazards now present. Detector platforms developed at Lawrence Berkeley National Lab (LBNL) which use a 3D radiation mapping technique known as “scene data fusion” (SDF) may provide a means of rapidly creating surveys without risk to personnel. These advanced radiation sensing platforms employ sensor fusion methods which integrate LIDAR, camera and radiation interaction data to develop rich, three-dimensional maps of radiological environments which are easily interpreted. This mapping and localization capability has been previously deployed at Chernobyl, and has proven its utility to assess radiological contamination and to guide cleanup activities at a wide variety of sites. This presentation will provide an overview of the technique, the SDF platforms available and the applications of this technique at the site. We will additionally discuss our efforts at engagement with the DAZV as well as ISPNNP to explore options for deployment of these technologies.

Keywords: Scene-data-fusion, cadmium zinc telluride, LIDAR, sensor fusion, gamma ray spectroscopy, gamma-ray imaging

БУДІВНИЦТВО МАЛИХ МОДУЛЬНИХ РЕАКТОРІВ В УКРАЇНІ – ПЕРСПЕКТИВИ ТА ВИКЛИКИ

Бегун В. В. (begunw@ukr.net), Гашимов А. М. (arturgm@ukr.net)

Інститут Проблем математичних машин та систем, Київ
(<http://www.immsp.kiev.ua/>)

Одним з найперспективніших напрямків розвитку атомної енергетики є технологія малих модульних реакторів (ММР). Технологія малих модульних реакторів розвивається з урахуванням новітніх технологій в ядерній галузі, що забезпечують високий рівень пасивної безпеки та мінімізують радіоактивні викиди. Ключовою особливістю малих модульних реакторів є модульна конструкція, що передбачає високу ступінь готовності установки на

виробництві та мінімізацію трудомістких операцій з монтажу обладнання на майданчику АЕС.

Наразі Україні є однією з найактивніших учасників розвитку програми ММР. Співробітництво у розвитку програми ММР на Україні орієнтовано на компанії з США – партнерів ДП НАЕК «Енергоатом», зокрема Holtec International:

1. 10 червня 2019 року, у штаб-квартирі Holtec International – м. Камден (штат Нью-Джерсі, США) підписано Угоду про партнерство між НАЕК «Енергоатом», ДНТЦ ЯРБ та американською компанією Holtec International. Угода передбачає створення міжнародного консорціуму, метою якого є сприяння діяльності щодо впровадження в Україні технології малих модульних реакторів (ММР) SMR – 160. Документ підписали керівники компаній – Юрій Недашковський, Ігор Шевченко та Кріс Сінгх.

2. 21 (https://t.me/energoatom_ua/12811) квітня 2023 року президент ДП «НАЕК «Енергоатом» Петро Котін і президент та виконавчий директор американської компанії Holtec International Доктор Кріс Сінгх уклали угоду про співробітництво у розгортанні малих модульних реакторів (ММР). Угода передбачає будівництво до 20-ти реакторів SMR-160, з реалізацією першого пілотного проекту і виходу на мінімальну регульовану потужність реактора та підключення до мережі до березня 2029 року.

За даними МАГАТЕ, на початку 2023 року в Світі розробляється близько 70 проектів малих модульних реакторів. Дані проекти розрізняються потужністю, компоновальними рішеннями, типом теплоносія та сповільнювача тощо. Перелік найбільш розвинених проектів представлений на Рис. 1. Найбільш опрацьованою конструкцією є водо-водяні реактори з водою під тиском. Подібні малі реактори використовуються на морських підводних та надводних човнах, мають великий досвід експлуатації та відпрацьовану технологію.

В Україні планується будівництво 20 ММР SMR-160 спроектованих компанією Holtec International. ММР SMR-160 є водо-водяними реакторами, дизайн яких базується на конструкції «великих» реакторів. Даний реактор, електричною потужністю 160 МВт, призначений для виробництва електричної енергії та опціонально має можливість роботи в режимі «когенерації», тобто в складі системи ядерної та промислової установки/установок, що потребують велику кількість теплової та/або електричної енергії. Компонувальна та принципова схема SMR-160 показана на Рис. 2 та Рис. 3. Особливостями даного проекту є:

- Зменшення кількості обладнання за рахунок широкого застосування пасивних систем.

- Модельна конструкція передбачає збірку основних елементів на заводі-виробнику, що мінімізує кількість найскладніших операцій з монтажу, що виконуються на майданчику при будівництві АЕС.

- Використовуються повністю пасивні системи безпеки.

- Використовується ядерне паливо подібне до палива «великих» реакторів.

Основною ціллю програми будівництва ММР в Україні є заміщення енергетичних потужностей пошкоджених в наслідок військової агресії на території України та зменшення використання викопного палива та викиду парникових газів. Реалізація програми будівництва ММР дозволить Україні значно скоротити викиди парникових газів та наростити частку «зеленої» енергії в енергобалансі країни.

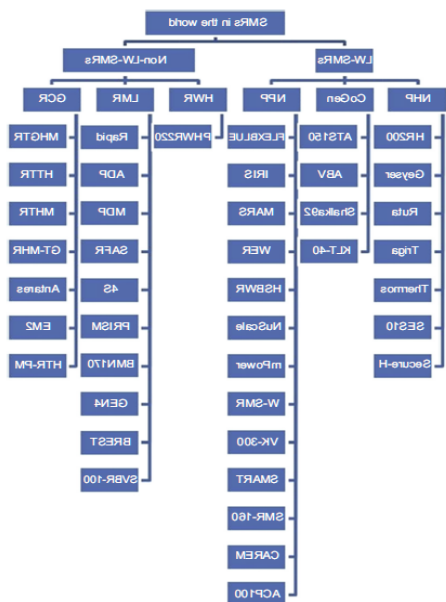


Рис. 1. Категоризація ММР за типом теплоносія [1]

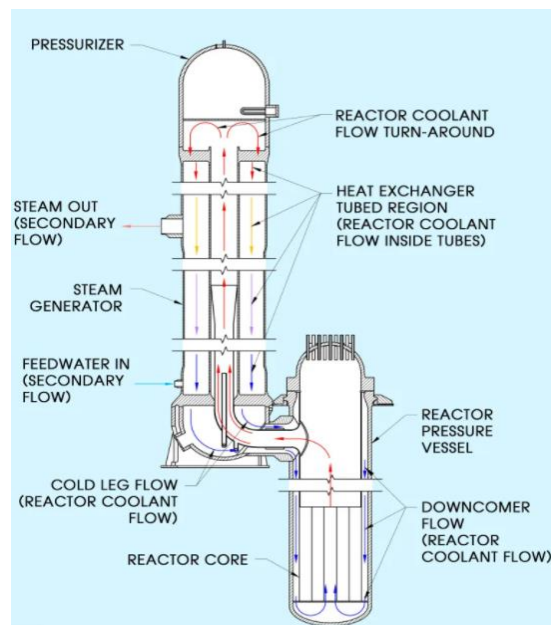


Рис. 3. Принципова схема ММР SMR-160

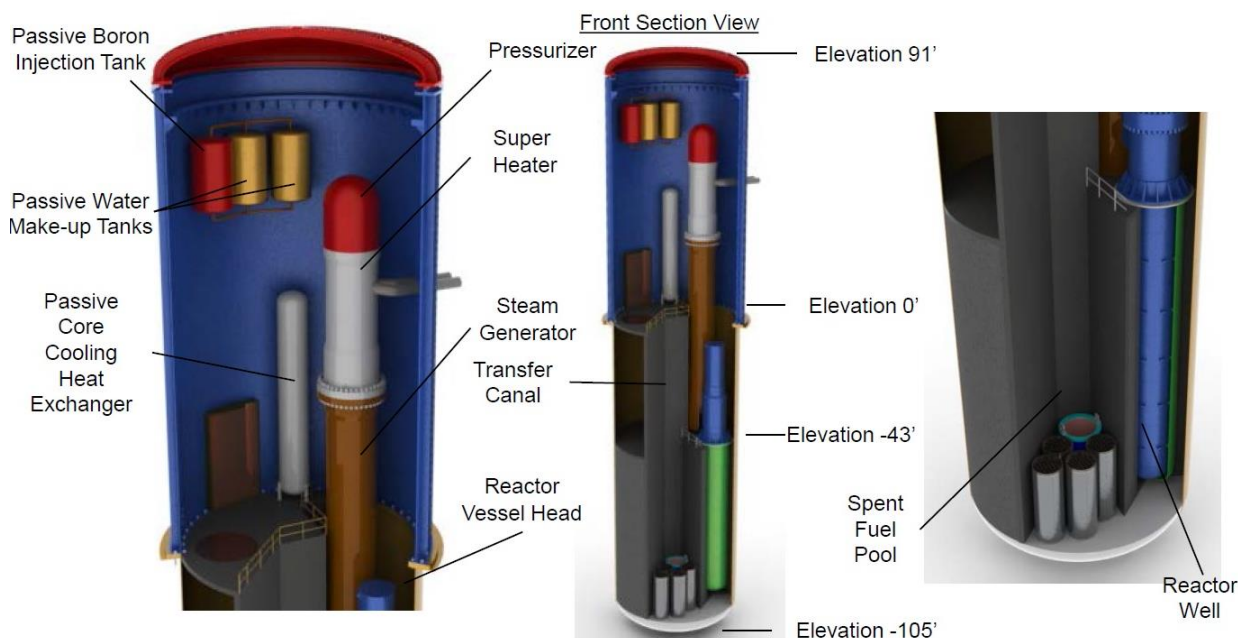


Рис. 2. Компонувальні рішення та загальний вигляд проекту ММР SMR-160 [2]

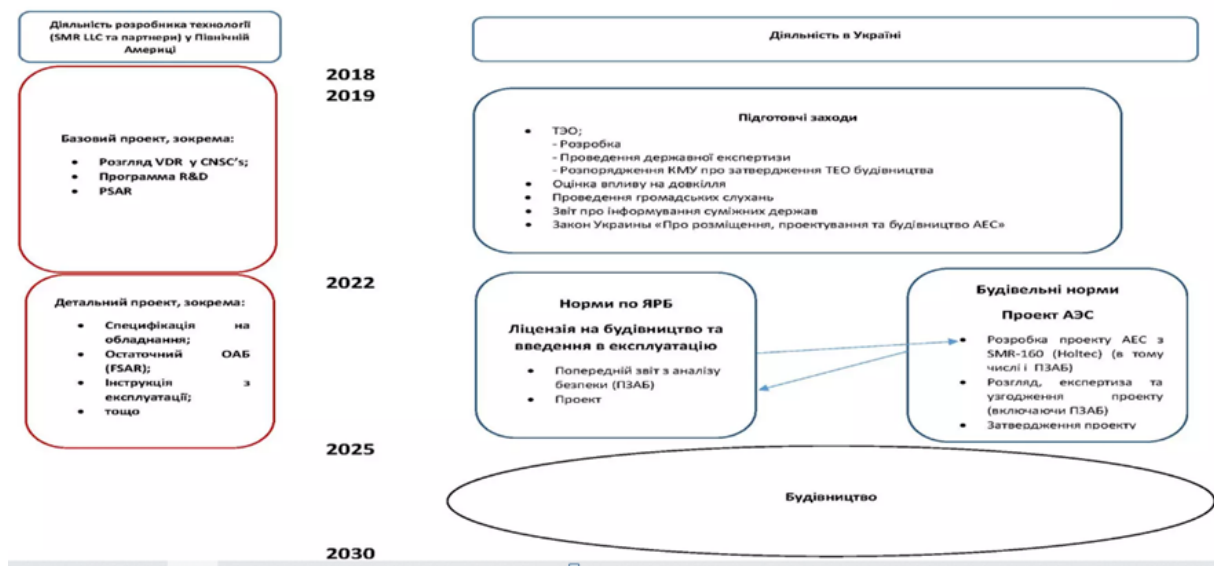


Рис. 2. Дорожня карта ліцензування ММР в Україні [4]

Попри переваги будівництва ММР існує низка проблемних питань які потребують вирішення. Основним питанням є ліцензування нової моделі реакторної установки в Україні. Наразі в Україні експлуатуються реактори типів ВВЕР-440 та ВВЕР 1000 для яких розроблена нормативна база та продовжується її удосконалення у відповідності з принципом «постійного підвищення безпеки». Проте наразі не розроблено спеціального законодавства та нормативно – правових актів, що регламентують діяльність пов’язану з проектуванням, будівництвом, введенням в експлуатацію та експлуатацію ММР в Україні. План ліцензування ММР в Україні представлено на Рис. 4.

Враховуючи однотипність реакторних установок, що експлуатуються в Україні з SMR-160 існує думка, що до застосовності частини існуючої нормативно-правової бази, яка повинна бути уточнена та конкретизована відносно особливостей проекту SMR-160.

Наразі державні та приватні організації атомно-енергетичного сектору України приймають участь в міжнародних, насамперед Європейських, що стосуються забезпечення експлуатації та обґрунтування безпеки ММР. Прикладами таких проектів можуть бути:

- Euratom project TANDEM “Small Modular Reactor for a European safe and Decarbonized Energy Mix”. [7]

- Horizon 2020 Euratom project ELSMOR “Towards European Licencing of Small Modular Reactors”. [6]

В проекті ELSMOR розглядаються широке коло питань пов’язаних з визначенням оптимальної методології та застосовності існуючої національної та міжнародної нормативної бази для оцінки безпеки ММР, формування переліку ключових параметрів безпеки та особливості та відмінності ММР від реакторів «великих» серій, які треба врахувати при обґрунтуванні безпеки.

В проєкті TANDEM розглядаються питання організації роботи ММР, в тому числі в режимі «когенерації» з промисловими установками, та вплив різних режимів роботи на безпеку.

На останнє можна зробити висновок, що в Україні активно розвивається програма будівництва ММР по напрямкам міжнародного співробітництва та розвитку законодавчої та нормативно-правової бази, необхідного для ліцензування реакторної установки нового проєкту. Попри величезну користь будівництва ММР, таку як підвищення рівня енергетичної безпеки України, значного збільшення частки генерації «зеленої» енергії та зменшення використання викопного палива, слід зазначити необхідність інтенсивної діяльності з розробки нормативно правової бази України, зважаючи на тривалість процесу ліцензування нових РУ, задля виконання намірів по будівництву та підключення до мережі першого ММР SMR-160 в 2029 році.

Перелік посилань

1. IAEA, 2002. Small and medium sized reactors: status and prospects. In: International Seminar, Еgypt, ISBN 92-0-114802-X.
2. IAEA 2016. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments.
3. <https://holtecinternational.com/2020/12/23/a-key-topical-report-on-smr-160-submitted-to-the-usnrc/>.
4. Впровадження технологій малих модульних реакторів SMR-160: підготовчі заходи та процес ліцензування (https://www.slideshare.net/Ukrainian_Nuclear_Society/smr160-157243309).
5. <https://nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/138>.
6. ELSMOR project official site: <https://cordis.europa.eu/project/id/847553>.
7. TANDEM project official site: <https://tandemproject.eu/>.

Abstract: *The paper is devoted to the prospects for the construction of small modular reactors in Ukraine. The current state of development of small modular reactor technology in Ukraine and the world is considered. A brief overview of the MMR technology and an analysis of the advantages of using small modular reactor technologies, including technological and environmental aspects, are presented. The features of the design and layout scheme of the MIR SMR-160 project developed by Holtec International are considered. The scope of work is being assessed as part of the upcoming licensing process for a new type of reactor plant. A brief description of individual international projects aimed at developing safety requirements and technological schemes for the operation of small modular reactors, taking into account the specifics of the project (modularity, extended use of passive systems) and participation in these projects of Ukrainian organizations is given.*

Keywords: *Ukraine, small modular reactors, SE NNEGC «Energoatom», Holtec International, SMR-160, licensing*

РОЗВИТОК ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ В УКРАЇНІ – ПЕРСПЕКТИВИ ТА ПРОБЛЕМИ

Борисенко Володимир

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, Київ,
vborysenko@isnpp.kiev.ua

Стан ядерної енергетики у світі. Станом на січень 2023 р. в 32 країнах світу на 192 АЕС експлуатувалися 422 ядерні реактори; 57 ядерних реакторів перебували на стадії будівництва. Загалом у 2021 р. у світі на АЕС вироблено 2 653 млрд кВт·г електроенергії, при цьому у 2019 р. вперше після аварії на АЕС «Фукусіма-1» в Японії у 2011 р. було перевищено рівень 2010 р. У 2006 р. на АЕС у світі було вироблено 2 660 млрд кВт·г електроенергії — це поки що найбільший показник. За останні кілька десятиліть позиції ядерної електроенергетики у світовому енергетичному балансі значно знизилися. Наприклад, частка електроенергії, виробленої на ядерних енергоблоках, відносно всіх типів електрогенерації становила: у 1996 р. — 17,5 % (найвищий показник за весь час), у 2006 р. — 14 %, у 2021 р. — 9,8 %.

У табл. 1 наведено інформацію за даними 2021 р. про першу десятку країн за обсягами виробництва електроенергії на АЕС.

У країнах Євросоюзу в 2021 р. експлуатувалося 104 енергоблоки потужністю 101,958 ГВт. Частка ядерної енергетики у виробництві електроенергії перевищує 25 %.

Україна за встановленою потужністю (13,107 ГВт) посідає 8-ме місце. На 15 енергоблоках у 2021 р. було вироблено 86,206 млрд кВт·г електроенергії, що становило 55 % усієї електроенергії, виробленої в країні. Це 6-й показник у світі в абсолютному вимірі (табл. 1).

Таблиця 1. Перша десятка країн за обсягами виробництва електроенергії на АЕС у 2021 р.

№	Країна	Вироблено електроенергії, млрд кВт·г	Встановлена потужність, ГВт (кількість енергоблоків)
1	США	787,442	94,7 (92)
2	Китай	407,141	52,2 (55)
3	Франція	360,700	61,4 (56)
4	РФ	222,437	27,7 (37)
5	Корея	150,163	24,4 (25)
6	Україна	86,206	13,1 (15)
7	Канада	73,628	13,6 (19)
8	Японія	61,223	16,3 (17)
9	Іспанія	54,087	7,1 (7)
10	Швеція	50,992	6,9 (6)

У Європейському Союзі в рамках представленої у грудні 2019 р. «зеленої угоди» допускається використання країнами-членами ядерної енергетики як частини національного енергобалансу.

Отже, незважаючи на фактичну стагнацію у розвитку ядерної електрогенерації у світі, для більш ніж 20 країн ядерна енергетика відіграє важливу роль, і реалізуються плани щодо її подальшого розвитку. Локомотивом сьогодні виступає Китай, який має амбітні плани і впевнено рухається до широкого впровадження різних реакторних технологій. До речі, поряд з проєктами, розробленими китайськими компаніями, у Китаї вже побудовані і з 2018 р. працюють найсучасніші енергоблоки з реакторними установками AP1000 і EPR-1750.

Стан ядерної енергетики в Україні. На АЕС України станом на 01.01.2023 експлуатуються 15 енергоблоків з реакторами ВВЕР: 13 — з ВВЕР-1000; 2 — з ВВЕР-440. Частка АЕС у загальному виробництві електроенергії в Україні з 2015 р. становить понад 50 % (рис. 1). Очевидно, що ядерна енергетика в Україні відіграє важливу роль у забезпеченні енергетичної незалежності держави. Зусилля науково-технічної спільноти України мають бути спрямовані на підтримку безпечної експлуатації ядерних енергоблоків АЕС, а також на обґрунтування вибору сучасної реакторної технології для подальшого розвитку енергетики України.

На рис. 1 можна бачити, як змінювалося співвідношення теплової, ядерної та інших видів електрогенерації в Україні за тривалий історичний період. За останнє десятиріччя споживання електроенергії в Україні зменшилося. У 2019—2021 рр. діапазони зміни потужності електроспоживання влітку становили 12—17 ГВт, узимку 14—22 ГВт. Отже, можна вважати, що встановлена потужність класичної електрогенерації в Україні, включно з резервними потужностями, має становити приблизно 30 ГВт.

Згідно з прогнозами Енергетичної стратегії України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність» [1], в Україні планується підвищити споживання електроенергії до 164; 178; 195 млрд кВт·г, відповідно, у 2020, 2025, 2035 рр. В Енергетичній стратегії України до 2030 року, яку було прийнято у 2012 р., плани були ще амбітніші: передбачалося збільшити споживання електроенергії до 236; 259; 282 млрд кВт·г, відповідно, у 2020, 2025, 2030 рр.

Втім, уже можна впевнено стверджувати, що реальне споживання електроенергії в Україні виявилось меншим і за підсумками 2020 р. становило 149 млрд кВт·г.

Зважаючи на наявні тенденції у споживанні електроенергії у світі та їх істотний вплив на Україну у повоєнний період, необхідно переглядати прогнозні показники наступної Енергетичної стратегії відповідно до фактичних потреб.

На рис. 2 наведено інформацію про терміни експлуатації енергоблоків на АЕС України станом на 01.01.2023. З 15 енергоблоків 12 (80 %) вже відпрацювали 30-річний проєктний термін експлуатації, і на сьогодні їх

експлуатація відбувається у понадпроектні терміни. Для порівняння: у світі станом на 01.01.2022 з 442 енергоблоків, які перебували в експлуатації, 300 (68 %) перетнули межу 30-річного терміну експлуатації [1].

Отже, можна констатувати, що для підтримання рівня встановленої потужності енергоблоків на АЕС України з урахуванням обмеженого терміну експлуатації енергоблоків у понадпроектні терміни необхідна програма будівництва нових ядерних енергоблоків в Україні.

Оптимальний сценарій розвитку ядерної енергетики в Україні, який враховує світовий досвід з продовження експлуатації енергоблоків типу ВВЕР, ґрунтується на припущенні, що енергоблоки АЕС можна безпечно експлуатуватися до 50—60 років. Тому консервативна оцінка передбачає, що зупинку енергоблоків можна очікувати з 2030 р. Таким чином, у разі застосування консервативного підходу дослідження щодо вибору сучасної реакторної технології вже мали б завершитися.

Сучасні реакторні технології. Станом на 2023 р. серед апробованих у світі реакторних технологій, які можуть бути впроваджені в Україні відповідно до вимог нормативно-технічної документації [2], вибір обмежено трьома проектами: 1) проєкт AP1000 компанії Westinghouse; 2) проєкт EPR-1750; 3) проєкт ВВЕР 1200 Росатома.

Енергоблоки цих трьох проєктів уже побудовані та експлуатуються понад 5 років, а отже, їх можна вважати апробованими досвідом експлуатації.

Зазначені проєкти реакторних установок належать до покоління III+ і характеризуються високими показниками безпеки, досягнутими завдяки широкому впровадженню пасивних систем безпеки, а також вирішенню питання локалізації розплаву ядерного палива активної зони реактора в разі малоймовірних аварійних подій. Таким чином забезпечено умови експлуатації енергоблока, за яких гарантується, що радіаційні наслідки від можливої серйозної аварії обмежуватимуться лише територією самої АЕС.

Техніко-економічні й безпекові показники експлуатації реакторних установок покоління III+ можна оцінити на основі аналізу доступної інформації про загальне виробництво електроенергії та аномальні події на енергоблоках, які перебувають у стані експлуатації, за останні три роки (табл. 2).

Серед основних експлуатаційних подій, що сталися на зазначених у табл. 2 реакторних установках, слід відзначити такі:

- AP1000 — на блоці № 2 АЕС Саньмень заміна головного циркулярного насоса тривала 8 місяців;

- EPR-1750 — на блоці № 2 АЕС Тайшань сталося підвищення активності теплоносія 1-го контуру внаслідок розгерметизації твелів; час вимушеного простою становив 2 місяці;

- ВВЕР-1200 — на двох з чотирьох енергоблоків на першому році експлуатації були відмови генераторного обладнання; блоки перебували у вимушеному простої від 2 до 7 місяців.

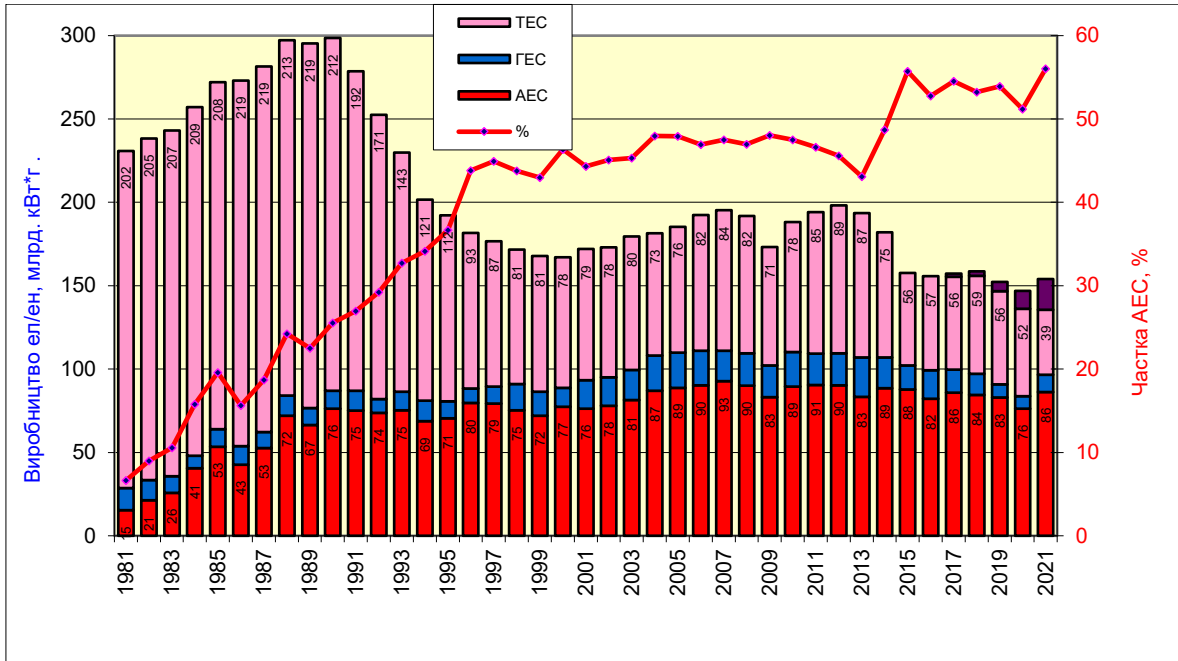


Рис. 1. Обсяги виробництва електроенергії на енергетичних об'єктах України у період з 1981 по 2021 р

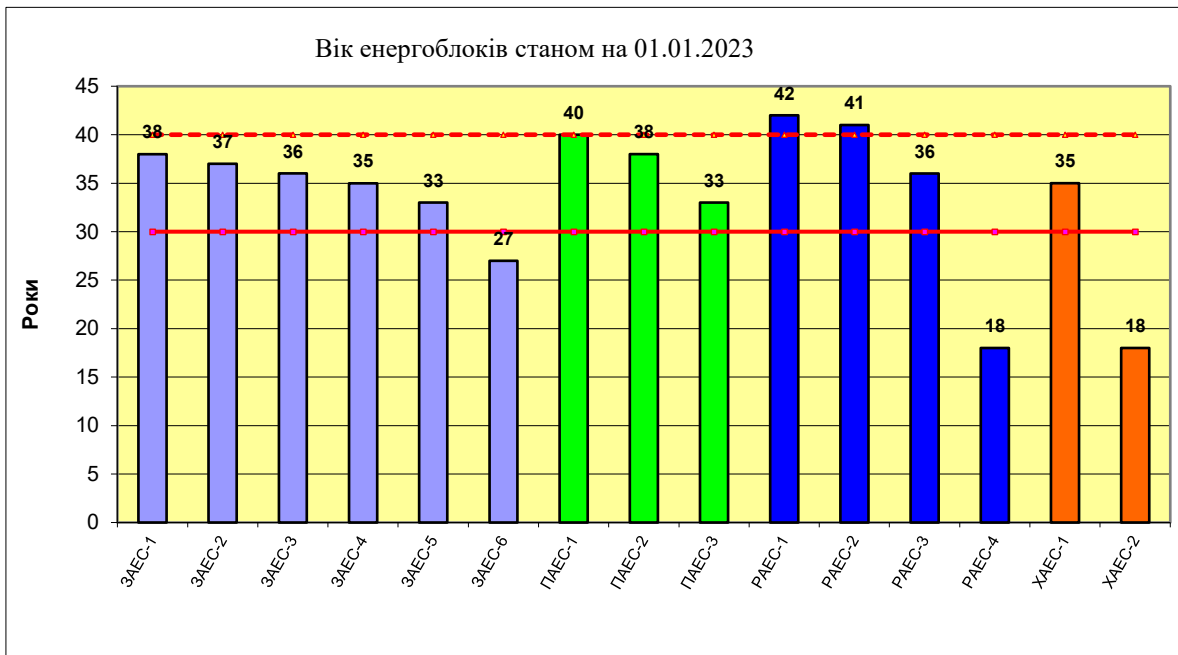


Рис. 2. Вік енергоблоків АЕС України станом на 01.01.2023 р

Строки будівництва перших енергоблоків покоління III+ перевищують проектні і становлять 8—10 років.

Ядерна енергетика є однією з найконсервативніших енергетичних галузей і, як вважають, уже досягла вершини свого розвитку. За останні приблизно 30 років зовнішній спостерігач не помітив би змін у ключових технологіях — одні й ті самі тепловидільні збірки з твелів, що передають теплову енергію теплоносію, з подальшим перетворенням теплової енергії на електричну.

Таблиця 2. Коефіцієнт використання встановленої потужності за перші роки експлуатації енергоблоків з реакторними установками покоління III+

Рік	Тип реакторної установки									
	AP1000				EPR-1750		ВВЕР-1200			
	S-1	S-2	H-1	H-2	T-1	T-2	NV-1	NV-2	L-1	L-2
2019	0,89	0,09	0,96	1,01	0,82	0,37	0,74	0,36	0,76	0,00
2020	0,86	0,87	0,89	0,92	0,63	0,86	0,78	0,78	0,81	0,07
2021	0,93	0,90	0,93	0,94	0,52	0,75	0,77	0,75	0,92	0,90
2022	0,87	0,91	0,97	0,99	0,28	0,57	0,77	0,81	0,83	0,80

Примітка. S-1, S-2 — енергоблоки, встановлені на Sanmen NPP (АЕС Саньмень, Китай); H-1, H-2 — на Haiyang NPP (АЕС Хаян, Китай); T-1, T-2 — на Taishan NPP (АЕС Тайшань, Китай); NV-1, NV-2 — на Нововоронезькій АЕС (РФ); L-1, L-2 — на Ленінградській АЕС (РФ)

Інноваційні проекти ядерних реакторів. Міжнародний проект з інноваційних ядерних реакторів і паливних циклів (INPRO), який зараз реалізується, є невід'ємною частиною регулярної програми Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ). Його цілі сформульовано так:

- сприяння забезпеченню доступності ядерної енергії для сталого задоволення енергетичних потреб ХХІ ст.;
- об'єднання власників технологій і користувачів для спільного обговорення міжнародних і національних дій, спрямованих на досягнення необхідного рівня інновацій у ядерних реакторах і паливних циклах.

У рамках проекту INPRO з початку 2000-х років розпочато дослідження шести «революційних» концепцій реакторних установок четвертого покоління (покоління IV), кожна з яких по-своєму зрушує парадигму ядерної енергетики в той чи інший бік. Перелічимо ці інноваційні реакторні технології:

- 1) реактор на швидких нейтронах з газовим охолодженням (gas-cooled fast reactor — GFR);
- 2) реактор на швидких нейтронах зі свинцевим теплоносієм (lead-cooled fast reactor — LFR);
- 3) реактор на швидких нейтронах з натрієвим охолодженням (sodium-cooled fast reactor — SFR);
- 4) рідкосольовий реактор (molten salt reactor — MSR);
- 5) реактор із надкритичними параметрами води (supercritical water reactor — SCWR);
- 6) високотемпературний реактор (very-high-temperature reactor — VHTR).

Важливо зазначити, що всі ці концепції виникли не у 2000-х роках, а ще в період зародження ядерної індустрії, але тоді програли в конкурентній боротьбі реакторам з водою під тиском.

Четверте покоління ядерних реакторів має стати певним проривом і виходом з «глухого кута», в якому сьогодні опинилася світова ядерна енергетика. Для цього необхідно вирішити одразу кілька суперечливих завдань — не

втратити в безпеці ядерного реактора, поліпшити його економічні показники і розв'язати проблему переходу від використання ^{235}U до ^{238}U .

Після більш як 20 років досліджень у галузі інноваційних реакторних технологій наразі поки що тривають роботи на прототипах реакторних установок. Найважливішими з досягнутих на сьогодні результатів є такі:

- у Китаї в 2021 і 2022 рр. введено в експлуатацію по одному енергоблоку високотемпературного реактора VHTR потужністю по 200 МВт на АЕС Шідаовань (Shidao Bay NPP);

- у 2021 р. в РФ розпочато будівництво реактора на швидких нейтронах зі свинцевим теплоносієм БРЕСТ-300 (быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем).

Проекти малих модульних реакторів. Малі модульні реактори (ММР) — це сучасні ядерні реактори потужністю до 300 МВт (ел.) на енергоблок. Деякі з переваг ММР пов'язані з їх конструкцією — вони невеликі і модульні. ММР можна розміщувати в місцях, які не підходять для будівництва потужних АЕС. Збірні модулі ММР можна виготовити заздалегідь, а потім привезти і встановити на майданчику, тобто їх використання є більш доступним, ніж реакторів великої потужності.

Порівняно з реакторними установками, які вже експлуатуються, пропонувані конструкції ММР є загалом простішими, а концепція безпеки для ММР більшою мірою спирається на пасивні системи і такі властиві цим реакторам внутрішні характеристики безпеки, як мала потужність та низький робочий тиск. Це означає, що для відключення систем не потрібне втручання людини або зовнішньої енергії чи сили, оскільки пасивні системи покладаються на фізичні явища, такі як природна циркуляція, конвекція, гравітація та створення підвищеного тиску. Завдяки цьому в деяких випадках усувається або значно знижується ймовірність небезпечних радіоактивних викидів у навколишнє середовище та контакту з ними населення в разі аварії.

Однак станом на 2022 р. погляди деяких фахівців щодо розв'язання енергетичних проблем України на основі «перспективних» технологій ММР ще не мають належного техніко-економічного і наукового обґрунтування, а також не підтверджуються необхідною практичною апробацією, оскільки у світі такі реактори ще тільки розробляються. Сьогодні можна лише констатувати, що виробництво електроенергії із застосуванням технологій ММР буде дорожчим порівняно з використанням традиційної, апробованої технології експлуатації енергоблоків потужністю 500—1000 МВт.

Технологію ММР широко обговорюють у науково-технічних публікаціях як один зі шляхів можливого перспективного розвитку ядерної енергетики. Однак появу першого енергоблока, побудованого за технологією ММР, можна очікувати не раніше ніж через 5—6 років, а результати референтного досвіду з експлуатації першого блока — ще приблизно через 5 років.

Станом на 2022 р. поки що єдиним проектом ММР, який пройшов основні етапи ліцензування в Комісії з ядерного регулювання (NRS) США, є проект NuScale. Слід зазначити, що процес ліцензування в NRC пройшов проект

NuScale потужністю 50 МВт, який поки що не планується до будівництва. Що стосується запланованого до будівництва проєкту NuScale потужністю 77 МВт, то подання документів у NRC для отримання ліцензії на його будівництво і експлуатацію заплановано лише на січень 2024 р. Тому в найкращому випадку перший модуль NuScale може бути побудовано у США через 6—7 років.

Слід підкреслити, що зміна потужності проєкту NuScale відбувалася вже неодноразово: спочатку, у 2003 р. вона становила 35 МВт, у 2009 р. — 40 МВт, у 2016 р. — 50 МВт (саме цей проєкт проходив ліцензування в NRC), у 2018 р. — 60 МВт, а поки що останній на сьогодні проєкт має потужність 77 МВт.

Крім того, у NRC залишилися такі питання до проєкту NuScale [1]:

- конструкція парогенератора (її не апробовано);
- несвоєчасне спрацювання системи аварійного охолодження активної зони;
- аналіз аварій з розчиненням бору в нижній камері змішування реактора.

Отже, терміни реалізації проєкту NuScale переносяться, а в процесі ліцензування було виявлено різні проблеми з безпекою. Тому можна очікувати нові затримки.

Проєкт NuScale — це єдиний проєкт, який фінансово підтримується Департаментом енергетики (DOE) США. Станом на березень 2020 р. федеральний уряд США виділив на нього 314 млн дол. США при загальних витратах на проєкт 957 млн дол. США [3]. Враховуючи затримки в реалізації проєкту NuScale Департамент енергетики погодився надати для його виконання «нові багаторічні асигнування Департаменту енергетики США у номінальній сумі 1,4 мільярда доларів» [3].

Що стосується вартості електроенергії, яка вироблятиметься на АЕС з модулями NuScale, то її нижня межа становить \$58/МВт г, а верхня — \$110/МВт г.

Крім того, при оцінюванні безпеки проєктів ММР необхідно враховувати такі аспекти:

- обсяги відпрацьованого ядерного палива на одиницю виробленої енергії будуть приблизно у 1,5—2 рази більшими, ніж у сучасних реакторних установках;
- обсяги радіоактивних відходів на одиницю виробленої енергії під час експлуатації, а також зняття з експлуатації ММР будуть у 2—30 разів більшими порівняно із сучасними реакторними установками [3, 4].

Отже, доцільність прийняття рішень щодо впровадження технології малих модульних реакторів в Україні може бути науково обґрунтованою лише після аналізу реальних техніко-економічних показників, що стане можливим у разі реалізації проєктів ММР в інших країнах.

Підвищення ефективності використання наявного парку ВВЕР. В Енергетичній стратегії України на період до 2035 року серед основних заходів з реалізації стратегічних цілей у сфері генерації електроенергії передбачено, зокрема, такі [1]:

- реалізація програм зі збільшення ефективності використання потужностей державних підприємств, зокрема підвищення КВВП АЕС (КВВП — коефіцієнт використання встановленої потужності);

- вибір реакторних технологій для будівництва нових атомних енергоблоків на заміщення потужностей АЕС, які виводитимуться з експлуатації після 2030 р.

Розглянемо окремо кожен з цих позицій.

Основою ядерної енергетики України є реакторні установки ВВЕР-1000. Всього станом на 2022 р. в стані експлуатації перебувають 35 енергоблоків з ВВЕР-1000 в шести країнах світу. Це Україна, Болгарія, Чехія, Китай, Індія, РФ [2].

Для того щоб оцінити ефективність використання реакторних установок з ВВЕР-1000 в Україні, необхідно порівняти основні показники експлуатації цих реакторних установок, насамперед ті, що визначають їхню економічну ефективність. Одним з таких показників є обсяг виробленої електроенергії на різних реакторних установках з ВВЕР-1000 за останні роки. Такий аналіз дасть змогу порівняти і КВВП різних енергоблоків.

Серед усіх енергоблоків з ВВЕР-1000 для аналізу виберемо по 2 енергоблоки з України, Болгарії, Чехії, Китаю і РФ. Критерій відбору — найбільш сучасні енергоблоки.

Отже, в цьому разі до списку потрапляють такі енергоблоки (табл. 3):

- Україна — енергоблок № 2 Хмельницької АЕС, енергоблок № 4 Рівненської АЕС;
- Болгарія — енергоблоки № 5 і № 6 АЕС Козлодуй (Kozloduy NPP);
- Чехія — енергоблоки № 1 і № 2 АЕС Темелін (Temelin NPP);
- Китай — енергоблоки № 1 і № 2 АЕС Тяньвань (Tianwan NPP);
- РФ — енергоблоки № 1 і № 2 АЕС Ростовської АЕС.

Таблиця 3. Обсяги виробництва електроенергії на енергоблоках з ВВЕР-1000 за 2010—2021 рр., млн кВт·г

Параметр	Енергоблоки ВВЕР-1000									
	R-4	Kh-2	T-1	T-2	K-5	K-6	R-1	R-2	TW-1	TW-2
Усього	74498	77845	85930	84008	90267	90132	92926	84137	91269	92424
Середнє	6208	6487	7161	7001	7522	7511	7744	7649	7606	7702

Примітка. R-4 — енергоблок № 4 Рівненської АЕС; Kh-2 — енергоблок № 2 Хмельницької АЕС; T-1, T-2 — енергоблоки № 1 і № 2 АЕС Темелін (Чехія); K-5, K-6 — енергоблоки № 5 і № 6 АЕС Козлодуй (Болгарія); R-1, R-2 — енергоблоки № 1 і № 2 Ростовської АЕС (РФ); TW-1, TW-2 — енергоблоки № 1 і № 2 АЕС Тяньвань (Китай)

Результати порівняння загального обсягу виробництва електроенергії за тривалий період разом з порівнянням КВВП однотипних енергоблоків можуть бути найбільш обґрунтованим показником ефективності організації всіх технологічних процесів на АЕС. З аналізу даних, наведених у табл. 3, можна

зробити певні висновки. По-перше, середній річний обсяг виробництва електроенергії на розглянутих енергоблоках ВВЕР-1000 в Україні на 11—14 % менший, ніж в інших країнах; по-друге, за максимальними показниками виробництва електроенергії за останні 12 років на ХАЕС-2 і РАЕС-4 електроенергії виробляється на 15—20 % менше, ніж на ВВЕР-1000 в інших країнах.

Отже, лише завдяки впровадженню передових технологій експлуатації ВВЕР-1000 на АЕС України можна додатково виробляти до 15 млрд кВт·г, що еквівалентно обсягу електроенергії, який може бути вироблений на двох нових енергоблоках потужністю по 1000 МВт.

Перспективна реакторна технологія на базі проєкту AP1000. Станом на 2022 р. серед проєктів реакторних установок, що належать до покоління III+, реакторна установка AP1000 компанії Westinghouse є найбільш привабливою для енергетики України за багатьма аспектами:

- 1) реактор AP1000 ліцензовано в США, Канаді і деяких інших країнах;
- 2) чотири енергоблоки з реактором AP1000 понад 5 років експлуатуються на двох АЕС у Китаї (Sanmen-1, 2, Haiyang-1, 2);
- 3) у США на АЕС Vogtle триває будівництво другого енергоблока з реактором AP1000; фізичний пуск першого енергоблока відбувся 01 березня 2023 р.;
- 4) реактор AP1000 має електричну потужність 1150 МВт, яка є найменшою серед інших реакторів нового покоління: EPR-1750, APR-1400, ВВЕР-1200. Таким чином, потужність AP1000 становить майже 10 % сумарної потужності всіх джерел електропостачання в нічний мінімум літнього електроспоживання в Україні, відповідно, і вимоги до «гарячого» резерву є менш жорсткими;
- 5) економічні показники експлуатації AP1000 у Китаї є хорошими. Наприклад, коефіцієнт використання встановленої потужності перебуває в діапазоні 90—99 %, що є одним з найкращих показників серед АЕС світу [2].

Станом на 2022 р. реактор AP1000 є найбільш апробованим серед інших проєктів реакторів покоління III+, зокрема тому, що в проєкті широко використовують наявні на сьогодні технології та пасивні системи безпеки. У конструкції реактора зменшено кількість компонентів, у тому числі труб, кабелів, електроарматури. Порівняно з попередніми проєктами компанії Westinghouse в проєкті AP1000 кількість клапанів, пов'язаних із системами безпеки, зменшено на 50 %; насосів — на 35%; трубопроводів, пов'язаних із системами безпеки, — на 80 %; кабелів систем керування — на 85 %; будівельний об'єм — на 45 %.

Однак у AP1000 є також і проблемні моменти, а саме:

- 1) відомо про проблеми з головним циркуляційним насосом як на етапі попередніх випробувань, під час яких було виявлено пошкодження різних елементів ГЦН, так і в процесі промислової експлуатації на Sanmen-2. У 2019 р. на Sanmen-2 відмовив один з ГЦН, для заміни якого знадобився майже рік;
- 2) для перших шести енергоблоків, які вже практично побудовано (4 — в Китаї, 2 — у США), реальні терміни будівництва значно перевищують проєктні.

Так, середні строки будівництва енергоблоків з AP1000 в Китаї реально становлять 8—9 років порівняно з проєктними 4 роками. У США енергоблоки з AP1000 також будуються вже 10 років [1];

3) питання щодо вартості будівництва також не з'ясоване. Станом на кінець 2021 р. загальна вартість будівництва двох енергоблоків з AP1000 на АЕС Vogtle вже перевищує \$25 млрд;

4) логістичне питання щодо доставки на майданчик АЕС великогабаритних конструкцій і обладнання. Діаметр корпусу реактора AP1000 в районі патрубків — близько 5 м, а діаметр парогенератора — близько 6 м. Тому традиційна схема доставки обладнання залізницею неможлива, і для майданчиків ХАЕС, РАЕС і ПАЕС необхідно вирішувати проблему доставки вантажів автотранспортом на великі відстані (понад 100 км).

Станом на 2022 р. енергоблоки з AP1000 в інших країнах не будують. У 2016 р. на рівні керівництва США та Індії було зроблено заяву про наміри щодо будівництва 6 енергоблоків з AP1000 в Індії у штаті Андхра Прадеш, однак до практичних кроків сторони поки що не перейшли. Відомо також про наміри Польщі побудувати 6 реакторів американського виробництва, про що було заявлено у 2020 р., але у 2023 р. з'явилися повідомлення про плани побудувати 3 енергоблоки з AP1000.

У самих США було видано 14 ліцензій на будівництво AP1000: по 2 енергоблоки на АЕС Bellefonte, Levy Country, V.C. Summer, Vogtle, W.S. Lee, Turkey Point, Harris. Як відомо на сьогодні, будівництво ведеться лише на АЕС Vogtle, на АЕС V.C. Summer будівництво припинено у 2018 р. Отже, за останні 9 років, починаючи з 2013 р., нове будівництво енергоблоків з AP1000 не починалося. Велика Британія на тендері у 2018 р. обрала технологію EPR-1750 для будівництва заміщуючих потужностей на АЕС Hinkley Point [2].

Підсумовуючи наведену інформацію, можна погодитися з визначенням технології AP1000 як пріоритетної реакторної технології легководних реакторів великої потужності для подальшого врахування при формуванні стратегії розвитку ядерної енергетики України. Проте цей вибір зроблено на основі експертних оцінок згідно з використаним методом багатокритеріального аналізу безпеки. А до експертних оцінок завжди є багато питань. Науковці Інституту проблем безпеки АЕС НАН України мають досвід не лише у використанні методу багатокритеріального аналізу, а й у практичних роботах з розроблення пристроїв для реакторів AP1000, оскільки ці роботи виконувалися для китайських АЕС, а також у застосуванні нових видів бетонних сумішей для біологічного захисту. Вважаємо, що досвід наукових установ НАН України буде враховано під час прийняття рішення про будівництво нових ядерних енергоблоків.

Усі ми розуміємо важливість інноваційних технологій для підтримки й розвитку ядерної енергетики. Ядерна енергетика у світі розвивається лише завдяки науково-технічному прогресу. Прикро про це говорити, але в Україні нічого не робиться, щоб підняти інноваційну діяльність у ядерній галузі на відповідний рівень. Поки що «інноваційна діяльність», на жаль, зводиться до

закупівлі за кордоном наявних і не завжди прогресивних технологій та обладнання. В результаті маємо знищення національних наукових шкіл і занепад наукових інституцій.

Доцільним є використання в Україні досвіду Китаю, набутого при спорудженні 4 енергоблоків з AP1000. Наприклад, середній рівень локалізації при будівництві у Китаї цих енергоблоків становив у середньому 55 %. При цьому на першому з чотирьох енергоблоків Sanmen-1 рівень локалізації був 25 %, а на четвертому Haiyang-2 — вже 70 %. Слід також звернути увагу й на відому незгодженість між американськими і китайськими партнерами при внесенні змін у проектну документацію. Загалом тільки за період з 2009 до 2013 р. у проєкт енергоблока Sanmen-1 було внесено 18 000 змін.

Висновки. Проведено науково-технічний і техніко-економічний аналіз реакторних технологій і окремих проєктів реакторних установок, які станом на 2022 р. вважають перспективними для ядерної енергетики. Серед розглянутих проєктів є і такі, що тільки розробляються (INPRO, MMP), і ті, що вже перебувають в експлуатації (AP1000, EPR-1750, ВВЕР-1200).

Наведено результати порівняльного аналізу роботи різних реакторних установок з ВВЕР-1000 за основним економічним показником ефективності — обсягом виробництва електроенергії. Зроблено висновок, що в разі впровадження передових світових технологій і підходів до організації технологічних процесів на реакторних установках з ВВЕР-1000 на АЕС України можна додатково виробляти до 15 млрд кВт·г електроенергії на рік, що зіставне з річним виробництвом електроенергії на двох нових енергоблоках потужністю 1000 МВт.

На основі порівняльного аналізу основних техніко-економічних показників сучасних реакторних технологій, які належать до покоління III+ і вже перебувають у стадії експлуатації, а саме AP1000, EPR-1750, APR-1400, ВВЕР-1200, перевагу віддано технології AP1000.

Вибір технології AP1000 як пріоритетної для подальшого врахування при формуванні стратегії розвитку ядерної енергетики України є прийнятним, але цей вибір потребує підтвердження з боку експлуатуючої організації з проведенням необхідних процедур узгодження відповідного ТЕО та інших заходів згідно з чинним законодавством України.

При обґрунтуванні рішення щодо вибору AP1000 необхідно звернути увагу на вже відомі проблемні питання, які виникли в процесі впровадження цієї технології Westinghouse, а також на досвід Китаю з будівництва AP1000.

Станом на 2023 р. прийняття рішень щодо вибору для впровадження в Україні будь якого з проєктів малих модульних реакторів є передчасним і науково не обґрунтованим.

При формуванні тематики фундаментальних і прикладних наукових досліджень варто передбачати пріоритетні завдання, спрямовані на вирішення питань, пов'язаних з розвитком ядерної енергетики. Крім того, слід забезпечити подальше виконання прикладних досліджень з розроблення наукової і техніко-

економічної основи оптимального вибору перспективних ядерних установок для України.

Список літератури [References]

1. Energy strategy of Ukraine until 2035 "Safety, energy efficiency, competitiveness". Order of the Cabinet of Ministers of Ukraine No. 605 of 18.08.2017 (in Ukrainian). <https://bit.ly/3LfdCWq> [Енергетична стратегія України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність». Розпорядження КМУ № 605-р від 18.08.2017.]
2. The Database on Nuclear Power Reactors. <https://pris.iaea.org/pris/>
3. Ramana M.V. Eyes Wide Shut: Problems with the Utah Associated Municipal Power Systems Proposal to Construct NuScale Small Modular Nuclear Reactors. Oregon Physicians for Social Responsibility. Oregon PSR, 2020. <https://bit.ly/401HXf4>
4. Krall L.M., Macfarlane A.M., Ewing R.C. Nuclear waste from small modular reactors. *PNAS*. 2022. **119**(23): 1—12. <https://doi.org/10.1073/pnas.2111833119>

DEVELOPMENT OF NUCLEAR ENERGY IN UKRAINE - PERSPECTIVES AND PROBLEMS

Borysenko Volodymyr

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the NAS of Ukraine, Kyiv
vborysenko@ispnpp.kiev.ua*

The article provides information on the current state of nuclear energy in Ukraine and the world, analyzes the general trends that are observed in the electric power industry. Currently, 12 out of 15 power units of Ukrainian NPPs are already operating beyond design life, so in 10–20 years the time will come for their decommissioning, therefore the question of a reasonable choice of promising reactor technology for its further implementation in Ukraine is relevant. The technical and economic parameters of modern reactor units, both already implemented at nuclear power plants in the world, and those under development, which can be competitive if they are successfully implemented, are considered. Such projects include innovative fourth-generation reactor units and small modular reactors. The problematic issues of the prospects for the introduction in Ukraine of not yet tested reactor technologies are discussed. The analysis of the technical and economic indicators of VVER-1000 in different countries has been carried out. Problematic issues of the most proven design of the Westinghouse AP1000 generation III+ reactor are considered.

Keywords: *reactor technologies, innovative nuclear reactors, generation IV nuclear reactors, small modular reactors, VVER-1000, AP1000.*

КОНЦЕПТУАЛЬНІ ЗАСАДИ ВПРОВАДЖЕННЯ МАЛИХ МОДУЛЬНИХ РЕАКТОРІВ В УКРАЇНІ

Верховцев Валентин, Деміхов Юрій, Забулонов Юрій, Тищенко Юрій

Державна установа «Інститут геохімії навколишнього середовища
Національної академії наук України», м. Київ, e-mail: igns@nas.gov.ua

Що таке ММР?

Малі модульні реактори (ММР) – новітня технологія створена на основі реакторів третього покоління (у перспективі – четвертого), яка почала привертати до себе посилену увагу в останнє десятиліття і зараз стрімко розвивається.

Згідно з визначенням Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) [1], до малих реакторів належать реактори, які мають потужність <300 МВт(е), або <1000 МВт(т) на реактор і складаються з модулів, які перед поставкою та монтажем на майданчику серійно виготовляються на заводі виробника. ММР призначені для виробництва електроенергії, технологічного тепла, опріснення води і розраховані на використання кількох модулів, залежних від однієї інфраструктури. Технології ММР можуть включати реактори з різними типами охолодження: водяним, високотемпературним газом, рідкометалевим, розплавленими солями. ММР можуть бути наземними, підземними, підводними, або плавучими атомними електростанціями (ПАЕС).

Останнім часом серед ядерних установок виділяють також мікрореактори (МР), які мають ще меншу потужність (одиниці чи десятки МВт), тобто на даний час прийнята наступна класифікація:

1. великі; 2. малі; 3. мікро.

Як впливає з назви, ММР є:

малими – тому що вони значно менші за традиційні ядерні енергетичні реактори;

модульними – тому що системи і модулі виготовляються і збираються на підприємстві що дозволяє їх перевозити єдиним блоком для встановлення на місці промислового застосування;

реакторами – тому що у них використовується ядерний поділ для виділення тепла з метою одержання енергії.

Зараз у світі розробляється понад 80 комерційних проєктів створення ММР, які знаходяться на різних стадіях наукової розробки, етапах проєктування, розраховані на різну продуктивність та різні галузі застосування (електроенергетика, гібридні енергетичні системи, опалення, опріснення води, промислова парогенерація, металургія, термохімія, виробництво водню тощо).

Переваги ММР походять від «малого» та «модульного» характеру їхнього дизайну. Їх невеликий розмір означає, що їх можна розмістити в місцях, непридатних для великих атомних електростанцій. Збірні блоки можуть бути виготовлені, а потім доставлені та встановлені на місці. Це робить їх більш

доступними для застосування, ніж традиційні реактори, які зазвичай розробляються спеціально для конкретних місць, що потребує значних капіталовкладень, тривалого проєктування, експертизи та будівництва. ММР можуть встановлюватися як кожен окремо, так і у багатомодульному варіанті (при цьому експлуатується певна кількість однакових реакторів на спільному майданчику, які використовують спільну інфраструктуру, систему фізичного захисту, персонал тощо). Таким чином, технологія ММР придатна для поступового розгортання відповідно до зростання попиту на енергію.

Вища надійність ММР забезпечується використанням пасивних систем безпеки при меншій потужності реакторів та нижчому тиску робочої зони. Пасивні системи використовують такі фізичні явища, як природна циркуляція, конвекція, гравітація та тиск, що дозволяє автоматично відключати критичні системи реактора при загрозі надзвичайної ситуації; теоретично це означає, що втручання людини не потрібне.

Історія та передумови

Прийнято виділяти кілька етапів розвитку технологій ядерно-енергетичного комплексу (ЯЕК). На даний час у світі функціонують реактори переважно другого покоління, створення яких розпочалося ще у 70-ті роки минулого століття. Очікується, що сучасний етап розвитку ЯЕК триватиме ще кілька десятиліть [2], протягом яких основні обсяги енергогенерації забезпечуватиметься за рахунок експлуатації вже існуючих водо-водяних реакторів (зараз вони продукують майже 70 % ядерної енергогенерації). Тривалий час домінувала точка зору, що найпростішим і найефективнішим засобом покращання економічних показників АЕС та забезпечення зростаючих енергетичних потреб є збільшення потужності ядерного реактора без принципової зміни його систем, тому можна очікувати продовження будівництва модернізованих реакторів традиційних типів. Проте, наразі не існує технологічної розробки, котра б передбачала істотне (на порядок) збільшення потужності без шкоди показникам ядерної та радіаційної безпеки. Водночас, у США, Японії, Південній Кореї та деяких європейських країнах розробляються і вводяться в дію реактори третього покоління, які мають ряд привабливих переваг, перш за все – вищі рівні безпеки та мінімальний вплив на довкілля. Основною відмінністю реакторів третього покоління є наявність вже згаданих елементів пасивного захисту. Водночас, вже ведуться концептуальні розробки реакторів четвертого покоління.

Реактори третього покоління можна умовно поділити на два класи: реактори великої потужності та ММР. Ряд країн, перш за все – США, мають значний досвід створення ММР у військових цілях. Таким чином, нові розробки спроможні цілком вдало поєднувати технологічні переваги реакторів третього покоління і накопичений досвід створення реакторів для військової галузі.

Переваги та невизначеності

Як зазначалося, перспективи використання ММР пов'язані не лише з виробництвом недорогої електроенергії для енергозабезпечення в масштабі

всієї країни, але і з тепло- та електроенергетичним забезпеченням окремих міських агломерації (комунальна сфера) та окремих промислових підприємств (приватна сфера).

Основні переваги ММР, порівняно з традиційними великими АЕС, – безпека та економічність – пов’язані з такими їх особливостями:

- використання інтегральних конструкцій;
- спрощена архітектура;
- стандартизована конструкція;
- внутрішня притаманна безпека;
- зменшена сумарна радіоактивність активної зони;
- менші розміри активної зони дозволяють спростити систему безпеки;
- кращі можливості в області модульного виконання і технологічності виготовлення;
- підвищена гнучкість.

Оскільки технології ММР швидко розвиваються, з високою імовірністю можна очікувати і зростання переваг та привабливості ММР. Так само імовірно, що зменшуватимуться потенційні недоліки та невизначеності, які перелічені нижче:

1. Собівартість. На даний час заявлені орієнтовні витрати на створення (проектування, розробку, виробництво, монтаж, запуск) одного реактора потужністю 300 МВт складають 1 млрд доларів. Очевидно, із налагодженням та відпрацюванням серійного виробництва, кооперації, розвитком суміжних галузей тощо, в ринкових умовах собівартість буде неухильно знижуватись.

2. Технологічні невизначеності. Існують певні, не до кінця відпрацьовані, конструктивні і технологічні аспекти, наприклад, пов’язані з вибором ядерного палива та способом його завантаження-розвантаження. Очікується, що ці невизначеності будуть усунуті під час реалізації пілотних проєктів.

3. Процес поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) при реалізації проєктів ММР потребує окремої уваги. Для тих ММР, які будуть працювати на тому ж паливі, що і традиційні атомні електростанції, поводження з відпрацьованим паливом буде аналогічним як і у випадку великих реакторів. Слід зазначити, що ряд реакторів третього та четвертого поколінь характеризуються вищим ступенем вигорання палива і вищою ефективністю його використання, що знижує обсяги ВЯП.

4. Прогалини у законодавчій і нормативній базі. На сьогоднішній день це важлива проблема, яка може бути поступово вирішена шляхом аналізу та урахування досвіду реалізації пілотних проєктів, які виконують провідні світові компанії-розробники ММР. На час підготовки цієї статті МАГАТЕ не встановлені вимоги до безпеки ММР, що гальмує їх впровадження. Підготовка та імплементація відповідної національної нормативно-правової бази є ключовою проблемою створення ММР в Україні.

5. Невизначена суспільна позиція, насторожене ставлення «зеленої» громадськості, потенційна негативна реакція з боку місцевих громад.

Коли мова заходить про висвітлення переваг та недоліків ММР, їх прийнято порівнювати з АЕС, що на наш погляд не зовсім вірно, принаймні для таких країн, як Україна, де ядерна енергогенерація є стратегічною галуззю економіки, на якій тримається весь промисловий потенціал країни. ММР є дуже перспективним напрямом посилення цього потенціалу, але повністю замінити АЕС в досяжному майбутньому навряд чи зможе.

Слід враховувати, що компанії-виробники розробляють різні типи ММР, які різняться потужністю, конструктивними особливостями, способом охолодження, а також – призначенням, що робить уніфікований підхід в оцінюванні плюсів і мінусів ММР малопродуктивним.

Компанії, які є лідерами з технічних розробок ММР та найбільш близькі до втілення своїх проєктів у життя, це: NuScale Power, Holtec International, Westinghouse, Hitachi Nuclear Energy, Rolls Roys та інші. Однак, зараз не існує єдиної стратегії розвитку ММР ні у компаній-розробників, ні з боку державних органів. В Україні на даний час ситуація невизначена. НАЕК «Енергоатом» демонструє зацікавленість у заміні ММР енергоблоків АЕС, які доведеться через різний час виводити з експлуатації. Тобто ММР розглядається як ймовірна альтернатива будівництва нових енергоблоків, необхідних для підтримки ядерної енергогенерації.

На даний час не визначено, чи підпадає регулювання впровадження, використання та розміщення ММР до виключної компетенції НАЕК «Енергоатом», чи ці повноваження можуть бути передані іншим інстанціям. 6 лютого 2023 року Верховна Рада прийняла в цілому законопроект № 8067 «Про корпоратизацію держпідприємства НАЕК «Енергоатом». Цим законом пропонується визначити процедуру утворення акціонерного товариства «НАЕК «Енергоатом», 100 % акцій якого належатимуть державі, та порядок функціонування цього товариства.

Паралельно з державним монополістом у галузі ядерної енергетики, певну зацікавленість ММР починають проявляти потужні приватні промислово-енергетичні холдинги, такі як ДТЕК. Це пов'язане, у першу чергу, з такою особливістю певних типів ММР, як можливість їх т. зв. «не електроенергетичного» використання, тобто для паралельного або виключного виробництва тепла.

Стратегія Державної інспекції ядерного регулювання України «ДІЯР» полягає в очікуванні результатів реалізації проєктів ММР від провідних компаній-виробників та напрацьованої нормативної бази від країн-лідерів з впровадження цієї діяльності.

Де ММР можуть бути корисні?

Використання ММР повинно виходити з прогностичної оцінки потреб України у період повоєнного відновлення та подальшої соціально-економічної розбудови країни. Аналіз наявної інформації показує, що можна виділити такі основні способи потенційного розміщення ММР:

- на промайданчиках нині діючих АЕС НАЕК «Енергоатом»;
- поблизу або в межах міст і міських агломерацій;

- на промайданчиках крупних промислових підприємств – споживачів значних обсягів електроенергії та/або тепла;
- на прибережних зонах акваторій морів і водосховищ.

Необхідно зазначити, що вказані потенційні напрями використання ММР можуть нівелювати роль НАЕК «Енергоатом» як державного монополіста у сфері атомної енергогенерації, і звичайно потребують відповідної законодавчої бази.

Нижче розглянемо способи використання ММР детальніше.

1) Доцільність розміщення ММР на промайданчиках АЕС.

НАЕК «Енергоатом» неодноразово офіційно висловлював зацікавленість у реалізації пілотного проєкту з розміщення одного чи кількох модулів малих реакторів на промайданчику діючих АЕС, зокрема – Південноукраїнської. НАЕК розглядає ММР у двох аспектах: 1) як компенсатор ймовірного (чи вже існуючого) дефіциту енергогенерації та 2) як заміну будівництва нових енергоблоків замість тих, які будуть виводитися з експлуатації у недалекому майбутньому. Тобто, у цьому варіанті ММР планується використовувати як ще одну складову існуючої атомної енергогенерації.

За повідомленнями фахівців НАЕК, впровадження ММР економічно більш виправдане порівняно з будівництвом нових традиційних енергоблоків, крім того не потребує значних початкових капіталовкладень і значно простіше в організаційному плані.

Переваги такого способу розміщення ММР очевидні: готові промайданчики та інфраструктура; діючі магістральні лінії електроенергопостачання (ЛЕП); наявність кваліфікованого персоналу; відсутність або незначні рівні екологічних обмежень.

На нашу думку, вибір майданчика Південноукраїнського енергокомплексу (ПУЕК) для пілотного проєкту з розміщення ММР є вдалим і цілком виправданим, у т.ч. завдяки наявності гідроакумуючих потужностей Ташлицької ГАЕС, які забезпечують високу маневреність процесу енерговиробництва.

2) Доцільність розміщення ММР в містах та поблизу крупних міських агломерацій для ефективного забезпечення комунальних потреб у електро- та теплоенергопостачанні у період повоєнного відновлення України.

Одним з першочергових завдань на початку повоєнного відновлення України буде забезпечення належного рівня комунального забезпечення населення зруйнованих та уражених агресором міст. ММР невеликої потужності будуть спроможні оперативно забезпечити потреби в електроенергії та теплі. У даний час необхідно усунути існуючі правові прогалини, які можуть загальмувати цей процес. Процедура повинна включати місцеве громадське обговорення даного питання.

Забезпечення електроенергією та теплом за допомогою ММР крупних міських агломерацій – скоріше всього питання більш довгострокової перспективи.

Окремо стоїть питання відновлення Донбасу, оскільки це – надзвичайно серйозна комплексна проблема. У цьому плані виглядає доцільним використання ММР для поступової заміни вугільних ТЕЦ. Таким чином ММР зможуть достатньо ефективно забезпечувати потреби і населення і сфери виробництва. Проблема ускладнюється тим, що різнострокові перспективи вирішення цього та інших питань Донбасу безпосередньо пов'язані з політичним процесом.

3) Доцільність розміщення ММР на промайданчиках існуючих та відновлюваних крупних промислових державних і приватних підприємств для електроенергетичної та теплової генерації.

Деякі крупні компанії, такі як ДТЕК (Р. Ахметов) чи інвестиційна компанія BGV Group Management (Г. Буткевич), оголосили про свою зацікавленість у впровадженні ММР у виробничі процеси задовго до початку активної фази війни. Очевидно, крупний бізнес добре розуміє переваги і вигоди цієї технології, яка спроможна забезпечити фактичну енергонезалежність великих підприємств-енергоспоживачів.

ММР можуть бути ефективні в галузях, які потребують значних витрат електроенергії чи/та тепла: металургії, хімічній промисловості, або, наприклад, на установках з опріснення морської води.

У питанні використання ММР для обслуговування потреб промислових підприємств ініціатива належить державному чи приватному інвестору. Роль держави, повинна знаходитись у площині нормування та правового регулювання.

4) Доцільність розміщення ПММР (плавучих ММП) в прибережних акваторіях морів та водосховищ Дніпровського каскаду.

Однією з переваг ММР, є їх виробництво у заводських умовах, включаючи й завантаження палива, пуско-налагоджувальні роботи та запуск реактора на виробничих потужностях компанії-розробника. Після завершення планового терміну експлуатації такий реактор може бути повернутим на завод, де виводиться з експлуатації і зупиняється. Після профілактики реактор може бути повторно завантажений паливом і повернутий власнику для подальшої експлуатації. По суті функції власника реактора – експлуатуючої організації – зводяться до дотримання правил безпеки та експлуатаційних регламентів, наданих виробником.

Але існує проблема транспортування реактора. На даний час запропоноване лише одне вирішення цієї проблеми – розміщення ММР на судні – т. зв. «ядерний корабель» (nuclear ship). Судно з ММР приводиться в рух до місця призначення енергією, яку виробляє реактор. МАГАТЕ позитивно оцінює такий варіант ймовірної експлуатації ММР [1]. Такий реактор не може бути демонтований з судна до його зупинки, тому можливий лише один варіант його експлуатації – в межах прибережної акваторії поблизу місця споживання генерованої енергії.

На нашу думку, такий варіант розміщення ММР може розглядатися як пріоритетний на першому етапі повоєнного відновлення країни оскільки

дозволяє швидко і надійно забезпечувати потреби в енергоресурсах міст та промисловості вздовж берегів Чорного і Азовського морів та на водосховищах Дніпровського каскаду, а також подаватися в єдину енергосистему держави. Даний напрям також потребує відповідного нормативно-правового урегулювання та усунення законодавчих перешкод.

Екологічні аспекти

Очевидно, що техніко-економічне обґрунтування вибору місця розташування ММР, його типу та потужності, способу і терміну використання, умов експлуатації та виведення з експлуатації тощо, повинні розглядатися і проходити всі необхідні експертизи та передбачені законодавством процедури в індивідуальному порядку (для кожного модуля і кожного окремого реактора, як це рекомендує МАГАТЕ).

При цьому важливо наголосити на кількох аспектах, викладених нижче.

1) Екологічні процедури підготовчої стадії повинні проводитися з урахуванням того, що порівняно з існуючими АЕС, проекти ММР можуть мати нові конструктивні особливості та відмінності на стадіях заводського виробництва і тестування, будівництва, введення в експлуатацію, а також довгострокової експлуатації та обслуговування.

2) Жодних принципових змін у процесі розгляду проекту для ММР порівняно з проектом АЕС немає. Але екологічні аспекти, пов'язані з розширенням місць потенційного розташування ММР (включаючи підземні, підводні або плаваючі), можуть мати важливий вплив на проектування їх безпеки. Ці нові можливості з вибору місць для розміщення повинні передбачати оцінку вразливості до додаткових конкретних зовнішніх небезпек і явищ навколишнього середовища. Для багатоблокових (модульних) ММР повинні враховуватися потенційні небезпеки, що призводять до одночасного впливу на декілька блоків/модулів на майданчику.

3) Одним з питань, на якому МАГАТЕ акцентує увагу, є вибір чи встановлення зони впливу ММР (за термінологією МАГАТЕ: *EPZ – emergency planning zone – зона планування надзвичайної ситуації*). У випадку багатомодульних ММР пропонується підхід, який ґрунтується на аналізі аварійних сценаріїв. Очевидно, що директивний підхід до встановлення зон впливу для майданчиків з більше, ніж одним ММР, не можуть вважатися виправданими. Для обґрунтування придатності земельних ділянок для створення промайданчиків ММР може бути використано метод оцінки встановленої зони ефективного впливу. Ця зона впливу повинна оцінюватись з точки зору наявності факторів природного та техногенного характеру, які потенційно можуть впливати на ММР – посилювати чи послаблювати наслідки діяльності на довкілля і населення.

4) Проблеми в частині забезпечення фізичного захисту зростають з зв'язку з розширенням вибору місцерозташування. При розміщенні ММР на промайданчиках існуючих АЕС додаткові проблеми створює багатомодульність.

На наш погляд процедура екологічної оцінки розміщення та експлуатації ММР повинна виходити з визначення зони впливу об'єкту, який проєктується. Інший важливий аспект – створення ефективної системи моніторингу та контролю як об'єктової, так і незалежної.

З точки зору екологічного унормування діяльності, необхідно встановити уніфіковані вимоги до зон впливу ММР, які враховуватимуть природно-кліматичні особливості різних фізико-географічних зон України. Ці вимоги можуть базуватися на традиційному для нас директивному підході, або ж на оцінці ефективного впливу (оцінці ризику), як це практикується у ряді країн.

Встановлення зони ефективного впливу для ММР передбачає визначення певних обмежень для іншої діяльності на цих територіях, наприклад відсутність зон відпочинку, вразливих об'єктів соціальної інфраструктури тощо. При цьому слід звернути увагу на такий аспект: екологічне законодавство містить вимоги щодо необхідності оцінювання кумулятивних впливів нової діяльності; збільшення кумулятивного впливу може бути підставою для відхилення проєкту на стадії оцінки впливу на довкілля. Зазначене може створити труднощі, наприклад, під час погодження інсталяції ММР на проммайданчиках діючих АЕС. Зазначимо, що публікації МАГАТЕ не містять рекомендацій щодо можливості встановлення ММР на майданчиках АЕС, хоча й не заперечують таку діяльність. На нашу думку, вказана проблема має бути предметом окремих консультацій з експертами Агенції та відповідними фахівцями за участі органу екологічного контролю. Ймовірно, найкращим вирішенням проблеми може бути програма введення ММР на заміну енергоблокам АЕС, які виводяться з експлуатації.

На які питання необхідно отримати відповіді до прийняття рішення про перспективи впровадження ММР?

Нижче наведені проблемні питання, які, на нашу думку, мають бути вирішені до прийняття рішення про перспективи впровадження ММР в Україні:

1. Гарантії безпеки та надійності. Оскільки на даний час не існує тривалої історії експлуатації ММР, питання гарантування заявлених параметрів повинні розглядатися як обов'язкові не залежно від експертної оцінки проєкту та результатів його ліцензування. Гарантії, які повинні надаватися компанією-виробником чи країною походження ММР, мають бути застраховані міжнародною страховою компанією та/або підкріплені відповідною урядовою угодою.

2. Питання вартості та собівартості. На даний момент питання собівартості енергогенерації на ММР не до кінця з'ясоване. Очевидно, є всі підстави вважати, що по мірі розширення та уніфікації виробництва ціна і самих установок і їх експлуатації знижуватиметься; вартість палива залишається не прогнозованою, вона може як зростати зі збільшенням попиту, так і знижуватися через розробку нових родовищ та вдосконалення технологій видобування (наприклад, підземного вилуговування).

3. Форма розрахунків. Питання полягає у тому, які принципи закупівлі матимуть пріоритет на етапі впровадження ММР, коли ціновий фактор не стабілізований. У принципі можливі різні варіанти придбання ММР, умовно: на заводі, «в порту», «під ключ», або їх проміжні варіанти. Іншим варіантом є закупівля не установок, а енергії шляхом укладання відповідних довгострокових угод (PPAs – power purchase agreements); при цьому компанії-виробнику надається необхідна ділянка(и) після проходження всіх передбачених національним законодавством ліцензійних процедур. Можливо, останній варіант є оптимальним на першому етапі повоєнного відновлення країни.

4. Законодавче забезпечення. За нашою оцінкою нова діяльність з впровадження ММР не потребує суттєвих змін законодавства, проте нормативна база повинна пройти перевірку (тестування) для визначення ймовірних прогалин та адаптації до особливостей ММР, наприклад, таких як багатомодульність. Як уже зазначалося, доцільно впровадити уніфіковані вимоги до майданчиків ММР та їх зон впливу, а також методик розрахунків параметрів зон впливу (або використовувати методики МАГАТЕ).

5. Вибір пріоритетних напрямів використання ММР. Повинні бути визначені найбільш важливі напрями і способи впровадження ММР з урахуванням прогнозування існуючих та перспективних потреб країни, а також можливих альтернативних варіантів.

6. Екологічні аспекти. Повинні бути розроблені методичні рекомендації (на основі чинних законодавства та нормативів і їх коригування) щодо підготовки екологічно-експертної документації для ММР: стратегічної екологічної оцінки (СЕО), оцінки впливу на довкілля (ОВД), проекту організації санітарно-захисної зони (проект СЗЗ), а також проектної документації – розділу «Оцінка впливу на навколишнє середовище (ОВНС)». Крім того, як уже зазначалося, доцільно встановити вимоги до проектування зони ефективного впливу (можливо, в рамках ОВД).

7. Ставлення громадськості. Суспільна думка може по-різному сприймати тему ММР. Важливо уникнути поширення неправдивої та тенденційної інформації оскільки громадськість чутливо ставиться до ядерної енергетики після аварії на ЧАЕС. Особливо небезпечні можуть бути тези про використання України як «полігону для випробовування нових ядерних установок». В цілому українська громадськість цілком спроможна усвідомити очевидні переваги ММР.

Варіанти стратегічних сценаріїв

Згідно проекту «Плану відновлення України» [3] Національної ради з відновлення України від наслідків війни у процесі відновлення України «енергетична безпека відіграє важливу роль у забезпеченні економічного функціонування і зростання держави. ...У процесі відновлення України енергетика має стати однією з ключових галузей, яка забезпечуватиме експортні надходження і підтримуватиме фінансову стійкість держави... Головна тенденція для відновлення України в енергетиці – швидка

електрифікація економіки завдяки енергетичному переходу, а також значне підвищення енергоефективності».

Вибір шляхів для реалізації заявленої мети належить до компетенції органів державної влади за обов'язкової умови урахування громадської думки із участю експертного середовища. Нижче ми наводимо сценарії, які, на нашу думку, можливі у середньостроковій перспективі.

1. Нульова толерантність до ядерної енергетики. Поступове виведення з експлуатації енергоблоків АЕС, відмова від подовження їх експлуатації та будівництва нових енергоблоків, у перспективі – відмова від ядерної енергії. Прискорений розвиток альтернативної енергетики. На думку більшості фахівців, такий сценарій супроводжуватиметься ростом собівартості електроенергії, ймовірним її дефіцитом, можливо – втратою енергонезалежності. Питання ММР за цим сценарієм не актуальне.

2. Продовження сучасної енергетичної політики. Варіант розвитку згідно діючої «Енергетичної стратегії України на період до 2035 року». Подовження експлуатації енергоблоків АЕС після завершення проектних термінів. Продовження теплової енергогенерації та експлуатації ГЕС. Розвиток альтернативної енергетики. Такий варіант призведе до поступової деградації енергетичної галузі по мірі вичерпання традиційних енергоресурсів та старіння обладнання. Найменш «екологічний» варіант, обсяги викидів декларуються, але реально не скорочуються. Можливе наростання енергодефіциту. За цим сценарієм введення в дію ММР можливе в окремих випадках.

3. Розвиток великих АЕС. Подовження експлуатації енергоблоків АЕС; будівництво нових реакторів за західними технологіями, ймовірно, наступного (третього, надалі – четвертого) покоління. Скорочення теплогенерації, ймовірно, поступова відмова від неї по мірі подорожчання та скорочення ресурсної бази. За цим сценарієм ефективно забезпечується енергонезалежність держави, однак вимагає значних капітальних витрат. Водночас, скоріше всього, буде необхідний подальший розвиток маневрових потужностей. Такий сценарій не суперечить розвитку ММР, які можуть стати ефективною допоміжною ланкою енергогенерації, крім того знайдуть свою власну нішу у ряді галузей (теплозабезпечення, опріснення морської води, виробництво водню, хімічна та металургійна промисловість, енергозабезпечення віддалених територій тощо).

4. Пріоритетний розвиток ММР. Заміна енергоблоків великих АЕС, які виводяться з експлуатації, впровадження у промисловості, можливо – комунальній сфері. Скорочення і поступова відмова від теплогенерації. Паралельний розвиток малої та альтернативної енергетики. Забезпечує більшу гнучкість у використанні капітальних ресурсів і більш швидку окупність, порівняно з попереднім варіантом. Певним недоліком цього і попереднього стратегічних напрямів буде технологічна залежність України від країн-лідерів галузі принаймні на початковому етапі.

5. Розвиток ядерно-паливного циклу. Стратегічні напрями, як орієнтовані на використання великих АЕС, так і ММР, набувають більшої ефективності і осмисленості у випадку їх поєднання з розвитком вітчизняного ЯПЦ, що крім енерговиробництва включає збільшення видобування та переробки сировини ядерної енергетики, а, за оптимістичним сценарієм, виробництво ядерного палива у майбутньому. При тому, що вже розвідані запаси урану в Україні цілком спроможні покрити власні потреби принаймні на століття, а торієвої сировини – на тисячоліття, на даний час видобувається не більше 20 % урану від сучасних потреб, який експортується, оскільки ядерне паливо Україна не виробляє.

Хоча наведені нами сценарії стратегічного розвитку енергетичної галузі досить умовні і в дійсності можуть бути реалізовані якісь їх проміжні варіанти, важливо зазначити, що, в умовах повоєнного відновлення, напрям подальшого розвитку країни значною мірою залежатиме саме від того, яким шляхом піде енергетика.

Підсумкові тези

1. Одним з перспективних напрямків повоєнного відновлення ядерної генерації може бути використання малих модульних реакторів (ММР). Ця новітня технологія, почала привертати на себе посилену увагу в останнє десятиліття і зараз стрімко розвивається. Згідно з визначенням Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ), до малих реакторів належать реактори, які мають потужність до 300 МВт і складаються з модулів, які перед поставкою та монтажем на майданчику серійно виготовляються на заводі виробника.

2. Основною перевагою ММР є надійність та вищі рівні безпеки за рахунок широкого використання пасивних систем захисту. Заводське серійне виробництво забезпечує ефективне відпрацювання і уніфікацію технологій виготовлення та кращий контроль якості. Менша потужність та простіша конструкція, порівняно з енергоблоками АЕС, а також стандартизація паливних елементів знижують аварійні ризики.

3. На час підготовки цієї статті МАГАТЕ не встановлені вимоги до безпеки ММР, що гальмує реалізацію діяльності з їх впровадження. У національних законодавствах не встановлені уніфіковані правила ліцензування установок ММР; в правовому полі України також не існує поняття ММР. Підготовка та імплементація відповідної нормативно-правової бази щодо умов ліцензування такої діяльності є ключовою проблемою.

4. Для встановлення екологічних обмежень діяльності та ефективного оцінювання її впливів на довкілля необхідна розробка науково-методичних вимог щодо визначення зон ефективного впливу ММР з урахуванням їх конструкції, потужності та призначення. Ці методики повинні застосовуватися під час проходження дозвільних екологічних процедур згідно чинного законодавства.

Посилання

1. Lessons learned in regulating small modular reactors. Challenges, resolutions and insights / International Atomic Energy Agency, Vienna, Printed by the IAEA in Austria, June 2022.

2. В.В. Долін, Ю.Л. Забулонов, О.Л. Копиленко, І.Ф. Шраменко Глобальні тенденції в атомній енергетиці // Зб. Наук праць Інституту геохімії навкол. середовища «Геохімія техногенезу». Вип. 22 К. – 2022. 8 с. (5-13). УДК 621.313.320.

3. Національна рада з відновлення. «План відновлення України» (проект) / за посиланням: https://uploads-ssl.webflow.com/625d81ec8313622a52ef031/62c19ac16c921fc712205f03_NRC%20Ukraine%27s%20Recovery%20Plan%20blueprint_UKR.pdf).

***Abstract:** Successful post-war recovery and further development of the country will require a stable and reliable energy supply. Nuclear generation will continue to play a strategic role in the energy sector for a long time to come. The promising direction of its development is the construction of small modular reactors of the third, and in the future, of the fourth generation. Unlike "large" reactors, small modular reactors are manufactured in series and can be operated in a multi-unit version. Currently, small modular reactors manufactured by companies from the USA, such as: NuScale Power, Holtec International and Westinghouse, are promising for implementation in Ukraine. For their successful implementation, it is necessary to resolve the issue of certain adjustments to the legislative and regulatory framework in advance. In general, all these problems require complex scientific and expert understanding due to the importance and novelty of the topic of small modular reactors. In the article, an attempt is made to outline the current directions, on which, in our opinion, it is necessary to focus attention when making strategic decisions regarding the conditions, methods and directions of possible implementation of small modular reactors in Ukraine.*

ФАЗОВИЙ СКЛАД ПОЛІХРОМНОЇ КЕРАМІКИ ЛАВОПОДІБНИХ ПАЛИВОВМІСНИХ МАТЕРІАЛІВ ЧОРНОБИЛЬСЬКОЇ АЕС

*Габелков С.В., Жиганюк І.В., Краснов В.О.,
Кудлай В.Г., Пархомчук П.Є., Савченко Б.С., Чиколовець С.О.*

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України,
Чорнобиль, s.gabelkov@ispnpp.kiev.ua

Фазовий склад поліхромної кераміки ЛПВМ досліджено методом рентгенівського фазового аналізу через 36 років після аварії на ЧАЕС. Вперше встановлено наявність магнієвого ципейту $Mg(H_2O)_3,5[(UO_2)_2(SO_4)O_2]$, оксиду кремнію SiO_2 (кристобаліту), силікату кальцію-магнію $CaMgSi_2O_6$,

силікату магнію $MgSiO_3$, гідросульфату алюмінію $Al_2.967H_6K_0.805Na_0.132O_{14.063}S_2$ та гідросульфату заліза $FeSO_4 \cdot H_2O$. Підтверджено наявність оксиду урану $UO_{2,34}$ та металевого заліза Fe . Встановлено, що за час знаходження в Об'єкті «Укриття» після аварії пройшло окислення оксиду урану UO_2 ядерного палива до $UO_{2,34}$. Основна частина оксиду урану, яка знаходилась у включеннях в ЛПВМ, за час перебування в Об'єкті «Укриття», перейшла в магнієвий циппеїт $Mg(H_2O)_{3,5}[(UO_2)_2(SO_4)O_2]$. Оксид кремнію SiO_2 (крystalобаліт), силікат кальцію магнію $CaMgSi_2O_6$ та силікат магнію $MgSiO_3$ сформувалися в процесі кристалізації склофази. Цей процес розпочався мабуть ще при остиганні лав під час аварії та продовжився в умовах зберігання в Об'єкті «Укриття». Магнієвий циппеїт $Mg(H_2O)_{3,5}[(UO_2)_2(SO_4)O_2]$, гідрат сульфату алюмінію $Al_2.967H_6K_0.805Na_0.132O_{14.063}S_2$ та гідрат сульфату заліза $FeSO_4 \cdot H_2O$, очевидно, були отримані вже після аварії, як результат взаємодії ЛПВМ з водою.

Ключові слова: кристалічні фази, лавоподібні паливовмісні матеріали, поліхромна кераміка, рентгенівський фазовий аналіз, фазовий склад, Чорнобиль, Фукусіма.

POLYCHROME CERAMICS PHASE COMPOSITION OF LAVA-LIKE FUEL-CONTAINING MATERIALS OF CHORNOBYL NPP

*Gabelkov S.V., Zhyganiuk I.V., Krasnov V.O.,
Kudlay V.G., Parhomchuk P.E., Savchenko B.S., Chikolovets S.O.*

*Institute of Safety Problems of Nuclear Power Plants of NAS of Ukraine,
Chornobyl, s.gabelkov@isppnpp.kiev.ua*

The phase composition of LFCM polychrome ceramics was investigated by X-ray phase analysis from 36 years after the Chornobyl accident. For the first time the presence of magnesium zippeite $Mg(H_2O)_{3,5}[(UO_2)_2(SO_4)O_2]$, silicon oxide SiO_2 (cristobalite), calcium magnesium silicate $CaMgSi_2O_6$, magnesium silicate $MgSiO_3$, aluminum hydrosulfate $Al_2.967H_6K_0.805Na_0.132O_{14.063}S_2$ and hydrosulfate of iron $FeSO_4 \cdot H_2O$ was established. The presence of urania $UO_{2.34}$ and metallic iron Fe was confirmed. It was established that during the stay at the "Shelter" after the accident, the urania UO_2 of the nuclear fuel oxidized to $UO_{2.34}$. The main part of the urania, which was in the inclusions in the LFCM, during its stay in the "Shelter" facility, turned into magnesium zippeite $Mg(H_2O)_{3,5}[(UO_2)_2(SO_4)O_2]$. Silicon oxide SiO_2 (cristobalite), magnesium calcium silicate $CaMgSi_2O_6$ and magnesium silicate $MgSiO_3$ were formed during the crystallization of the glass phase. This process probably began during the cooling of the lava during the accident and continued under the conditions of storage in the "Shelter". Magnesium zippeite $Mg(H_2O)_{3,5}[(UO_2)_2(SO_4)O_2]$, aluminum sulfate

hydrate $Al_2.967H_6K_0.805Na_0.132O_{14.063}S_2$ and iron sulfate hydrate $FeSO_4 \cdot H_2O$ were formed after the accident due to interaction with water.

Keywords: *crystalline phases, lava-like fuel-containing materials, polychrome ceramics, X-ray phase analysis, phase composition, Chornobyl, Fukushima.*

MCNP MODEL OF CURRENT FORMATION IN THE BACKGROUND WIRE OF THE SELF-POWERED NEUTRON DETECTOR

Goranchuk Vadym, Borysenko Volodymyr

Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine,
Kyiv, goranchuk@isnpp.kiev.ua

The article presents the results of the MCNP simulation of the signal formation process in the background wires of self-powered neutron detectors (SPND) under the action of gamma radiation in the VVER-1000 core. Validation of the MCNP model of the current formation in the background wire was performed on the basis of actual measurements obtained at different VVER-1000 power units during the fuel campaigns. The new gamma-ray method for determining the thermal power of the VVER-1000 reactor (TPR) based on the signals from the background wires of the SPND is proposed. TPR is an important safety parameter, therefore, increasing the accuracy of TPR determination with the introduction of an additional gamma method of its determination is an urgent task, taking into account the plans to increase the thermal power of VVER-1000. The influence of the main factors affecting the change in the coefficient of proportionality between the actual TPR and the TPR determined by the gamma method was studied.

Keywords: *reactor thermal power, weighted average thermal power, self-powered neutron detector, background wire, MCNP model of SPND, safety systems.*

Introduction

Reactor thermal power (TPR) values are determined by the in-core monitoring system. These values are used as input parameters to implement algorithms of various VVER-1000 systems, including safety systems:

- automatic power controller,
- power reduction and limitation device;
- preventive protection;
- speeded preventive protection;
- emergency protection.

In accordance with the VVER-1000 project, indirect methods of TPR determination were implemented in the following ways [1-5]:

- by parameters of the 1st circuit;
- by parameters of the 2nd circuit – by steam parameters and feedwater flow

rate in the steam generator (SG);

- by parameters of the 2nd circuit – by steam parameters and feedwater flow rate in the high pressure heater (HPH);
- by signals of the neutron flux monitoring system (NFMS);
- by signals of self-powered neutron detectors (SPND).

Based on the TPR values, determined by different methods, the weighted average thermal power (WATP) of the reactor is calculated.

Improving the accuracy of the WATP determination affects both the safety of the nuclear reactor (generation of protection signals for safety systems) and the technical and economic performance of the VVER-1000 power unit (efficiency, etc.).

Characteristics of WATP determination:

- Improving the accuracy of the TPR determination by separate method, as well as the correct determination of weight coefficients for each method of RTP determination allows to minimize the WATP determination error.
- Increasing the number of methods for TPR determination leads to a decrease in the WATP determination error.
- The error of WATP determination is not greater than the error of the most accurate method of TPR determination.

Therefore, to improve the accuracy of the WATP determination, the additional method of TPR determination by the signal of the background wire of SPND may be recommended.

The signal of the background wire is proportional to the intensity of γ -radiation in the reactor core (which in turn is proportional to the TPR value), which allows to use the background wire signal as an additional way for TPR determination.

MCNP model

The model of the current formation in the background wire was built in the MCNP-4C code [6]. The ENDF/B-VI library of evaluated nuclear data was used in MCNP calculations. The model includes one fuel assembly with 312 fuel rods, 18 guide channels and 1 central tube. Neutron measurement channel with 7 SPNDs (including signal and background wires in the cable) is placed inside central tube (Fig. 1, 2).

The MCNP model was validated on the basis of actual measurements of the background wire current obtained at different VVER-1000 power units during the fuel campaigns (Fig. 3). The calculated values of current were determined using the +F8 MCNP tally card.

The validation results confirm the possibility of using the MCNP model to study the dependence of the background wire current on fuel burnup and other important operating parameters: coolant temperature, boric acid concentration in the coolant.

At the second stage, the current formation was studied under changes in the parameters of the VVER-1000 core during the fuel campaign. The largest changes in the γ -radiation parameters of nuclear fuel are caused by changes in the isotopic composition of nuclear fuel during its burnup.

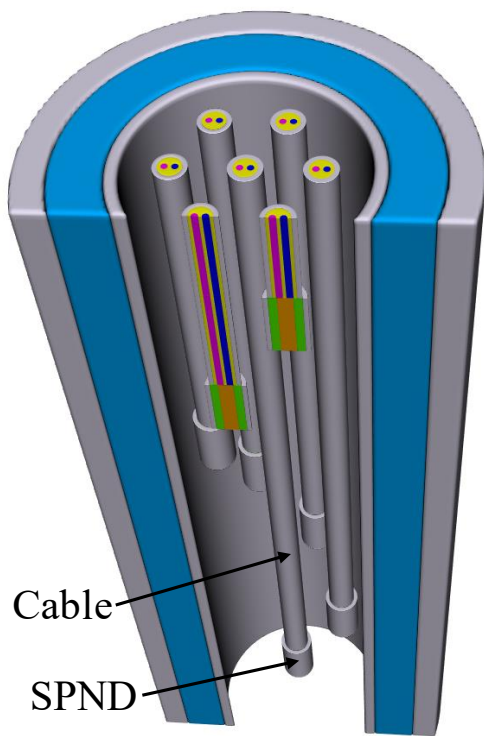


Fig. 1. Neutron measurement channel

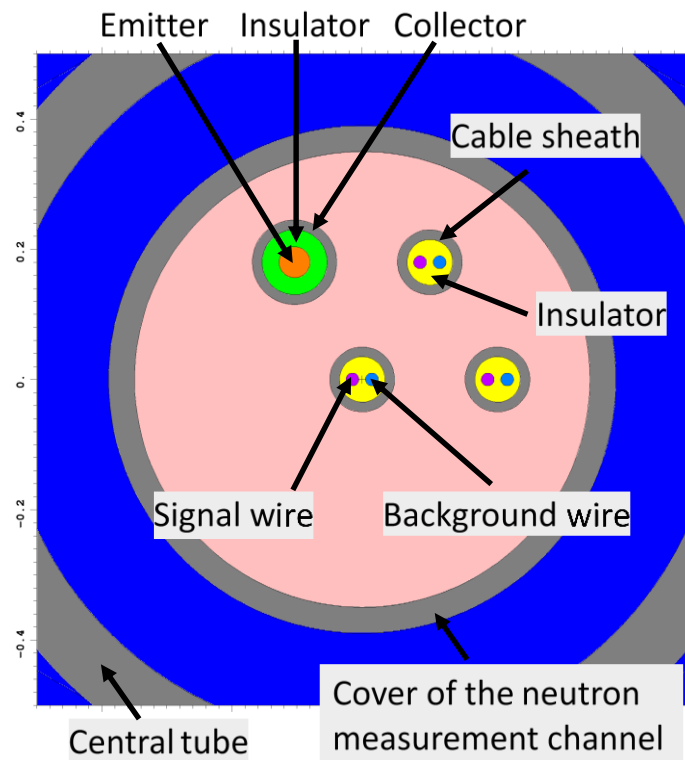


Fig. 2. Neutron measurement channel at the level of 4-th SPND

The model was used to investigate the change in the current of the background wire at the following burnup values: 0, 25, 50 MW·d/kgU. Such a range of nuclear fuel burnup is typical for a four-year fuel campaign implemented at VVER-1000 NPPs in Ukraine. The isotopic composition was calculated by the ORIGEN-ARP calculation sequence from the SCALE-6 computer code package [7]. The density of the coolant was chosen equal to 0.72 g/cm³.

The simulation results show an increase in the current of background wire of SPND by ~20 % over the period of the four-year fuel campaign. In terms of a one-year fuel campaign, the increase in the background wire current will be up to ~4-5 %. The effect of the concentration of boric acid in the heat carrier of the 1st circuit is insignificant and practically does not affect the formation of the background wire current, in contrast to the significant effect on the formation of the emitter current.

The experimental results show an increase in the background wire current up to ~2.5 % during one fuel campaign. Error of TPR determination is shown on Fig. 4.

The proportionality between the TPR and the current of the background wire of the SPND changes during the fuel campaign, primarily due to changes in the parameters of gamma radiation in the core when the isotopic composition of the fuel changes due to the burnup of nuclear fuel and due to changes in the gamma radiation power of fission fragments.

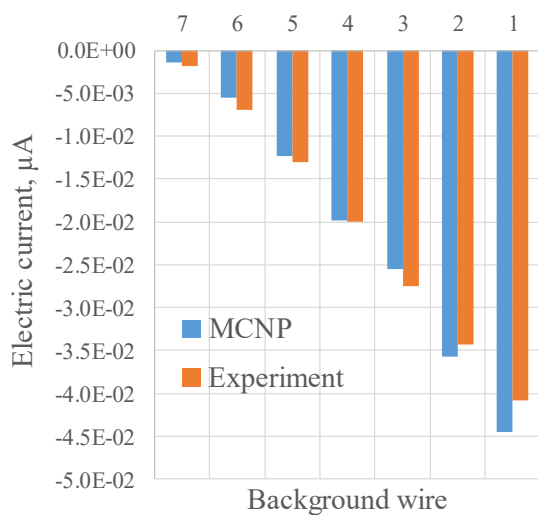


Fig. 3. Background wire current

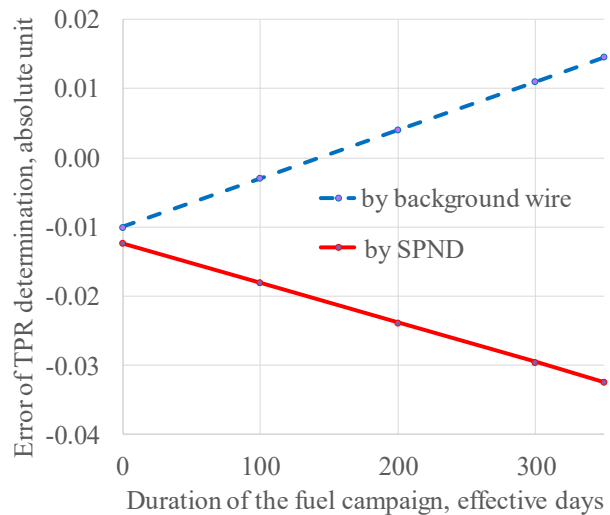


Fig. 4. Error of TPR determination

The proportionality between the TPR and the current of neutron detectors – SPND with rhodium emitter – also changes during the fuel campaign, the reasons are more complex and significantly depend on the location of the SPND:

- changes in the neutron spectrum during the fuel campaign due to changes in the isotopic composition of the fuel and changes in the concentration of boric acid in the coolant of the 1st circuit;
- different fuel burnup rates in fuel assemblies adjacent to fuel assembly with SPND;
- depletion of the emitter material of the SPND;
- change in the effect of gamma radiation on the current of the SPND.

Conclusions

The MCNP-model of the electrical current formation in the background wire of the VVER-1000 SPND was validated, which confirms the correctness of the model and the possibility of its use for studies of change in background wire current.

The method of TPR determination by the signal of the background wire can be recommended as an additional method for the WATP determination.

The determination of TPR by the gamma method based on the signals of the SPND background wire will allow to increase the accuracy and reliability of the WATP determination, which affects both the technical and economic performance of the power unit, and its safety performance.

References

1. Bragin V.A. Batenin I.V., Golovanov M.N., Kuzhil A.S. et al (1987). In-core Monitoring System of NPP with VVER. Moscow: Energoatomisdat, 128 p. (in Rus.)
2. Borysenko V.I., Budyk D.V., Goranchuk V.V. (2019). Improving the accuracy of thermal power determination of VVER. Nuclear Physics and Atomic Energy, vol. 20, iss. 4, pp. 381-387.
3. Borysenko V.I., Budyk D.V., Goranchuk V.V. (2019). Determination of VVER-1000 thermal power based on background signals of self-powered neutron

detectors. Nuclear and Radiation Safety, vol. 84, no. 4, pp. 25-33.

4. Komarov Yu., Arvaninov A., Smychok A. (2019). Improvement of the algorithm for the calculation of the average weighted thermal power of the VVER-1000 core and the estimation of its error. Proceedings of Odessa Polytechnic University, vol. 57, iss. 1, pp.73-83.

5. Borysenko V.I., Budyk D.V., Goranchuk V.V. (2019). VVER-1000 Power Monitoring Based on Neutron Detector Signals. Nuclear Power and the Environment, vol. 14, no. 2, pp. 3-13. (in Ukr.)

6. MCNP, A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, Manual, Edited by Judith F. Briesmeister, LA-13709-M, 2000, 790 p.

7. Scale: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations. ORNL/TM-2005/39, Version 6, January 2009.

ПОДАЛЬШЕ ПЕРЕТВОРЕННЯ ОБ'ЄКТА «УКРИТТЯ» НА ЕКОЛОГІЧНО БЕЗПЕЧНУ СИСТЕМУ ПІСЛЯ ВВЕДЕННЯ В ЕКСПЛУАТАЦІЮ НОВОГО БЕЗПЕЧНОГО КОНФАЙНМЕНТА

Деренговський В.В., Скітер І. С., Меньшенін Є. А.

Інститут проблем безпеки АЕС Національної академії наук України,
місто Чорнобиль

v.derengovsky@ispnpp.kiev.ua, i.skiter@ispnpp.kiev.ua,
y.menshenin@ispnpp.kiev.ua

Виконаний комплексний аналіз потенційних сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему після введення в експлуатацію Нового безпечного конфайнмента дозволив вибрати найбільш реалістичну стратегію щодо поетапного вилучення чи переведення у контрольований стан паливовмісних матеріалів, подальшого поводження з ними та супутніми радіоактивними відходами, а також трансформації об'єкта «Укриття» в процесі його перетворення на екологічно безпечну систему та визначення його кінцевого стану. Результати роботи можуть бути використані для актуалізації чинної «Стратегії перетворення об'єкта «Укриття», а також при плануванні і практичній реалізації діяльності щодо вилучення паливовмісних матеріалів із об'єкта «Укриття» та трансформації об'єкта «Укриття» в приповерхнєве сховище радіоактивних відходів.

Не зважаючи на завершення будівництва та введення в експлуатацію Нового безпечного конфайнмента (НБК), скупчення паливовмісних матеріалів (ПВМ), що утворились внаслідок запроектої аварії на четвертому енергоблоку, і надалі залишаються головним джерелом небезпеки об'єкта «Укриття» в мирний час, а під час військового вторгнення стає особливо небезпечним.

Основною метою роботи є комплексний аналіз потенційних сценаріїв перетворення об'єкта «Укриття» (ОУ) на екологічно безпечну систему після введення в експлуатацію нового безпечного конфайнмента (НБК), на основі якого буде обґрунтована реалістична стратегія щодо поетапного вилучення/переведення у контрольований стан ПВМ, подальшого поводження з ними та супутніми радіоактивними відходами, а також трансформації ОУ в процесі перетворення та визначення його кінцевого стану.

У роботі виконано аналіз потенційних сценаріїв поетапного вилучення ПВМ із приміщень ОУ. Обґрунтовано необхідність обов'язкового вилучення найнебезпечніших (ядерно – небезпечних) скупчень ПВМ протягом життєвого циклу НБК. Частина ПВМ, що є менш небезпечними, може бути вилучена як протягом життєвого циклу НБК, так і після його зняття з експлуатації, а також не виключається захоронення окремих невеликих і відносно безпечних скупчень ПВМ на місці в результаті перетворення ОУ на приповерхнє сховище.

Розроблено методику порівняльного аналізу сценаріїв поетапного вилучення ПВМ на основі експертних оцінок значень масиву критеріїв, які відображають різні аспекти стану об'єкта «Укриття» і особливості діяльності з його перетворення на екологічно безпечну систему. Використовуються критерії, що враховують безпекові, фінансові та інфраструктурні складові. Для експертного оцінювання запропонована 9-ти бальна шкала.

Встановлено, що при належному фінансуванні діяльності з поетапного вилучення ПВМ пріоритетним є сценарій, що передбачає вилучення всіх скупчень ПВМ (крім ПВМ, локалізованих у техногенному ґрунті під спорудами НБК) протягом життєвого циклу НБК. При реалізації такого сценарію максимально використовується інфраструктура НБК, зменшуються витрати на створення захисних бар'єрів для утримання та ізоляції ПВМ, а також витрати на створення додаткової інфраструктури для вилучення та подальшого поводження з ПВМ та іншими радіоактивними відходами (РАВ) після зняття з експлуатації НБК. Проте при певних обставинах (здебільшого обумовлених фінансовою складовою) сценарії, які передбачають відкладене вилучення окремих скупчень ПВМ, також можуть розглядатися як пріоритетні.

Запропоновано принципові технологічні рішення щодо вилучення ПВМ і супутніх РАВ з верхніх, проміжних та нижніх висотних відміток ОУ, а також ПВМ і супутніх РАВ, що локалізовані в завалах під каскадною стіною, в машинному залі, в просторі за піонерною стіною та в локальній зоні ОУ. Для окремих скупчень ПВМ технологічні рішення розроблені як з урахуванням наявності НБК та його систем, так і у випадку, коли НБК буде знятий з експлуатації.

Будівля ОУ, включаючи конструкції аварійного 4-го енергоблока, по мірі вилучення ПВМ і супутніх РАВ буде зазнавати певної трансформації, кінцевою метою якої має стати створення приповерхнєвого сховища на базі існуючих конструкцій на нижніх відмітках, що практично не зазнали руйнувань.

Визначено критерії кінцевого стану ОУ як приповерхневого сховища на основі «Загальних положень безпеки при захороненні радіоактивних відходів», затверджених наказом ДІЯРУ 13.08.2018 року №331 і зареєстрованих Міністерством юстиції України 05.09.2018 року № 1008/32460.

***THE SHELTER OBJECT FURTHER TRANSFORMATION
TO THE ECOLOGICALLY SAFE SYSTEM
AFTER THE NEW SAFETY CONFINEMENT COMMISSION***

A potential scenarios comprehensive analysis of the Shelter object transformation into an environmentally safe system after the New Safety Confinement (NSC) commissioning, on the basis of which a fuel-containing materials (FCM) phased withdrawal/transfer realistic strategy to a controlled state and of the Shelter object final state determination. For this purpose, FCM phased removal scenarios were developed and a method of comparative analysis of FCM phased removal scenarios was proposed. As a result of the carried-out work, was established, that with the proper activities financing of the FCM phased removal, the priority is the scenario, that provides the removal of FCM known accumulations (except for FCM localized in man-made soil under the NSC facilities) during the NSC life cycle. The results of the work can be used to update the current Shelter object transformation strategy, as well as in the planning and practical implementation of activities related to the FCM removal from the Shelter object and the Shelter object transformation into a near-surface radioactive waste storage facility.

**МОДИФІКОВАНИЙ ПОЛЯРИЗАЦІЙНИЙ ПОТЕНЦІАЛ ДЛЯ
МОДЕЛЮВАННЯ ВЗАЄМОДІЇ МІЖ ІОНАМИ В УРАНІЛІ UO_2^{2+}**

Жиганюк І.В., Габелков С.В

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України, Чорнобиль,
i.zhyganiuk@ispp.kiev.ua

Визначення властивостей і стану включень оксиду урану в скломатриці лавоподібних паливовмісних матеріалів 4-го блоку Чорнобильської АЕС залежить від розуміння міжіонної взаємодії в цих включеннях. Для побудови відповідних обчислювальних моделей оксиду урану із існуючих на сьогодні міжіонних потенціалів взаємодії модифіковано поляризаційний потенціал.

Запропоновано модифікований поляризаційний потенціал для моделювання взаємодії між двома оксигенами O^{2-} і іоном урану U^{6+} в ізолюваному комплексі ураніла UO_2^{2+} . Структура модифікованого поляризаційного потенціалу подібна до структури парних електростатичних потенціалів, потенціалів Бакингема, потенціалу Девіда і Стілінджера.

Визначені чисельні значення параметрів модифікованого поляризаційного потенціалу.

В рамках модифікованого поляризаційного потенціалу відтворюються величини відстаней між центрами мас іонів оксигенів та іона урана в уранілі UO_2^{2+} . Значення енергії взаємодії між іонами в уранілі розраховані з використанням модифікованого поляризаційного потенціалу узгоджуються зі значеннями енергій отриманих в результаті квантово-хімічних розрахунків.

Ключові слова: поляризаційний потенціал, ураніл-іон, потенціал Девіда і Стілінджера, потенціал Бакингема, Чорнобиль, Фукусіма.

MODIFIED POLARIZATIONAL POTENTIAL FOR MODELING THE INTERACTION BETWEEN IONS IN THE URANYL UO_2^{2+}

Zhyganiuk I.V., Gabielkov S.V.

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NASU, Chornobyl,
i.zhyganiuk@isppnpp.kiev.ua*

Determining the properties and state of uranium oxide inclusions in the glass matrix of lava-like fuel-containing materials at the 4th Unit of the Chornobyl NPP depends on understanding the interionic interaction in these inclusions. The polarization potential was modified to build appropriate computational models of uranium oxide.

A modified polarization potential is proposed for modeling the interaction between two oxygens O^{2-} and the uranium ion U^{6+} in the isolated uranyl complex UO_2^{2+} . The structure of the modified polarization potential is similar to the structure of pair electrostatic potentials, Buckingham potentials, Stillinger-David potential. The numerical values of the parameters of the modified polarization potential were determined.

The distances between the centers of mass of the oxygen ions and the uranium ion in uranyl UO_2^{2+} are reproduced in the framework of the modified polarization potential.

The values of the energy of interaction between ions in uranyl calculated using the modified polarization potential agree with the values of the energies obtained as the result of quantum chemical calculations.

Keywords: *polarization potential, uranyl ion, Stillinger-David potential, Buckingham potential, Chornobyl, Fukushima.*

ОСАДЖЕНИЙ НА СИЛКАГЕЛІ ФОСФАТ ЦИРКОНІЮ ДЛЯ АДСОРБЦІЇ ІОНІВ РАДІОНУКЛІДІВ ЦЕЗІЮ ТА СТРОНЦІЮ

*Журавльов І.З. *, Терзі А.К. **, Брей В.В. **

*Інститут сорбції та проблем ендоекології НАН України, вул. Генерала
Наумова, 13, м. Київ, Україна, 03164, ispe@ispe.kiev.ua

**ДСП “Чорнобильська АЕС”, а/с 11, м. Славутич Київської області, Україна,
07100, office@chnpp.gov.ua

Для очищення радіоактивних вод від радіонуклідів цезію, стронцію, d-металів, лантанідів і урану був розроблений сорбент на основі магній-заміщеної форми фосфату цирконію, що осаждена на сферично гранульованому силікагелі ($\varnothing 2\div 4$ мм). Вміст фосфату цирконію складав $\sim 30\%$ від загальної ваги композиту. Синтез цього сорбенту проводився шляхом послідовного просочування гранульованого силікагелю сполуками цирконію, фосфору і магнію з проміжними термообробками. Після нанесення фосфату цирконію на силікагель, переводу в магнієву форму і висушування гранули силікагелю майже не розтріскуються.

Попереднє лабораторне дослідження магнієвої, кальцієвої, барієвої і змішаної магній-барієвої похідних форм заміщеного фосфату цирконію на силікагелі виявило в цілому найкращу сорбційну здатність магнієвої форми. При вивченні сорбції іонів цезію з модельних розчинів з низьким сольовим фоном при вихідній концентрації сорбату близько 1 мг/л знайдено, що найкращу сорбційну здатність має магнієва форма (коефіцієнт розподілу $K_d=1600$), а кальцієва форма $K_d=663$. При вивченні сорбції стронцію в тих же умовах для магнієвої форми знайдено $K_d=6000$, а для кальцієвої форми $K_d=2455$. Барієва і змішана магнієво-барієва форми мали значно менші сорбційні здатності по обом дослідженим катіонам. Поглинання іонів радіоізотопів відбувається шляхом іонного обміну на іон магнію з сорбенту. Осадження фосфату цирконію на поверхні поруватого силікагелю полегшує доступ розчину, і, як наслідок, пришвидшує кінетику поглинання іонів радіоізотопів. Також була вивчена сорбційна здатність до іонів стронцію термічно обробленої при двох температурах (160°C і 240°C) магнієвої форми цього композиту. Знайдено, що термічно оброблені зразки (160°C і 240°C) після семи діб контакту з розчином солі стронцію різко підвищують сорбцію, у той час як контрольний зразок без термообробки (20°C, кімнатне висушування) після семи діб контакту насичується і подальша витримка в розчині солі стронцію не призводить до збільшення поглинання іонів стронцію. Нанесений фосфат-цирконієвий іонообмінник практично зберігає порувату структуру силікагелю: $V_s=0.53$ см³/г, $S=230$ м²/г [1,2].

Два кілограми дослідної партії магнієвої форми такого композитного сорбенту було передано ДСП “Чорнобильська АЕС” для сорбції радіонуклідів з радіоактивно-забруднених вод Чорнобильської АЕС. Швидкість фільтрації

вихідного забрудненого радіонуклідами розчину крізь шар сорбенту становила 6 колонкових об'ємів за годину, об'єм колонки становив 2 літри. Вихідна вода окрім іонів радіонуклідів містила солі жорсткості і значну кількість NaCl. Фонові катіони вихідної води також здатні до іонного обміну і чинили певну конкуренцію при поглинанні іонів радіонуклідів. Проте, за рахунок здатності фосфат-аніонів до утворення координаційних комплексних сполук, цей іонообмінник успішно поглинає також і іони радіонуклідів d-металів, лантанідів і урану. При очищенні вихідної води вміст бета-випромінювача ^{137}Cs знизився з 248000 Бк/кг до 197 Бк/кг, тобто в 1441 рази, вміст бета-випромінювача ^{90}Sr знизився з 9660 Бк/кг до 1120 Бк/кг, тобто в 8.6 рази, загальний вміст альфа-випромінювачів знизився з 1380 Бк/кг до 24 Бк/кг, тобто в 57 разів. Цей сорбційний матеріал у подрібненому вигляді також може бути застосований для концентрування рідких радіонуклідів з поверхні ґрунтів, обладнання і в інших нештатних ситуаціях.

1. Спосіб одержання сорбентів для вилучення іонів важких металів і радіонуклідів на основі осаджених на силікагелі металзаміщених форм фосфатів цирконію. Журавльов І.З., Шапошнікова Т.А., Брей В.В. Патент України на корисну модель № 140737, Дата подання заявки 18.07.2019.

2. Zhuravlev I.Z., Kovtun M.F., Botsman A.V. Zirconium phosphates deposited on the granulated silica gel as adsorbents for the extraction of cesium, strontium radioisotope ions. //Separation Science and Technology, (2021) p.1-12 <https://doi.org/10.1080/01496395.2021.1934024>

ZIRCONIUM PHOSPHATE , SUPPORTED ON SILICA GEL, FOR THE ADSORPTION OF CAESIUM AND STRONTIUM RADIONUCLIDE IONS

The supported on silica gel zirconium phosphates in magnesium, calcium, barium, and magnesium-barium forms, were synthesized and studied. It was found that the magnesium form of such a composite adsorbs cesium and strontium ions better than the others. An experimental batch (2 kg) of this ion exchanger in magnesium form has been produced and transferred for sorption of radionuclides from the drain waters of Chernobyl nuclear power plant in dynamics in a two-liter column. At a flow rate of contaminated water through the column of 6 column volumes per hour, the concentration of ^{137}Cs beta emitter decreased from 248000 Bq/kg to 197 Bq/kg, i.e. 1441 times, the concentration of ^{90}Sr beta emitter decreased from 9660 Bq/kg to 1120 Bq/kg, i.e. 8.6 times, total alpha-emitters decreased from 1380 Bq/kg to 24 Bq/kg, i.e. 57 times. Preliminary heat treatment of studied sorbent at 160-240°C leads to a sharp increase in the absorption of strontium ions during prolonged contact of the adsorbent with the sorbate solution.

MOBILE APPLICATION DEVELOPMENT ON ANDROID PLATFORM FOR SERVER VIDEO OBSERVATION ZONEMINDER

Zlobin S.V.

SSU “Professional College of Transport and Computer Technologies” of Chernihiv Polytechnic National University
Zakhysnykiv Ukrayiny str., 25, Chernihiv, 14030, Ukraine

The problem of access to video surveillance cameras on Android devices. Nowadays it is a topical and common problem because of fast increase of number of mobile devices. The most optimal option is the development of mobile application. This way has a lot of advantages - friendliness, performance, portability.

Keywords: zoneminder, video monitoring, android, mobile app, software, MJPEG, object-oriented programming.

In the past few years, mobile devices such as smartphones and tablets have become widespread. As you know, these devices are running a full-fledged operating system. The leader among mobile operating systems is the Android system from Google. Android occupies about 70% of the mobile OS market [1]. The number of devices running Android in 2021 exceeded 3 billion [2].

There are already ready-made video surveillance solutions for this platform, but they are either paid or use a different transmission protocol. ZoneMinder is used as a video surveillance server, which allows you to view images from cameras, as well as record events and view them. The disadvantage of ZoneMinder is the lack of audio transmission. ZoneMinder uses the MJPEG transmission protocol, a frame-by-frame video compression method, the main feature of which is the compression of each individual frame of the video stream using the JPEG image compression algorithm [3]. There is also RTSP (Real Time Streaming Protocol), but this protocol is too heavy for mobile devices. In addition, it does not have the ability to lower the image quality in order to view camera images on a mobile device with a low Internet connection speed (for example, via EDGE). But on the other hand, this protocol allows obtaining a higher image quality [4].

There are many IDEs for developing Android applications, but it was decided to use Android Studio. You can debug both on a real device and on emulators. To receive and display images with high fps, a custom MjpegView element from GitHub is used [5]. And to view the cameras in the menu in the form of a list, a simple algorithm for downloading a picture from the server every few seconds is used. This achieves low traffic consumption and the ability to look at cameras almost in real time. The list of cameras is stored in a SQLite database, and all application settings are stored in SharedPreferences.

The application provides different camera view modes: 1) View in the form of a list - the main mode, opens when the application starts. Contains a list of all added cameras. Each camera has a CheckBox that allows you to mark cameras for viewing in multi-camera mode or for deletion. Also, each element of the list displays the image from the camera in low resolution, its name and description. Image quality

and refresh interval are set in the settings. This screen of the application allows you to manipulate cameras - add, delete and run them. In order to open the view of one camera, you just need to click on it. To open several, you need to tick them and click on the Play button. 2) Single camera view. This mode is used to view the image in maximum quality and the highest level of FPS. There are two screen orientations for this mode - portrait and landscape. In portrait orientation, the camera, its name, description, and settings panels are displayed. In landscape orientation, only the image from the camera and its name are displayed over the image. For both portrait and landscape modes, there is a side menu that contains all the basic camera settings.

As testing has shown, this mode allows you to watch an image with a resolution of 640 * 480 with virtually no loss, and the number of frames per second reaches 20-25. 3) Cycle view. Starts auto-switching of cameras by timer. The timer is set in the range from 1 to 60 seconds. Runs from single camera view mode. 4) View multiple cameras at the same time. This mode provides simultaneous viewing of several cameras at the same time (from 1 to 15). The camera grid is automatically detected and adjusted to the screen orientation. Since there are too many cameras in this mode, it is necessary to reduce the quality - it is determined automatically depending on the number of cameras. Each mode allows you to save the current image from the camera to your mobile device. The save folder is specified in the settings.

System requirements for the device:

- Android 4.0+;
- access to the Internet.

The application needs a connection speed of more than 2 Mbps for stable operation, but it is also possible to use very low quality with a connection speed of 150 Kbps. Since smartphones and tablets have become very popular, it was a logical decision to allow users of the video surveillance system to access not only from PCs or laptops, but also from mobile devices through this application.

References

1. Android loses 8% of its global OS market share in five years : website. URL: <https://stockapps.com/blog/android-loses-8-of-its-global-os-market-share-in-five-years/> (date of application: 10.02.2023)
2. Android Statistics (2023) : website. URL: <https://www.businessofapps.com/data/android-statistics/> (date of application: 16.02.2023)
3. How Does MJPEG Compression Work? : website. URL: <https://www.freevideoworkshop.com/what-is-mjpeg-and-where-it-is-used/> (date of application: 11.03.2023)
4. RTSP: The Real-Time Streaming Protocol Explained (Update) : website. URL: <https://www.wowza.com/blog/rtsp-the-real-time-streaming-protocol-explained> (date of application: 18.03.2023)
5. Michogar / MjpegView) : website. URL: <https://github.com/michogar/MjpegView> (date of application: 22.04.2023)

OPERATIONAL EXPERIENCE OF WESTINGHOUSE FUEL (WFA/RWFA) AT UKRAINIAN NPPS

*Zuyok V.A.¹, Rud R.O.¹, Tretyakov M.V.¹, Kushtym Ya.O.¹, Hrudnytskyy V.V.¹,
Solovyov Yu.V.²*

¹«Nuclear Fuel Cycle» Science and Technology Establishment of National Science Center «Kharkiv Institute of Physics and Technology», Kharkiv, Ukraine

²SS Atomremontservis of SE «NNEGC «Energoatom», Slavutych, Ukraine

To diversify nuclear fuel supplies to Ukrainian NPPs with VVER-1000 reactors, Westinghouse proposed, developed and manufactured six pilot Lead Test Assemblies (LTAs), which were loaded into the core of the South-Ukraine NPP Unit 3 in 2005. The trial operation of the mixed core lasted for four fuel campaigns. In 2010, after the successful completion of trial operation, pilot operation of 42 WFAs was started in the core of the same unit.

In 2013, to ensure higher compatibility with fuel assemblies manufactured by TVEL JSC, a more robust design of fuel assemblies manufactured by Westinghouse company called RWFA was announced. In 2015, the first reloading batch of these fuel assemblies was loaded into the core of the South-Ukraine UNPP Unit 3. Starting in 2019, the transition to commercial operation of the RWFAs took place. Westinghouse enterprises produce only a modified design of RWFAs for the needs of Ukrainian NPPs.

Currently, Westinghouse nuclear fuel is operated in 7 out of 13 VVER-1000 power units in Ukraine. At the same time, six power units are already fully operating on this manufacturer's fuel, and in 2021, Rivne NPP Unit 3 started operating this fuel.

The main differences between RWFAs and fuel WFAs that were modified during the modification are the spacer grids (the shape and thickness of the outer strap were changed, 8 additional spacer grids were added, and the material of the middle SGs was replaced with Alloy 718); the top nozzle (chamfers were made on the sharp edges and guiding side plates or deflectors were added); and the bottom nozzle (pyramidal tapers were added on all 6 faces, and chamfers were made on the edges). These changes increase the robustness of the RWFAs and eliminate interaction with other fuel assemblies during vertical movement, thus facilitating transportation and technological operations with nuclear fuel.

The supply of nuclear fuel by Westinghouse company was carried out under constant supervision and monitoring of its condition during operation and after its completion. From the very beginning of the WFA implementation, experts of the SE «NNEGC «Energoatom» and Westinghouse company with scientific support of NFC STE NSC KIPT carried out annual commission inspections of the fuel assemblies.

It is also important to obtain up-to-date information on the technical condition of WFAs/RWFAs to confirm that values of the parameters set during fuel design are not exceeded and to substantiate the safety of fuel loading, as well as to repair leaking fuel. For this purpose, the Westinghouse company designed and manufactured special equipment – the Fuel Inspection and Repair Equipment (FIRE), which started operating at Ukrainian NPPs in 2014.

The measurement results obtained by means of the FIRE confirmed that the parameters characterizing the technical condition of Westinghouse fuel assemblies do not exceed the limits set during the fuel design and substantiation of the fuel loading safety. All fuel assemblies inspected after 1-3 years of operation were used in subsequent fuel loadings. The parameters of the technical condition of WFAs/RWFAs after four fuel cycles indicate that the nuclear fuel has not exhausted its resource and has a sufficient margin of controlled parameters to achieve higher burnups.

In 2018, for the first time in the nuclear power industry of Ukraine, the irradiated fuel assembly was repaired at Unit 3 of the South-Ukraine NPP directly in the spent fuel pool. Westinghouse experts together with ARS specialists discovered a leaking fuel rod in the RWFA. As a result, the RWFA was repaired and returned to operation after the first year of operation (high economic feasibility of repair).

In total, 86 fuel assemblies manufactured by Westinghouse company were inspected by means of the FIRE. This equipment allows solving issues related to basic and additional characteristics of nuclear fuel that affect its reliable and safe operation at Ukrainian NPPs.

The technical condition of WFAs/RWFAs manufactured by Westinghouse company, which are operated in Ukrainian power reactors, fully meets the safety requirements set during their design and substantiation of safe operation. In the case of damage or leakage of fuel rods in Westinghouse fuel assemblies, these assemblies can be repaired due to their dismountable design and by means of a tool for their repair such as the FIRE. Therefore, Westinghouse fuel assemblies have much higher maintainability than fuel assemblies of TVEL JSC.

ВИКОРИСТАННЯ ПРИЛАДІВ АКП У РАЗІ РАДІАЦІЙНОЇ АВАРІЇ ВНАСЛІДОК ВІЙСЬКОВИХ ДІЙ

Казимиров О.С., Ієвлєв С.М., Чорний Є.В.

Науково-виробниче підприємство «АтомКомплексПрилад»
Місто Київ, akr@akr.kiev.ua

Військові дії на території України, особливо на територіях, прилеглих до ядерних об'єктів, можуть стати причиною регіональної ядерної аварії. Незважаючи на унікальність такої події, її наслідки в цілому відповідають ранній фазі комунальної аварії [1]. Відмінність може полягати у фізичній природі джерела радіоактивного забруднення. Взагалі таких джерел може бути два типи – АЕС у широкому розумінні цього поняття, що включає реакторну установку та елементи, що необхідні для її функціонування та вироблення енергії, куди входять приміщення для поводження з свіжим ядерним паливом, а також сховища для зберігання відпрацьованого ядерного палива або радіоактивних відходів.

Різниця між цими умовними категоріями джерел полягає у спектрі радіоактивних речовин, який залежить від виду ядерної установки (установки, що

включають ядерні реактори та установки по зберіганню ядерних або радіоактивних матеріалів) та конкретної частини установки, що зазнала ураження.

Установки, що включають ядерні реактори.

Для подій, пов'язаних з ураженням першого контуру реактора повністю характерні особливості ранньої фази комунальної аварії. Додатковим фактором небезпеки є можливість наявності у викидах підвищеної концентрації матеріалів опроміненого ядерного палива, таких як ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am , та інших альфа випромінювачів. Ці матеріали особливо шкідливі для населення та довкілля.

Ураження інших систем реакторної установки також може викликати подію, подібну до ранньої фази радіаційної аварії за рахунок розвитку аварії.

Установки по зберіганню ядерних матеріалів.

До них відносяться приміщення по поводженню з «свіжим» ядерним паливом, приреакторні басейни витримки відпрацьованого палива та установки для зберігання відпрацьованого ядерного палива, що знаходяться поза будівлею реактору на майданчику АЕС або на окремому майданчику.

Потенційне ураження приміщення по поводженню з свіжим ядерним паливом може викликати радіаційне забруднення ізотопами ^{235}U , ^{238}U , що мають велику біологічну ефективність завдяки їх альфа-випромінюванню та токсичності самих ізотопів урану. Це може викликати наслідки, пов'язані з захворюваннями органів дихання, включаючи онкологічні. Ще більш негативний вплив може мати пошкодження змішаного уран-плутонієвого палива, в якому можлива наявність більш токсичних ізотопів плутонію.

Іншою небезпекою може стати утворення композиції палива, в якій може виникнути самопідтримувана ланцюгова ядерна реакція. Наслідки такої події непередбачувані. Найбільш вірогідно, що вони будуть схожі на ранню фазу важкої ядерної аварії.

Ураження установки по поводженню з радіоактивними відходами може мати наслідком радіаційне забруднення довкілля тими матеріалами, що зберігаються у сховищі.

Наслідком таких можливих подій є потенціальне радіоактивне забруднення майданчика ядерної установки, санітарно-захисної зони, зони спостереження та довкілля.

Реагування на подібні події розглянуто у численних документах МАГАТЕ щодо аварійного реагування та у нормативних документах України.

Загальний підхід полягає у аналізі характеру та розміру ураженої території. Для обґрунтування невідкладних заходів із захисту населення рекомендується проведення моніторингу викидів та скидів ураженої установки, з метою встановити очікуваний склад радіоактивних речовин, що розповсюджуються, та інтенсивність їх виходу, включаючи моніторинг довкілля, санітарно-захисної зони та контрольованої зони спостереження ядерної установки, який може дати реальну картину забруднення та дати додаткову інформацію про джерело надходження радіоактивних речовин. Крім цього, необхідний більш широкий моніторинг довкілля за межами зони спостереження ядерних установок [2]. При

цьому не зменшуються потреби у інформації про реальний стан ядерної установки, а саме – результати вимірів радіаційних параметрів приміщень, майданчика та стану бар'єрів безпеки реакторної установки. У випадках важкого радіоактивного забруднення рекомендується проводити контроль забруднення продуктів харчування та радіаційний контроль населення.

Потреби у цих напрямках моніторингу у випадку ядерної аварії частково можуть бути забезпечені апаратними та методичними розробками АКП.

Пошкодження ядерного палива без руйнування першого контуру може бути діагностовано за допомогою комплексу СТПК-01, що вже встановлений на більшості енергоблоків.

Пошкодження парогенератору може бути діагностовано за допомогою нашої установки «Азот-16-ПГ».

У разі пошкодження реакторної установки необхідно проводити заходи з радіаційного моніторингу довкілля методами відбору проб, що може бути виконано за допомогою лінійки наших спектрометрів серії «СЕРГ» та «СЕРБ», які широко використовуються як на ядерних установках, так і у мережі лабораторій Держспожив стандарту України.

Оперативне визначення рівня поверхневого забруднення місцевості може проводитися методом *insitu* спектрометрії за допомогою приладу ПРС-01, що успішно використовувався у Зоні відчуження ЧАЕС та у районах, прилеглих АЕС «Фукушіма» у Японії.

Більш детальне обстеження місцевості виконується шляхом відбору проб та лабораторних вимірювань. При цьому може бути виявлено та кількісно оцінено забруднення довкілля трансурановими елементами. Відповідна методика МВИ 06-03/11 розроблена, затверджена та використовується для вимірювань у Зоні відчуження ЧАЕС [3].

Важливим питанням є забезпечення безпеки населення. Як вже вказано, у разі значного забруднення необхідний контроль продуктів харчування та проведення радіаційного контролю населення, яке могло бути радіаційно забруднено через вживання продуктів харчування або пероральним шляхом.

Нами розроблена низка приладів (вже вказані спектрометри серій СЕРГ та СЕРБ) та відповідних методик виконання вимірів (МВВ) для контролю продуктів харчування. Для контролю населення та персоналу установок розроблені лічильники випромінювання людини, які впроваджені на АЕС та у деяких лікарняних установах. Всі ці прилади забезпечені метрологічно затвердженими МВВ.

Більш детально про прилади та методи можна дізнатися на сайті www.akp.com.ua.

Посилання

[1] Норми радіаційної безпеки України, затверджені постановою Головного державного санітарного лікаря України від 01 грудня 1997 року № 62

[2] Michel CHARTIER. «Monitoring of radionuclides in the environment. The French experience.» Regional Workshop on Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment Warsaw, Poland, 17-21 June 2013

[3] А. С. Казимиров, А. Г. Исаев, С. М. Иевлев, Е. В. Чорный, В. Р. Евсеев, А. Г. Третьяк, В. М. Антропов, А. И. Хабрика «Косвенные измерения содержания изотопов плутония в образцах почв зоны отчуждения ЧАЭС» - Наукотехничний збірник «Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля» – Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України – Київ, 2012 - вип.19, стор.111-114.

O.Kazymyrov, S.Ievliev, Y.Chorny

***AtomKomplexPrylad Instruments' Usage
in Case of Radiation Accident Due to Military Actions***

Annotation: *The report briefly considers possible threats of the military operations at the territories adjacent to the nuclear facilities. It underlines special features of the possible nuclear installations' damage consequences. It is the danger of the territory and food products contamination especially by alpha emitters. The international experience consists in environment and population monitoring for the justification of appropriate countermeasures for protecting the population.*

Authors propose some instruments (spectrometers of beta and gamma radiation) and methodological developments, which might be useful in such a monitoring program.

These include semiconductor and scintillation spectrometers for monitoring the reactor operation, beta and gamma scintillation spectrometers for food products monitoring, device for territory contamination assessment, whole body counters for the population monitoring.

All devices use verified measurement procedures, including unique procedure of the environmental samples plutonium contamination measurement.

**ДОСЛІДЖЕННЯ РАДІОАКТИВНИХ ВИКИДІВ ЧЕРЕЗ
ТЕХНОЛОГІЧНІ ОТВОРИ В ПОКРІВЛІ ОБ'ЄКТУ "УКРИТТЯ" В
УМОВАХ НОВОГО БЕЗПЕЧНОГО КОНФАЙМЕНТУ**

Калиновський Олександр, Краснов Віктор, Філіппов Олексій, Сабенін Павло

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

o.kalynovsky@ispnpp.kiev.ua

В статті представлені результати дослідження неорганізованих викидів радіоактивних аерозолів (РА) через технологічні отвори і нещільності легкої покрівлі об'єкту "Укриття" (ОУ) в період введення в експлуатацію та експлуатації комплексу НБК-ОУ з 2019 по 2022 рр. Розрахунок складу та активності нуклідів у викидах виконували на підставі аналізу активності

нуклідів, що акумульовані на планшетах, що розміщені безпосередньо над чотирма технологічними люками в легкій покрівлі. Середня щільність потоку викиду РА в 2019 р., 2020 р., 2021 р., 2022 р. дорівнює 1,6, 2,0, 1,9, 0,97 кБк/(м²•доба) відповідно. Значення коефіцієнта варіації щільності потоку викиду в 2019 р., 2020 р. і 2022 р. (більші 150 %), що обумовлено перервами в технологічній діяльності комплексу НБК, наприклад, в березні, квітні 2020 р. карантині обмеження; в березні, квітні, травні 2022 р. обмеження в зв'язку з військовими подіями. При штатній технологічній діяльності коефіцієнта варіації зменшується. Середня щільність потоку випадінь РА на легку покрівлю в 2019 р., 2020 р., 2021 р., 2022 р. дорівнює 1,9, 2,0, 2,0, 0,91 кБк/(м²•доба) відповідно. До встановлення арки в проектне положення середньорічна щільність потоку викидів перевищувала значення щільності випадінь в 3 – 5 разів.

Аналіз кореляційної залежності між щільністю викиду та випадіннями радіонуклідів показали, що коефіцієнт кореляції в 2019 р. дорівнював 0,65, в 2020 р. – 0,81, в 2022 р. – 0,97. У 2021 р. коефіцієнт кореляції був від'ємним і дорівнював 0,25. Це вірогідно вказує, що, окрім «неорганізованого» викиду РА через щілини в легкій покрівлі, в результаті технологічної діяльності з'являються потужні джерела генерації радіоактивного пилу в подарковому просторі, тому необхідно проводити додаткові сеанси з пилопригнічення в місцях виконання робіт.

Ключові слова: радіоактивних аерозолів, радіоактивні викиди, об'єкт "Укриття", новий безпечний конфайнмент.

RESEARCHING OF RADIOACTIVE RELEASES THROUGH TECHNOLOGICAL HOLES IN THE ROOF OF THE "SHELTER" OBJECT IN CONDITIONS OF THE NEW NEW SAFE CONFINEMENT

O.K. Kalynovskyi, V. O. Krasnov, O.V. Filippov, P. Sabenin

Institute for Safety Problems of NPP of NASU, Chernobyl, Ukraine

Abstract: *The results of researching of unorganized releases of radioactive aerosols (RA) through holes and splits the light roof of the Shelter Object (SO) during a commissioning and operation the complex of NSC-SO within 2019 - 2022 are presented in the article.*

The calculation of the composition and nuclides activity in releases was fulfilled on the basis of the analysis of nuclides activity accumulated on tablets placed directly above four technological hatches in the light roof. The average of release flux density of RA in 2019, 2020, 2021, 2022 were 1.6, 2.0, 1.9, 0.97 kBq/(m²•day), respectively. The value of the coefficient of variation of release flow density in 2019, 2020 and 2022 (more than 150%). Such increasing is due to interruptions in technological activity of the NSC complex, for example, in March, April 2020 by quarantine

restrictions; in March, April, May 2022 restrictions by military events. The average density of RA fallout flux on the light roof in 2019, 2020, 2021, 2022 were 1.9, 2.0, 2.0, 0.91 kBq/(m²•day), respectively. The average annual density of the release flux RA exceeded the value of the fallout density by 3 to 5 times before an installation of the arch in design position.

The analysis of the correlation dependence between the release density and fallout of radionuclides showed that the correlation coefficient in 2019 was equal to 0.65, in 2020 - 0.81, in 2022 - 0.97, but in 2021, the correlation coefficient was negative and equal to 0.25. This probably indicates that, powerful sources of radioactive dust generation had appeared in the under arc space, in addition to the "unorganized" emission of RA through splits and holes in the roof, as a result of technological activity, so it is necessary to conduct additional dust suppression sessions on working locations.

Keywords: radioactive aerosols, radioactive releases, Shelter Object, New Safe Confinement.

ОЧИЩЕННЯ ЗАБРУДНЕНИХ УРАНОМ ВОД МЕХАНОХІМІЧНО АКТИВОВАНИМ ОРГАНОМОНТОМОРІЛОНІТОМ

Ковальчук І.А.^{1, 2}

¹ Інститут сорбції та проблем ендоекології НАН України,

² Національний технічний університет України "Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського", Київ, kowalchukiryana@gmail.com

Війна в Україні призвела до виведення з експлуатації цілого ряду промислових підприємств та утворення значної кількості небезпечних забруднювачів. В результаті ударів військової зброї ураження зазнають місця видобутку, переробки, зберігання та утилізації радіоактивних речовин. Крім того, ураження військовою зброєю призводить до надходження в результаті вибухів у довкілля токсичних та радіоактивних речовин. Перевагами сорбційного методу очищення забруднених вод з поміж численних методів очищення є селективне видалення незначних кількостей токсикантів. На сьогоднішній день для очищення водного басейну пропонується велике різноманіття природних та синтетичних сорбентів. Проте доцільність використання природних глинистих мінералів обумовлена їх доступністю та низькою вартістю. Фізичне та хімічне модифікування поверхні глинистих мінералів дає змогу суттєво покращити їх сорбційні та технологічні характеристики. Зокрема, використання енергонапруженого диспергування сприяє зростанню поверхневих характеристик глинистих мінералів, а присутність в дисперсійному середовищі великорозмірних органічних молекул значно скорочує час диспергування.

Нашою метою був пошук оптимального способу модифікування глинистих мінералів методом механохімічної активації для їх подальшого використання в процесах очищення води від неорганічних токсикантів.

Найпоширеніший мінерал групи смектитів — монтморилоніт (ММТ) отримано з Черкаського родовища України (с. Дашуківка Лисянського району Черкаської області). Загальна структурна формула монтморилоніту $(Ca_{0,12}Na_{0,03}K_{0,03})_{0,18}(Al_{1,39}Mg_{0,13}Fe_{0,44})_{1,96}(Si_{3,88}Al_{0,12})_4O_{10}(OH)_2 \cdot nH_2O$, катіонна обмінна ємкість (КОЄ) 1,0 ммоль/г. Структура монтморилоніту (2:1) представлена шаром октаєдрів, які містяться між двома шарами тетраєдрів. В міжпакетному просторі ММТ можуть знаходитись молекули води, завдяки чому ММТ має здатність до набухання. Для одержання органомодифікованого монтморилоніту (ОММТ) було використано катіонну ПАР гексадецилтриметиламоній бромід $(C_{16}H_{33})N(CH_3)_3Br$. Механохімічну активацію ММТ та ОММТ проводили з використанням планетарного млина Pulverisette-6 (Fritsch) впродовж 0,5 - 4 годин та 2-25 хвилин відповідно.

Досягнення суттєвого покращення результатів сорбційного очищення води від урану від 0,05 ммоль/г для ММТ до 0,12 ммоль/г для механохімічно активованого ММТ відбувається внаслідок довготривалої 2 год механохімічної обробки ММТ. При модифікуванні поверхні ММТ катіонною ПАР гексадецилтриметиламоній бромідом змінюється гідрофільно-гідрофобний баланс поверхні - знак дзета-потенціалу частинок змінюється з негативного для ММТ до позитивного для ОММТ в усьому діапазоні значень рН [1]. Для органомонтморилоніту величини сорбції урану (VI) складають 0,11 ммоль/г та 0,24 ммоль/г (при співвідношенні КОЄ:ПАР 1:1 та 1:2 відповідно), при цьому з водних розчинів ефективно вилучаються як аніонні, так і катіонні форми урану [2]. Синтезовані зразки механохімічно активованого органомонтморилоніту демонструють високі сорбційні характеристики по відношенню до сполук урану вже при 2 хв високоенергетичного диспергування. При цьому зростають як величини сорбції (понад 0,40 ммоль/г), так і селективність отриманого сорбційного матеріалу ($K_d > 10^4$ см³/г). Органомонтморилоніт є більш стійким до механічного руйнування при сухому помелі ніж природний ММТ. Органоглини модифіковані довголанцюговими катіонами алкіламонію діють як мастило та захищають глинистий мінерал від тертя під час помелу у високоенергетичному планетарному кульовому млині. Модифікація ММТ четвертинною сіллю амонію призводить до уповільнення деформації і аморфізації структури монтморилоніту.

Отже, механохімічне активування глинистих мінералів, модифікованих катіонними ПАР дає змогу суттєво покращувати їх сорбційні властивості навіть при досить короткотривалому енергонапруженому диспергуванні. Отримані високоефективні сорбційні матеріали можуть бути використані для вилучення всіх форм радіонуклідів із забрудненого водного середовища.

Список використаних джерел:

1. Ковальчук І.А., Лагута А.М. Корнілович Б.Ю., Тобілко В.Ю. Органофілізовані шаруваті силікати для видалення сполук урану (VI) з мінералізованих вод // Хімія, фізика та технологія поверхні. – 2020. – 2. – С. 215-227.
2. Голембіовський А.О., Ковальчук І.А., Корнілович Б.Ю., Жданюк Н.В. Вилучення сполук U(VI) з вод із використанням органічних // Наукові Вісті НТУУ "КПІ". – 2011. – 6. – С. 154-158.

Sorption materials on the base of montmorillonite (organoclays) were used for the removal of uranium (VI) from contaminated water. The method of mechanochemical activation for increasing the sorption capacity and selectivity of the clays surface was used. It was established that the mechanochemical activation of clay minerals modified with cationic surfactants significantly reduces the time of mechanochemical processing and increases the sorption characteristics of the material. A significant increase in the sorption characteristics of the synthesized material (more than four times compare to natural minerals and more than twice compare to organoclays) was shown. The obtained sorbents can be widely used in water purification technologies and modern environmental protection technologies.

INFLUENCE OF NSC ON TEMPERATURE DYNAMICS IN FCM CLUSTERS IN ROOMS 305/2, 304/3.

Krasnov V.O., Doroshenko A.O. Pavlyuchenko M.I., Muliar D.O.

Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plant of the National Academy of Sciences of Ukraine, Chernobyl, a.doroshenko@ispnpp.kiev.ua

Abstract: An analysis of the results of temperature measurements near hypothetically nuclear-hazardous cluster (accumulations of fuel-containing materials) by monitoring systems inside of the "Shelter" object and the New Safe Confinement was carried out. A close connection between different control points was revealed, which is explained by the presence of a common source of thermal energy. The changes that occurred as a result of the installation of the New Safe Confinement in project position and their impact on fuel-containing materials were analyzed. The research of temperature fields and heat flows was important in the research of nuclear fuel under the conditions of the "Shelter" object.

In the summer of 1986, it was possible to go through many internal premises of the destroyed 4th unit of the Chernobyl nuclear power plant and to install monitoring devices in relatively accessible areas. This made it possible to identify places where nuclear fuel was located by means of indirect measurements, and also made it

possible to use the results in estimating the mass of fuel in individual rooms of the "Shelter" object [1].

In the autumn of 1986, it was possible to enter room 213/2 and install a several numbers of temperature and heat flow sensors on the surface and in the depth of western wall. The temperature on the surface varied from +40 to +60 °C, and in the wall, in the well, which was drilled at an upward angle, it reached +150 °C. These data indicated a significant accumulation of fuel in the premises located above and to the west of room 213/2

Thermal measurements on the walls and floors of the premises provided indirect data on the presence and mass of "hot" fuel in inaccessible premises, but this was incomplete information on the geometry and amount of fuel-containing materials (FCM), fuel content in their volume, etc. The lack of information on the neutron flux density (NFD) did not allow for subcritical control. So, for this it is necessary to deliver sensors inside the FCM cluster itself or to local places on the periphery of a large cluster, where the power of the exposure dose often reached hundreds and thousands of R/h.

In the period 1988 - 1990, several dozen wells with a depth of 8 - 20 m into the reactor vessel and sub-reactor premises, were drilled from the south, west and east and at various elevations. In May 1988, a functional network of research channels for remote measurement of GDR, NFD and temperature was created, which were combined into the information and measurement system (IMS) "Finish", and its detectors were installed in wells.

So, the temperature in well Z.9.E, which was passed on 14.06.1988 from room 207/5 (mouth) to room 305/2 at a depth of 13.7 m (butthole) reached 130 °C, GDR - 870 R/hour, and in the well Z.9.K 166-169°C (November 12, 1988), GDR - 3236 R/hour. But already on July 31, 1991, the temperature in this well was 56.5 °C, which corresponds to a decrease in temperature of approximately 0.1 degrees/day or 41 degrees/year (the drilling of the well is also in note 305/2).

Temperature measurements were performed in wells, the bottoms of which are located at rooms 305/2, 304/3 and 207/5,6, with the help of thermoelectric converters (thermocouples and thermoresistors), which were connected to the measuring channels of the IMS, and now the expert diagnostic system (EDS). In these premises, according to various estimates [2], there are significant accumulations of FCM, containing approximately 100 tons of nuclear fuel.

The accuracy of measuring the temperature in the channel according to the calibration data is $\pm 1^\circ\text{C}$, which is sufficient for studying the dynamics of the nuclear-physical parameters of the FCM in the premises of the destroyed unit 4 of the Chernobyl Nuclear Power Plant.

The temperature control was carried out by the "Finish R" and "Finish I" IMS in a session mode (6 channels, 5 sessions per day) daily before commissioning of the IAMS, and after, the temperature was measured in 13 channels of the EDS, once a day and at least 1 time once a week

COVID-19 and military actions in the first half of 2022 did not allow this to be carried out regularly, that is, in monitoring mode. In this regard, appropriate

corrections were made to the methodology of statistical analysis of temperature dynamics in the conditions of the NSC SO to reduce the bias in the estimates of statistical parameters.

In fig. 1 presents a graph of characterizing of the dynamics of maximum and minimum temperatures (°C) in the room 305/2 from 1994 to 2022 incl.

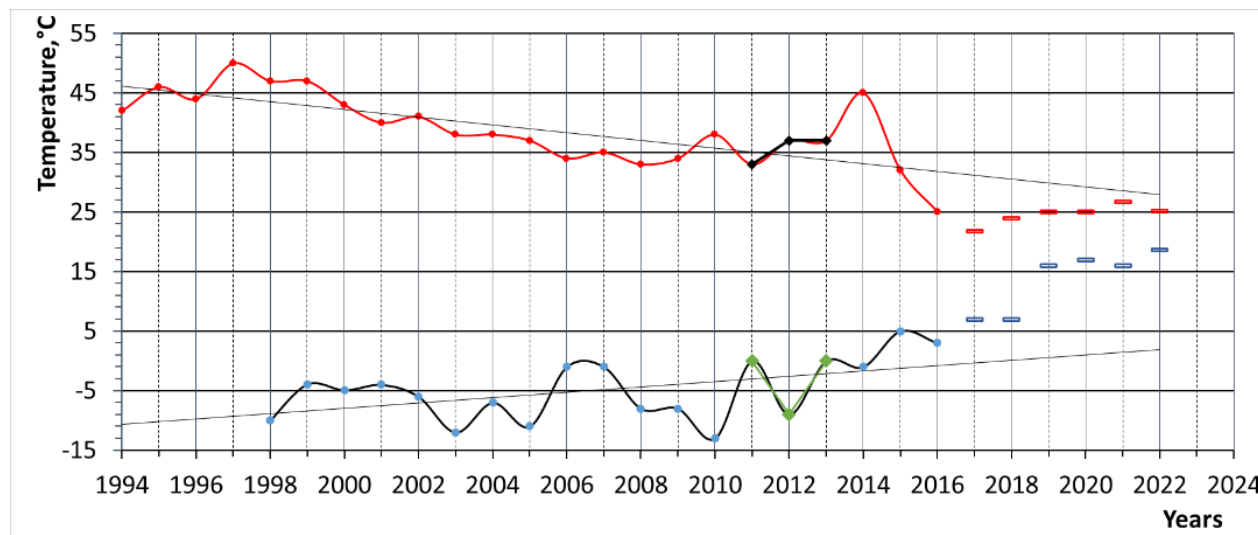


Fig. 1 - Dynamics of maximum and minimum temperatures (°C) in the room 305/2 from 1994 to 2022.

Maximum average temperatures are recorded by channels K 7, 13, 21 (room 305/2), minimum by channels K23, 25, 26, 27 (app. 305/2, 207/5,6), which is explained by the location of temperature sensors on the periphery of PVM clusters.

Time series of temperature observations under the conditions of NBK-SO in the room 305/2 (K 23 and K7). These are the channels in which the minimum (K23) and maximum (K7) values were observed, and the temperature values in the remaining 11 channels are in the interval between them. The temperature difference between the maximum and minimum values at one point in time is about 5 °C.

To determine the relationship between the parameters between the channels, the linear correlation coefficients were calculated. Temperature changes in the channels are closely related, as evidenced by the correlation coefficient, which corresponds to a very strong relationship on the Chaddock scale. This may indicate the presence of a common heat source for all measurement channels.

Conclusions

1. The NSC largely insulated the SO from the influence of external temperatures, as evidenced by the absence of sub-zero temperatures that existed before its installation.

2. In the conditions of the NSC, such a factor of FCM degradation as physical weathering is reduced to a minimum, chemical and radiation factors dominate.

3. The highest temperatures are recorded in the room 305/2 (southeastern and eastern parts), which indicates the presence of significant masses of FCM there.

4. Temperatures in the rooms have stabilized, the dynamics are not significant (the coefficient of variation on the periphery does not exceed 23%, and its minimum values are 7-13%), residual heat release is not significant, radiogenic heat release dominates, although not significant.

References:

1. Работы по контролю нейтронно-физических параметров топливосодержащей массы в пом. 304/3 объекта «Укрытие», выполненные в июне 1990 г.: (Отчет) / КЭ при ИАЭ им. И. В. Курчатова. - Арх. № 1511. – Чернобыль, 1990
2. Боровой А.А., Богатов С.А., Пазухин Э.М. Лавообразные топливосодержащие массы объекта «Укрытие». – Киев, 1993. - (Препр. / НАН Украины. Ин-т кибернетики им. В. Н. Глушкова; № 93/17).

РОЛЬ І МІСЦЕ МОДЕЛЮВАННЯ ФІЗИЧНОГО СТАНУ НБК ТА ЙОГО ВПЛИВ НА НАВКОЛИШНЄ СЕРЕДОВИЩЕ

Круковський Павло, Склярєнко Дмитро*, Смольченко Дмитро*,
Дейнеко Андрій*, Кондратенко Сергій***

*Інститут технічної теплофізики НАН України, м. Київ, вул. Желябова, 2а,
Ел.адреса: kruk_2@ukr.net

**ДСП Чорнобильська АЕС а/с 11, м. Славутич Київської області, Україна 07101
Ел.адреса: kondratenko@chnpp.gov.ua

Анотація. Метою роботи є аналіз особливостей експлуатації Нового Безпечного Конфайнменту (НБК і фізичних процесів, що визначають ці особливості, а також аналіз внутрішнього стану НБК та його взаємодію з навколишнім середовищем (НС). Довгострокову експлуатацію НБК (не менше 100 років) визначають термодинамічні, гідравлічні та вологісні фізичні процеси в кільцевому просторі (КП) НБК, а в основному об'ємі (ОО) НБК додаються ще масообміні (повітря - радіоактивні аерозолі (РА)) процеси на межі НБК-НС. **Проблемою НБК є його негерметичність і внаслідок цього наявність неконтрольованих викидів повітря з РА в НС через протічки у різних місцях НБК. Витрати повітря через ці протічки вимірювати неможливо. Тому, при розбиранні нестабільних конструкцій Об'єкта «Укриття» та вилучення паливомістких матеріалів із зруйнованого реактора підніматиметься, поширюватиметься в ОО і викидатиметься за межі НБК значна неконтрольована кількість РА. В роботі показано, що такі викиди з ОО в навколишнє середовище при вилученні паливомістких матеріалів, а також різних аварій та відмов обладнання можуть бути отримані лише за допомогою моделей фізичного стану НБК. Це показує важливу роль моделювання радіаційного стану НБК, а також місце моделей, що**

розробляються, в системі прогнозування та оптимального управління НБК для зниження або усунення радіаційного впливу на навколишнє середовище.

Новий Безпечний Конфайнмент (НБК) є захисною спорудою (рис. 1), що включає в себе обладнання для вилучення із зруйнованого 4-го енергоблоку ЧАЕС матеріалів, які містять ядерне паливо, забезпечення безпеки персоналу, населення і навколишнього середовища (НС), а також перетворення зруйнованого енергоблоку в екологічно безпечну систему [1]. Для забезпечення безпеки персоналу, населення та навколишнього середовища НБК має зовнішню і внутрішню оболонки (рис. 1), які не є повністю герметичними.

Негерметичність НБК є основною проблемою, яка призводить до неконтрольованих викидів повітря з РА в навколишнє середовище через протічки у різних місцях НБК. Витрати повітря через ці протічки вимірювати поки що не можливо. Тому, при розбиранні нестабільних конструкцій Об'єкта «Укриття» та вилученні паливомістких матеріалів із зруйнованого реактора підніматиметься, поширюватиметься в ОО і викидатиметься за межі НБК в навколишнє середовище значна неконтрольована кількість РА. Викиди відбуваються через протічки в місцях примикань нижніх частин східної та західної стін НБК з будівельними конструкціями (рис.1). Протічки через оболонки НБК є численні дрібні щілини між сталевими листами, а в місцях примикань ущільнюючих мембран щілини між нижніми торцями стін НБК і будівельними конструкціями, протяжність яких становить сотні метрів. Грубі оцінки сумарних площ щілин у зовнішній оболонці (включаючи циліндричну частину) оцінюються близько 2 м², під західною стіною близько 2 м², а під східною стіною близько 4 м².

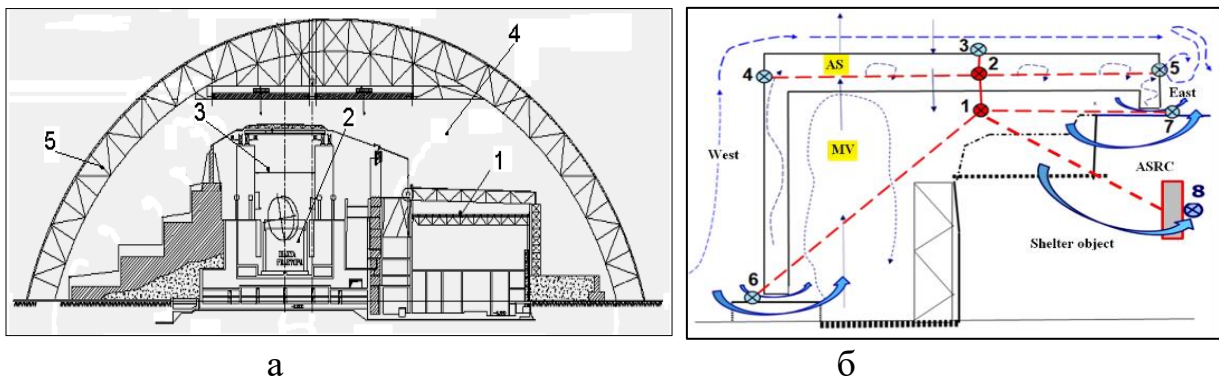
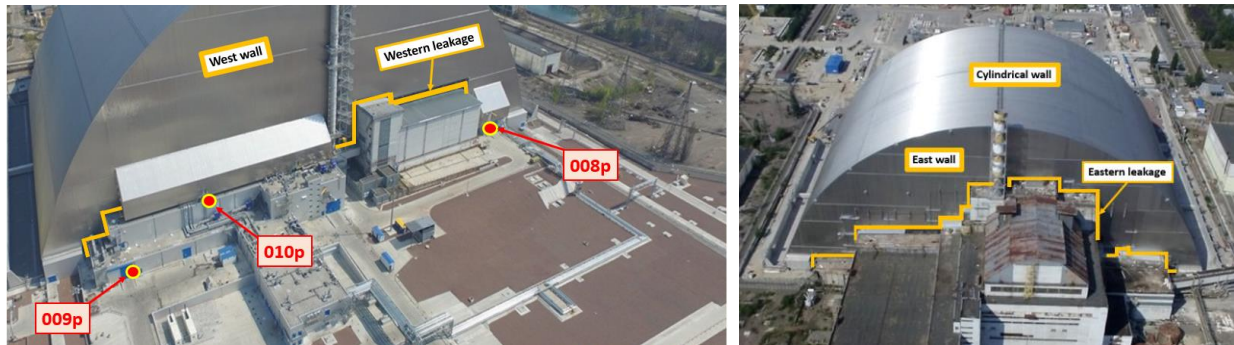


Рис. 1. Схеми ОУ і НБК у поперечному розрізі (а) та поздовжньому розрізі (б). На рис. а: 1- турбінний зал, 2 – зруйнований реактор, 3 – центральний зал ОУ, 4 – основний об'єм та 5 – кільцевий простір НБК. На рис. б: стрілки показують рух повітряного потоку, що обтікає НБК та тепловий рух повітря всередині НБК. Схема (б) показує також 8 вузлів 0D моделі, в якій вузли 1 і 2 є розрахунковими, а решта – що задаються на межах НБК

Протічки під західною та східною стінами призводять до **неконтрольованих (невимірюваних) викидів** повітря та РА з основного об'єму НБК в навколишнє середовище. Цей викид названий «**низьким викидом**», в той же час із основного об'єму є «**високий викид**» через вентиляційну

установку та трубу заввишки близько 100 м на західній стіні (див. рис. 2а). Цей викид є *контрольованим (вимірюваним) викидом* повітря, але вже без РА, оскільки РА затримується спеціальними фільтрами.



а

б

Рис. 2. Розташування місць протічок повітря з РА до НС (жовтий колір) на фото НБК на західній (а), східній (б) сторонах НБК, а також розташування датчиків перепаду тиску 008, 009 та 010 тільки на західній стороні (червоні точки)

Таким чином між протічками, розташованими протилежно під західною та східною стінами (рис.1б), виникають перепади тисків і неконтрольовані потоки повітря («протяги»), інтенсивність яких сильно залежить від напрямку та швидкості вітру. Так, при західному напрямку вітру (переважаючий напрямок) низький викид повітря з РА відбувається у східному напрямку, а при східному - у західному. Для зменшення низького викиду в ОО створюється невеликий вакуум за допомогою витяжної вентиляції, що дозволяє уникнути викиду приблизно до швидкостей вітру 4 -5 м/с, але при більш високих швидкостях викиди виникають.

Вимірювання самих викидів через щілини протяжністю сотні метрів неможливе, але є можливість їх розрахунку за допомогою комп'ютерних моделей та моделювання гідравлічного стану НБК, що враховують:

- повний баланс витрат повітря всередині НБК та за його межі;
- витрати, що нагнітають у КП і видаляють із ОО за межі НБК вентиляторами;
- сумарну площу протічок через зовнішню оболонку НБК до НС;
- сумарну площу протічок між КП та ОО;
- сумарні площі західних та східних протічок низького викиду між ОО та НС;
- визначення тиску на зовнішній поверхні НБК при довільних напрямках та швидкостях вітру.

Комп'ютерна модель гідравлічного стану НБК (рис.1б) описана в [2] і являє собою нульмірну (0D) модель із зосередженими параметрами з 8-ма вузлами, в яких тиски у вузлах 1 і 2 є розрахунковими, а решта 3-8 – із заданням тиску на межах НБК. Тиски у вузлах 3-8 визначаються за допомогою тривимірного (3D) моделювання зовнішнього обтікання НБК, описаного в [3]. Усі площі протічок між КП і ОО, через зовнішню оболонку до НС, а також

протічки низького викиду із ОО до НС визначаються шляхом вирішення зворотних задач [2] з використанням експлуатаційних даних НБК.

Приклад застосування моделі у вигляді залежності нижнього викиду витрат повітря від часу для західної та східної протічок під стінами НБК наведено на рис.3 та детально викладено у [2]. На цьому рисунку позитивні витрати повітря спрямовані всередину НБК, а негативні із НБК до НС. Суттєві зміни характеру поведінки витрат визначаються постійними змінами напрямку і швидкості вітру, що зовні обтікають НБК. Така *0D* модель потенційно дозволяє працювати в режимі реального часу, надавати оператору НБК візуальну інформацію про наявні викиди повітря за межі НБК і в подальшому зменшення або запобігання викидів шляхом оптимального керування системою вентиляції НБК.

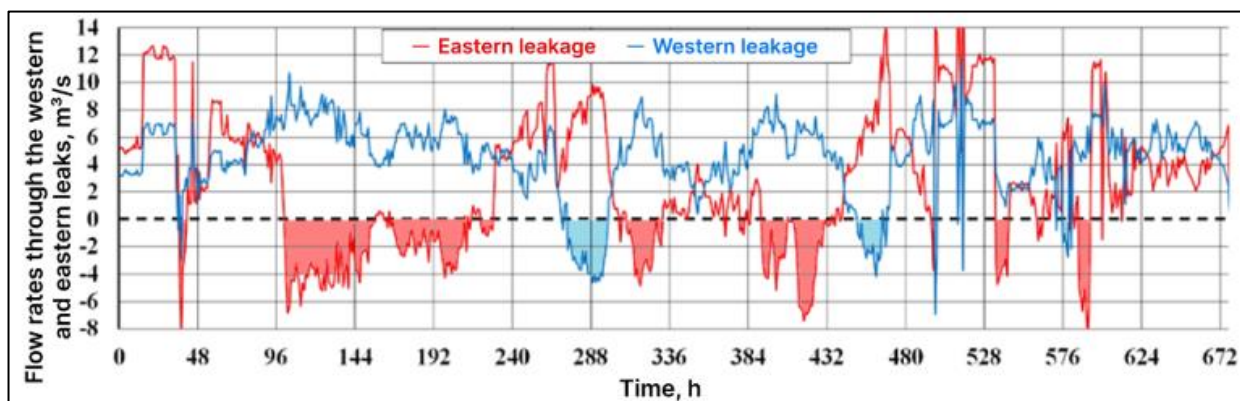


Рис. 3 Залежності нижнього викиду витрат повітря в часі для західної та східної протічок під стінами НБК протягом 28 днів

Зі сказаного вище можна зробити висновок, що кількісне визначення низького викиду повітря з РА із НБК до НС можливе *лише за допомогою комп'ютерних моделей та моделювання* гідравлічного стану НБК, що *показує важливу роль моделювання* для аналізу радіаційної безпеки НБК.

Неорганізований викид повітря із НБК до НС розглядався вище без урахування локального викиду та розповсюдження РА в ОО НБК (об'ємом близько 1,3 млн.м³) від місця викиду РА до місць протічок із НБК (рис.1б) при різноманітних роботах із вилучення радіоактивних матеріалів, сценаріях аварій та відмов обладнання. Внаслідок слабого руху повітря в ОО (1 - 5 см/с) РА поширюються від місця викиду повільно і досить інтенсивно осідають, тому до місць протічок концентрація РА зменшується і відтак викиди за межі НБК теж зменшуються, що можна розраховувати також тільки за допомогою моделювання.

Таке моделювання вирішує *другу проблему експлуатації НБК* (спільно з першою) – це *аналіз і прогнозування поширення РА в ОО та викиди РА за межі НБК* при різних роботах із вилучення радіоактивних матеріалів, сценаріях аварій та відмов обладнання. Наприклад, у документі ЧАЕС з експлуатації комплексу "НБК-ОУ" [4] наводяться численні (біля 100) сценарії аварій та відмов обладнання, *але не наведено їх наслідки та компенсуючі*

заходи щодо зниження цих наслідків. Зокрема аналіз ризиків небезпечного впливу на персонал НБК і забруднення РА навколишнього середовища.

У монографії [5] та на рис. 4 наводиться приклад моделювання аналізу та прогнозування поширення РА в ОО при роботах по вилученню радіоактивних матеріалів в центральному залі зруйнованого реактора. Комп'ютерна модель радіаційного стану НБК описана в [5] і являє собою тривимірну (3D) модель з великою кількістю розрахункових вузлів (від сотень тисяч до мільйонів), що дозволяє одержувати детальні тривимірні розподіли всіх необхідних фізичних процесів і полів цих процесів в об'ємах НБК. В нашому випадку це тепловий стан в КП, ОО, ОУ і всіх будівельних конструкціях з фундаментами і землею на глибину 15 м, а також розподіли тисків і швидкостей потоків сухого і вологого повітря.

Радіаційний аналіз НБК дозволяє аналізувати і прогнозувати динаміку локальних викидів РА в різних частинах ОУ і всіх будівельних конструкцій під НБК та детальні розподіли концентрації РА в ОО і викидів РА в місцях протічок в навколишнє середовище. Ці моделі більш повільні за 0D моделі, але, як сказано вище, набагато інформативніші і потенційно дозволяють проводити аналіз та прогнозування поширення РА в ОО та викиди РА за межі НБК при різних роботах з вилученням радіоактивних матеріалів, сценаріях аварій та відмов обладнання, наприклад наведених в [4]. Автори статті успішно застосували ці моделі для аналізу та прогнозування двох сценаріїв із [4] стосовно викидів і поширення РА в ОО НБК та викидів за його межі при обваленні конструкції ОУ і внаслідок пожежі на даху машзала.

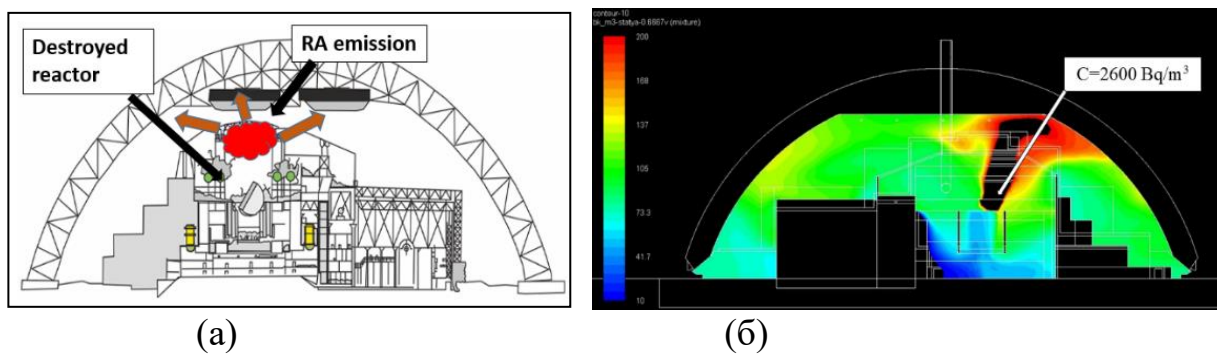


Рис. 4. Джерело викиду РА в центральному залі зруйнованого реактора (а) та розподіл концентрації РА в ОО НБК після 6 годин викиду

Автори вважають що таке моделювання може бути застосовано для всіх необхідних сценаріїв аварій та відмов обладнання із [4], а також одночасно і аварій разом з відмовою обладнання, що цілком вірогідно при довготривалій експлуатації НБК. Для персоналу НБК такі 3D моделі з часом потенційно можуть бути тренажерами аналізу і прогнозування означених вище задач.

Висновки

1. Негерметичність НБК є основною проблемою, яка призводить до неконтрольованих викидів повітря з РА (низького викиду) в навколишнє середовище через протічки в різних місцях НБК. Витрати повітря через ці протікання вимірювати не можливо.

2. Вирішення цієї проблеми можливе лише за допомогою 0D комп'ютерних моделей та моделювання гідравлічного стану НБК для визначення низького викиду повітря з РА із НБК в довкілля.

3. Такі моделі потенційно дозволяють працювати в режимі реального часу, надавати оператору НБК візуальну інформацію про наявні викиди повітря за межі НБК і в подальшому зменшення або запобігання викидів шляхом оптимального керування системою вентиляції НБК.

4. Другою проблемою експлуатації НБК (спільно з першою) є необхідність аналізу і прогнозування сценаріїв поширення РА в ОО та викидів РА за межі НБК при різних роботах з вилучення радіоактивних матеріалів, сценаріях і наслідків аварій та відмов обладнання, а також компенсуючих заходів щодо зниження цих наслідків (документ «Отчет по анализу безопасности эксплуатации комплекса "НБК-ОУ", Глава 11, «Анализ потенциальных аварий и облучений» 295 с.).

5. Вирішення цієї проблеми можливе лише за допомогою 3D комп'ютерних моделей та моделювання, що дозволяє аналізувати і прогнозувати динаміку локальних викидів РА в різних частинах ОУ і всіх будівельних конструкцій під НБК та детальні розподіли концентрації РА в ОО і викидів РА в місцях протічок в навколишнє середовище.

6. Таке моделювання може бути застосовано для всіх необхідних сценаріїв аварій та відмов обладнання, а також одночасно і аварій разом з відмовою обладнання, що цілком вірогідно при довготривалій експлуатації НБК. Для персоналу НБК такі 3D моделі з часом потенційно можуть бути тренажерами аналізу і прогнозування означених вище задач.

7. Розроблені моделі та моделювання відіграє важливу роль не тільки для аналізу радіаційної безпеки НБК, що викладено вище, але в майбутньому їх місце може бути в ІСУ НБК для оптимального управління системою вентиляції з метою зниження ризиків викиду РА за межі НБК.

Література

1. <https://chnpp.gov.ua/en/activity/shelter-object-transformation/project-nsc-construction>

2. Круковський П.Г, Скляренко Д.І, Дядюшко Є.В. АНАЛІЗ НИЗЬКОГО ВИТОКУ ПОВІТРЯ ЗА МЕЖІ НБК ТА НА ДІЛЯНЦІ ОБШИВКИ ВЕНТШАХТИ ДСРВ // VII міжнародна конференція «Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики і відновлення навколишнього середовища» INUDESCO, 27–28 квітня, 2022 р., м. Славутич, Україна. – с.82-85.

3. Скляренко Д.І, Круковський П.Г, Дядюшко Є.В. Модель вітрового обтікання та розподілу тисків на поверхнях Нового безпечного конфайнмента

ЧАЕС // VII міжнародна конференція «Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики і відновлення навколишнього середовища» INUDECO, 27–28 квітня, 2022 р., м. Славутич, Україна. – с.79-81.

4. Отчет по анализу безопасности эксплуатации комплекса "НБК-ОУ", Глава 11, «Анализ потенциальных аварий и облучений» 295 с.

5. Круковский П.Г., Метель М.А., Скляренко Д.И. и др. Новый безопасный конфайнмент Чернобыльской АЭС (расчетно-экспериментальный анализ при проектировании и эксплуатации). // Институт технической теплофизики НАН Украины. – Киев: изд-во ООО «Франко Пак». – 2019. – 300с.

***Annotation.** The purpose of the work is to analyze the features of the operation of the New Safe Confinement (NSC) and analysis of the physical processes that determine these features, as well as the analysis of the internal state of the NSC and its interaction with the environment. The long-term operation of the NSC (at least 100 years) is determined by thermodynamic, hydraulic and moisture physical processes in the annular space (AS) of the NSC, and in the main volume (MV) of the NSC, mass transfer (air - radioactive aerosols (RA)) processes are added, both inside the NSC, and at the NSC-environment boundary. The problem of the NSC is its leakage and, as a result, the presence of uncontrolled air emissions from the RA into the environment through leaks in various places of the NSC. It is not yet possible to measure the air flow through these leaks. Therefore, when dismantling the unstable structures of the Shelter Object and extracting fuel-containing materials from the destroyed reactor, a significant uncontrolled amount of RA will rise, spread into the MV and be thrown out of the NSC. The paper shows that such emissions from the MV into the environment during the extraction of fuel-containing materials, as well as of various accidents and of equipment failures, can only be obtained using models of the physical state of the NSC. This shows the important role of modeling the radiation state of the NSC, as well as the place of the models being developed in the system of forecasting and optimal management of the NSC to reduce or eliminate the radiation impact on the environment.*

ANALYSIS OF THE SYSTEM FOR LIQUID RADIOACTIVE MEDIA CEMENTING

Lys Stepan, Lviv Polytechnic National University, Department of Heat Engineering and Thermal and Nuclear Power Plants, Lviv. E-mail: lysss@ukr.net

Alexander Kanyuka, Khmelnytsky NPP, Khmelnytskyy. E-mail: lysss@ukr.net

The liquid waste management system includes the following systems: floor water treatment system KPF10-60; system for temporal liquid radioactive fluid storage (KPK system); liquid radioactive media concentration system (KPC system); system for liquid radioactive media cementing (KPN system). Purpose of the cementation plant is to transfer vat residue concentrate, used sorbents from water

treatment filters and sludge to a solid monolithic product, suitable for burial. It is multifunctional universal facility, which can be used for solidification of 6 types of liquid radioactive waste by sealed cement mix receipt (tank, container) with help of components mixing by fastened dipped mixer. The plant functions in all normal operating conditions, including start-up and shutdown of the Unit, if necessary. In anticipated operational occurrences and emergency conditions not related to loss of power the system can perform its functions depending on nature of violations. The system provides cementation of vat residue concentrates and sludge in all normal conditions of the Unit in accordance with system functions.

Keywords: liquid radioactive waste, system for liquid radioactive media, liquid radioactive media cementing, cementation plant, water treatment filters.

Introduction

Purpose of the cementation plant is to transfer vat residue concentrate, used sorbents from water treatment filters and sludge to a solid monolithic product, suitable for burial. It is multifunctional universal facility, which can be used for solidification of 6 types of liquid radioactive waste by sealed cement mix receipt (tank, container) with help of components mixing by fastened dipped mixer [1].

Major functions of the plant [1] are:

- supply of cement;
- preparation of sorbents and sludge;
- preparation of salty concentrate of vat residue;
- cementation, including supply of additives (bentonite clay).

The given technology was chosen, based on working properties analysis of cementing facilities.

Requirements for functions to be implemented [1-3]:

- quality of cement compound should meet requirements to radionuclide leaching rate being less than 10^{-3} g/cm² per day;
- cementation of vat residue concentrate, sorbents and sludge, and packing of final product in 0,2 m³drums;
- the plant design should assure safety of personnel during concentration and maintenance, as well as easy service.

Design criteria

The system provides cementation of vat residue concentrates and sludge in all normal conditions of the Unit in accordance with system functions. Capacity of the cementation plant is up to 9 drums of 200 liters each per shift, estimated by time of cementation [1].

According to [2] SPAS-88/93, the liquid radioactive media fall into three categories by degree of activity:

- | | |
|-----------------|---|
| - low-active | - less than $3,7 \cdot 10^5$ Bq/l |
| - medium-active | - $3,7 \cdot 10^5$ Bq/l to $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq/l |

- high-active - over $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq/l

NPP does not generate high-active liquids.

Calculated quantity of medium-active sorbents from water treatment filters is $7,5 \text{ m}^3/\text{year}$ from one Unit. Volumetric activity is up to $2,18 \cdot 10^{12} \text{ Bq/m}^3$. Calculated quantity of sludge is $10 \text{ m}^3/\text{year}$ from one Unit, volumetric activity is up to $3,3 \cdot 10^{11} \text{ Bq/m}^3$. Calculated quantity of vat residue concentrate is $50,5 \text{ m}^3/\text{year}$ (concentration - 800 kg/m^3) from one Unit from water treatment systems and laundry waters, volumetric activity is $4,4 \cdot 10^{12} \text{ Bq/m}^3$. Calculated quantity of spongy titanium powder is $0,8 \text{ m}^3/\text{year}$, volumetric activity is up to $4,9 \cdot 10^{11} \text{ Bq/m}^3$. Calculated quantity of low-activity sorbents from the water treatment filters is $4,5 \text{ m}^3/\text{year}$ from one Unit, volumetric activity is $3,31 \cdot 10^8 \text{ Bq/m}^3$ [1, 4-7]. Liquid radioactive media entering the plant, quantities and volumetric activities are given in Table 1.

Table 1. Liquid radioactive media entering the plant, quantities and volumetric activities [1]

Description of liquid radioactive media	Quantity, m^3/year	Volumetric activity, Bq/m^3
Vat residue salt concentrate from water treatment system and laundry (concentration - 800 kg/m^3)	40-50,5	$4,4 \cdot 10^{12}$
Middle-activity sorbents (resins)	7,5	$2,18 \cdot 10^{12}$
Low-activity sorbents (resins)	4,5	$3,31 \cdot 10^8$
Sludge (from hydraulic cyclone)	10,0	$3,3 \cdot 10^{11}$
Spongy titanium powder	0,8	$4,9 \cdot 10^{11}$

Maximum calculated quantity of salt concentrate to be put in one drum for cementation is 100 kg by salts. Maximum calculated quantity of medium-activity and low-activity resins, sludge and spongy titanium powder is 60 kg by dry product.

Cementation plant will use port land cement or port land blast furnace cement as binding agent and bentonitic clay or raw clay as additives. Binding mass ratio is 5:1...10:1 depending on bentonitic organics quality in the source product [1]. For cementation it is recommended to use industrial port land cement or port land blast furnace cement 400 or 500.

Bentonite clay (GOST 28177-89), used as a sorption additive to cement have the composition as follows (e.g. M4T1K bentonite) (% mass): SiO_2 – 50,7; Si_{fixed} – 12,2; Al_2O_3 – 14,9; Fe_2O_3 – 4,7; FeO – 1,0; TiO_2 – 0,6; CaO – 8,8; Mg – 2,6; SO_3 – 0,6; $\text{Na}_2\text{O}+\text{K}_2\text{O}$ – 3,0; organic products – 1,6; losses during calcination – 12,2.

Sampling of cement product from filled barrel is envisaged to check the quality of the product obtained. The quality of the product shall meet the technical requirement. According to the technical requirement, the main criteria of cement compound quality are as follows [1]:

- Allowable specific activity of the compound with respect to nuclides is no more than 10^{-3} Ci/g.
- Leaching rate for CS-137 and Sr-90 radionuclides, no more than 10^{-3} g/cm² per day.
- Mechanical strength (compression strength limit) more than 5 MPa.
- Radiation stability – after irradiation with the dose equal to 10^8 radian, the mechanical strength does not decrease below 5 MPa.
- Water resistance – after 90 days immersion in water, the mechanical strength does not decrease below 5 MPa.

If the cementation process parameters are selected properly, it is possible to obtain compounds with up to 17 % mass content. (60 kg per 200 l barrel) of ion-exchange resins or up to 25 % mass content. (100 kg per 200 l barrel) of salt concentrate dry residue, with a quality meeting the accepted regulatory requirements.

Such compounds have compression strength more than 50 kg/cm² and its reduction during continuous contact with water does not exceed 25 %. The presence of 5-10 % of bentonitic clay in the binding agent will not cause a considerable increase of radionuclides leaching in case of loss of integrity of a cement block.

High alkalinity (PH is more than 11) of liquid radioactive waste that is included in the cement matrix and porous liquid of cement stone, prevent bacteria growth and rule out biological degradation of the solidified waste [3].

Accepted quality criteria ensures safety during product temporary storage, transportation and disposal in near-surface or shallow burials.

The cementation plant generates Group I and II solidified waste according to [2] SPAS-88/93, at a rate of:

- group I is 30 drums a year from one Unit;
- group II is 501 drums a year from one Unit, from the water treatment system and after processing of laundry waters.

The system is provisioned with instrumentation for control and monitoring of the system during operation of the Unit. Due to lack of liquid radioactive releases in KPN system this system does not affect the radiation situation at and beyond the site boundary.

Safety, seismic categories and quality group classification

System components (except the cement preparation and supply unit), containing radioactive substances with activity $3,7 \times 10^8$ Bq/m³ and more, are safety-related normal components [1, 4, 5] and belong to:

- Class 3 according to OPB-88/97 (classified designation is 3N);
- Group C according to PNAE G -7-008-89;
- Seismic Category IIb according to PNAE G -5-006-87.

System components (cement preparation and supply unit), containing media with activity less than $3,7 \times 10^8$ Bq/m³, are components of non-safety normal system [1, 4, 5] and belong to:

- Class 4 according to OPB-88/97;
- Seismic Class III according to PNAE G-5-006-87.

In case of a failure of equipment or pipelines (not referred to higher Classes for some other criteria) that contain process media with total activity of $3,7 \times 10^8$ Bq/m³, the exposure dose rates for the personnel and the public will not exceed the prescribed values for the normal operation condition. Thus, the requirements set forth in OPB – 88/97 are met [4]. For flushing of pipelines, transporting radioactive high-salt solutions it is provided distillate supply.

Design features serving to reduce maintenance

Operational usage factor of this system is 0,95. Meantime between failures is 10,000 hr. Meantime of restoration of operational condition is 200 hr [1].

For prevention of radioactive release to the building atmosphere, the process equipment containing radioactive substances is under vacuum of 0,005 MPa.

The exhaust ventilation system of working areas, wherein equipment of the system is located, is equipped with iodine-retention and aerosol-retention filters.

All the liquid radioactive media tanks are having provision for protection against overflow. Each tank is equipped with two level gauges with 100 % redundancy to preclude overflow in case of failure of one of these.

The design provides for interlocking of automatic closure of gate valve on medium supply line to the system tanks by signal from attaining of the preset level.

An operator error or failure of equipment is registered and alarmed by the monitoring hardware, in working mode the system operation is automatic (except for plant start-up operations). Thus uncontrolled releases of radioactivity to the environment are precluded.

Description of the system

General diagram of the cementation plant is given in Figure 1 [1].

For functioning of KPN system the following systems should function:

- LBG 10-70 ensures steam supply for vat residue concentrate tanks and pipelines heating;
- KPM40 ensures blow-off removal from the system equipment;
- compressed air of system is supplied through the KPC system for media mixing in the tank equipment ;
- normal power supply systems supplies power to motor actuators of the system;
- control and monitoring systems provide design functioning of the system, taking into account the following.

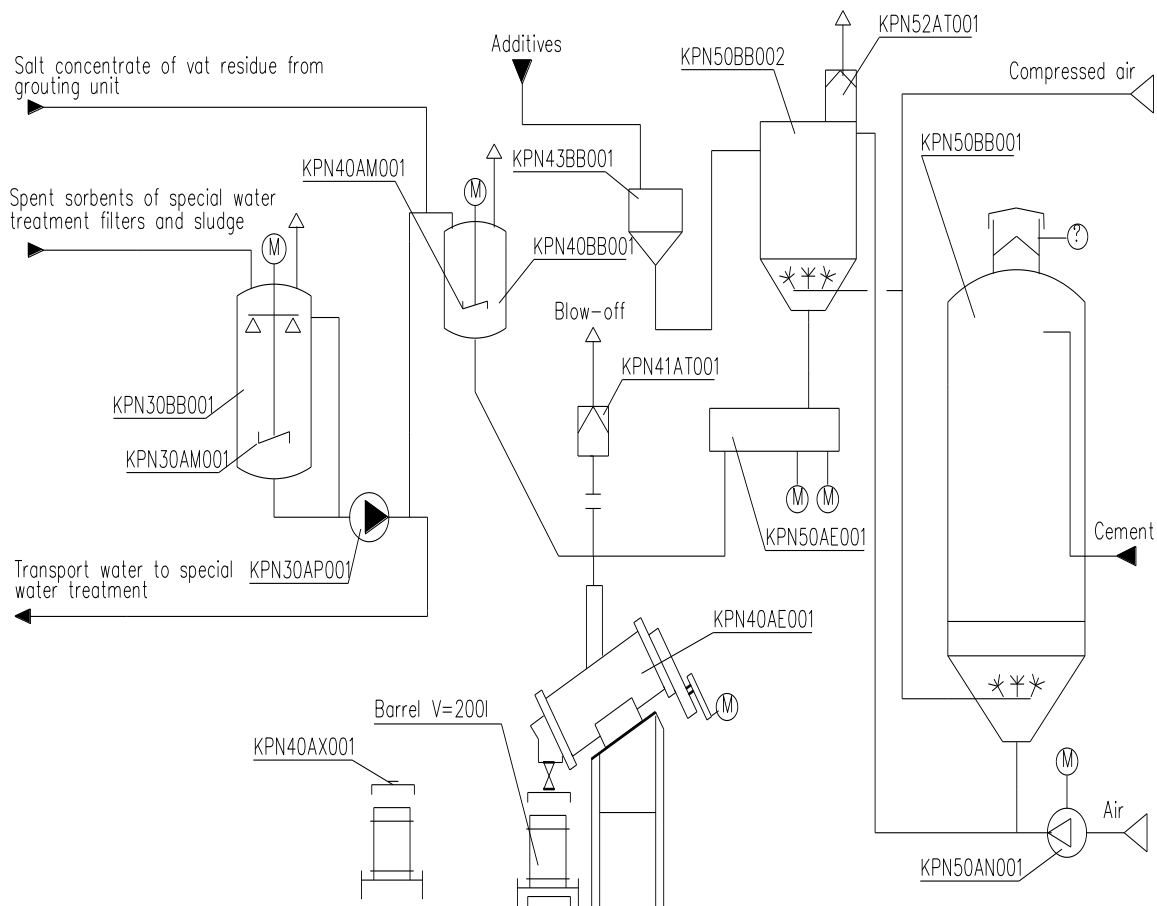


Fig. 1. General diagram of the cementation plant.

Monitoring instrumentation is provisioned for control and monitoring of the system in normal operation. Warning information about variation of parameters within operating limits displays to the personnel, and the personnel carry out corrective actions. Deviations of more important parameters in design limits are alarmed and registered by emergency alarms.

Operator is able from the control panel room to monitor through the shield window operation of the blender, the drum filling device, drum transporter and compactor.

Cementation of vat residue salt concentrate from the concentration plant, spent sorbents, sponge titanium powder and sludge is conducted separately.

Vat residue salt concentrate from the concentration plant KPC by gravity, spent sorbents, sponge titanium powder and sludge from the KPK system via pressure pipelines are delivered in one of the liquid radioactive media tanks KPN10BB001, KPN10BB002, where they are accumulated for further transfer for cementation. To maintain uniform media in the liquid radioactive media tanks, it is heated, mixed with a mixer, and bubbled with compressed air.

Delivery to the measuring tank KPN10BB003 is performed by means of pressure with compressed air. Further, radioactive fluid from the measuring tank is delivered into the barrel KPN40BB001 with cement mix via the loading facility

KPN30AK001 to obtain cement compound. The process of mixing with cement is conducted directly in the barrel with the help of an unextractable mixer.

After delivery of first batch of sorbents and sludge into the measuring tank KPN10BB003, the transport water is decanted. Then, a new batch is delivered and excess transport water is decanted. The process is conducted until the required liquid-solid phase ratio is obtained.

The tank equipment includes process blow-off pipelines.

Gas cleaning filter KPN10AT001 ensures purification of gas from radioactive aerosols. Temperature of gases discharged into the ventilation system does not exceed +60 °C.

Cement and additives required for LRW solidification are stored at the warehouse. Before starting the work, the required number of bags with cement and additives is filled into the cement bunker KPN20BB001 and additives bunker KPN20BB002.

The workplace for cement bunker KPN20BB001 loading is equipped with a dust trap KPN20AT001. Cement bunker and additives bunker are connected with a pipeline which is used for dust removal from the dust trap during additives loading into the additives bunker.

The dust trap is equipped with a self-cleaning filter.

An empty barrel is loaded through the sluice on transport line. The cover is removed from the barrel.

After generation of a signal to the cement line control board, cement at a rate of up to 200 kg in 5...10 minutes and the additives at a rate of 30 kg in 2...5 minutes are transported into the barrel by means of screw feeders.

Further, all operations are performed automatically.

A signal is fed to the solidification plant control board, that the empty rail trolley KPN30AE004 is in position in the lock KPN30AB001, secured against overturning and is ready to take the barrel with cement. A signal is sent to open the slide valve. With the help of handling device the barrel is lowered on the rail trolley, and secured. An order is generated to release the grip with the barrel. Further, a signal is produced to lift the grab and leave the lock area. The slide valve closes. The drive of the drive station KPN30AW001 is started and the rail trolley moves to the manipulator area. The operator produces a signal to stop the trolley. The trolley is stopped and secured against overturning. A signal is generated to the solidification plant control board, the drive of the drive station is started, and the rail trolley with a barrel is delivered to the loading facility position

At the loading facility, its moving portion is lowered and tightly secured with the barrel. An order is sent from the control board to open a stop valve in the vat residue concentrate pipeline, sorbent or sludge pipeline. Stop valve in the blow-off pipeline also opens. Liquid radioactive media flows from the measuring tank into the barrel with the help of compressed air. The amount of liquid radioactive media in the measuring tank is sufficient from mixing one barrel. Cement and additives are supplied by means of screw feeder from bunkers to the measuring tanks unit, where they are weighed. Portions of cement and additives are supplied from the measuring

tanks unit to the mixture measuring tank. By means of the screw conveyor, cement and additives are supplied to the barrel from the mixture measuring tank. After the liquid radioactive media barrel is filled with dry mixture (cement + additives), the electric drive shaft is engaged with unextractable mixer of the barrel. The drive is started and the radioactive fluid mixing with cement begins.

After receiving cement compound, the drive is disconnected, the electric drive shaft is disengaged from the mixer. An order is given to disengage the loading facility from the barrel. The moving part of the loading facility raises and releases the barrel. The residues of liquid radioactive fluid, dripping from the bottom portion of the loading facility are trapped with a drip pan withdrawn for this purpose. After that, an order is given to release the trolley from the clamps, the drive of the drive station is started and the trolley is returned into the manipulator KPN30AE003 operation position

The operator produces a signal and an order comes from the solidification plant control board to stop and secure the rail trolley. Further, with the help of manipulator, the operator covers the barrel with a cover. The barrel moves under the cover closing unit, the barrel cover is closed. A release order is produced, the drive of the drive station is started and the rail trolley with the barrel filled with cement compound is transported in the electrical hoist operation area.

With the help of the grab KPN30AE002, the barrel is retained for the cement compound cooling for the time prescribed by the regulations. Further, the barrel with cooled cement compound is transported for temporary storage to the building UKS.

The design envisages cement compound sampling with the help of manipulator. To this end the rail trolley is equipped with a pad with a sampling bottle arranged on it.

The operator can monitor through sight windows all operations related with barrel opening/closing, barrel connection/disconnection with the loading facility, electric drive shaft connection with mixer, barrel filling, cement compound sampling.

Instrumentation and control system which is provided in the cementation plant ensures remote control and monitoring of the equipment operation.

The cementation plant is made of a number of modules transported by road, rail, air and water transport.

Conclusion

The proposed cementation plant is to transfer vat residue concentrate, used sorbents from water treatment filters and sludge to a solid monolithic product, suitable for burial.

It is multifunctional universal facility, which can be used for solidification of 6 types of liquid radioactive waste by sealed cement mix receipt (tank, container) with help of components mixing by fastened dipped mixer.

The plant functions in all normal operating conditions, including start-up and shutdown of the Unit, if necessary.

In anticipated operational occurrences and emergency conditions not related to loss of power the system can perform its functions depending on nature of violations.

The system provides cementation of vat residue concentrates and sludge in all normal conditions of the Unit in accordance with system functions.

Capacity of the cementation plant is up to 9 drums of 200 liters each per shift, estimated by time of cementation.

References

1. Final safety analysis report. R01.KK.0.0.OO.FSAR.WD0R0. Radioactive waste Management. 2010.
2. Sanitary Regulations for NPP Design and Operation. SPAS-88/93. Second Revised and Supplemented Edition, 1993.
3. Semerak M. Analysis of the process of plasma processing of radioactive waste / M. Semerak, S. Lys, T. Kovalenko // Scientific and technical journal "Nuclear and radiation safety". - Kyiv, 2019. - No. 1(81). - P. 23-29.
4. "General Provisions for Ensuring Safety of Nuclear Power Plants" NP-001-97 (PNAE G-01-011-97, OPB-88/97).
5. Radiation Safety Regulations (NRB-96). Hygienic Regulations GN 2.6.1.054-96, 1996.
6. Asmae Sadiq, Touria EL. Ghailassi, Zineb Faiz, Younesse Haddaji, Abderahim Bouih, Hassan Hannache, Said Fakhi, Study of the spent resins confinement, as radioactive waste, by cementation in the presence of Moroccan natural red clay, Progress in Nuclear Energy, Volume 141, 2021.
7. T.A. Bayoumi, H.M. Saleh, Characterization of biological waste stabilized by cement during immersion in aqueous media to develop disposal strategies for phytomediated radioactive waste, Progress in Nuclear Energy, Volume 107, 2018, Pages 83-89.

ПЕРЕМІШУВАННЯ РАДІАКТИВНО ЗАБРУДНЕНИХ РЕЧОВИН В ПРОБЛЕМІ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

Машиністов Віктор, Балакін Валерій, Романько Ярослав, Мешкова Анжеліка

Інститут промислових та бізнес технологій Українського державного університету науки і технологій, м.Дніпро, nmetau.edu.ua

Анотація. Показана можливість забезпечення радіаційної безпеки твердих речовин, із яких складаються об'єкти навколишнього середовища, з забрудненою радіоактивними речовинами поверхнею. Зазначена проблема вирішується шляхом використання властивості природи до протирадіаційного самозахисту.

Для повернення в господарський обіг речовин, із яких складаються будівлі і споруди, що забруднені радіонуклідами, пропонується їх демонтувати, роздрібнити і отриману масу перемішати. Принципова можливість реалізації такого способу забезпечується перетворенням поверхневого забруднення цих об'єктів в об'ємне з рівномірним розподілом радіонуклідів по всій масі

забрудненої речовини. Таким же самим залишаться цей розподіл і у виробках, виготовлених із отриманої сировини.

В результаті втілення запропонованого підходу в практику створюється можливість повернення в господарський обіг великих об'ємів радіоактивно забруднених матеріалів та їх знешкодження на забруднених територіях.

Ключові слова: радіаційна безпека, дезактивація, радіоактивно забруднені речовини, перемішування.

Вступ. В процесі виробничої діяльності на об'єктах ядерної енергетики, виведення їх з експлуатації та при аваріях на них, має місце забруднення радіонуклідами речовин, із яких складаються всі об'єкти навколишнього середовища. Зокрема, при аваріях на АЕС з викидом в навколишнє середовище радіонуклідів створюються зони, на яких знаходиться велика кількість забруднених радіонуклідами житлових, адміністративних та промислових будівель і споруд, транспортних засобів, технологічного обладнання і техніки, які використовувались при ліквідації наслідків аварій, тощо.

Забруднення територій та об'єктів обумовлене насамперед забрудненням цезієм-137, який є джерелом небезпечного гамма-випромінювання. Перевищення показників забруднення поверхні об'єктів техногенного походження радіоактивними речовинами вище допустимого рівня унеможлиблює їх подальше використання за прямим призначенням. Ці об'єкти повинні виводитися з обігу, що, в свою чергу, потребує вирішення низки питань щодо організації їх утилізації, зберігання, захоронення, а також забезпечення радіаційної безпеки населення та персоналу об'єктів, недопущення додаткового радіаційного забруднення природного середовища в місцях їх знаходження. Все це потребує значних матеріальних і фінансових витрат.

У зв'язку з цим, особливої актуальності набуває завдання ліквідації наслідків радіаційних аварій, очищення від радіонуклідів територій і об'єктів з метою забезпечення можливості їх подальшого застосування в промисловості, будівництві та інших сферах техногенної діяльності в якості вторинної сировини. Не можна не враховувати і такі аспекти, як підвищення рівня національної безпеки, оскільки стають неможливими намагання потенційних зловмисників використовувати ядерні відходи для шантажу.

Основна частина. Для того, щоб повернути в господарський обіг забруднені радіонуклідами речовини, необхідно створити умови, при яких люди будуть захищені від шкідливих наслідків впливу цих зовнішніх джерел іонізуючого випромінювання.

Одним із основних принципів побудови радіаційної безпеки та протирадіаційного захисту, зокрема в умовах пізньої фази комунальної радіаційної аварії, згідно з [1], є застосування протирадіаційних заходів для обмеження індивідуальної дози опромінювання. Одним з базових контрзаходів є дезактивація територій, будівель та споруд шляхом видалення радіонуклідів, що забруднюють їх поверхню.

Негативний вплив на людину тих радіонуклідів, що забруднюють речовину, обумовлений дією створеного ними іонізуючого випромінювання. Це має місце при виконанні двох умов: тоді, коли людина знаходиться в зоні дії цього радіаційного фактору і не захищена від нього.

Але потрібно мати на увазі, що наявність радіоактивного ізотопу в середовищі перебування людей не завжди означає наявність небезпеки для них. Радіонукліди відрізняються один від одного видами іонізуючого випромінювання та рівнями його енергії. Крім того, однакова активність різних радіоактивних елементів не означає один і той же рівень їхньої небезпеки.

Відомі методи знезараження забруднених радіонуклідами речовин характеризуються невисокою ефективністю

Взагалі проводити дезактиваційні роботи не завжди доцільно і можливо. При цьому не має ніякого сенсу виводити із зони перебування людей радіонукліди, які ні при яких умовах не спричинять загрози здоров'ю людей. До того ж, дезактивація є складним та економічно затратним заходом, при виконанні якого створюються нові радіоактивні відходи.

Співробітниками УДУНТ пропонується підхід, який дозволяє повернути в промислове виробництво, в якості вторинної сировини, речовини, із яких складаються забруднені радіонуклідами техногенні об'єкти.

Основою підходу, який викладений в [2], є властивість природи до внутрішнього протирадіаційного самозахисту, оскільки закони, яким підпорядковується її існування, усувають вплив на людину такого небезпечного фактору як іонізуюча радіація. Зокрема, використовуються такі природні явища, як перемішування речовин, із яких складається середовище перебування людини та поглинання іонізуючого випромінювання при його поширенні в цьому середовищі.

Наочною ілюстрацією здатності природи до самозахисту є сам факт існування життя на Землі, в усіх сферах якої (літосфері, гідросфері, атмосфері і біосфері) міститься велика кількість радіонуклідів. Якби не було поглинання гамма-випромінювання в їхній речовині та її перемішування, то під дією критично високого рівня радіації, створеного всіма цими елементарними випромінювачами, людина, що знаходиться на земній поверхні, не змогла б вижити.

Повернення в господарський обіг речовин, з яких створені будівлі та споруди, з забрудненою радіонуклідами поверхнею, можливе шляхом їх демонтажу з наступним подрібненням їх матеріалів до розмірів щебню та перемішуванням. Принципова можливість реалізації такого способу забезпечується перетворенням поверхневого забруднення цих об'єктів в об'ємне з рівномірним розподілом радіонуклідів по всьому об'єму створеного при подрібненні матеріалу. Таким самим залишається цей розподіл і у виробках, виготовлених із цієї сировини.

Радіонукліди, що знаходяться в об'ємі отриманої продукції, представляють собою елементарні ізотропні джерела іонізуючого випромінювання різних видів. Альфа і бета-випромінювання практично

повністю поглинаються в її об'ємі. За межі виробів, виготовлених із цієї сировини, виходить гамма-випромінювання лише тих радіонуклідів, які знаходяться в поверхневому шарі перемішаної речовини товщиною декілька сантиметрів. В результаті істотно зменшується рівень іонізуючого випромінювання з поверхні виготовленої продукції в порівнянні з тим, яким він був до перемішування.

Для забезпечення радіаційної безпеки вихідної продукції кількість гамма-випромінюючих радіонуклідів, яка може бути в об'ємі готової продукції, не повинна перевищувати допустимого значення. Вона визначається заздалегідь і розраховується за методикою, що розроблена в рамках виконаних авторами досліджень.

Для того щоб новостворені джерела як природного, так і штучного походження були безпечними, необхідно забезпечити, щоб рівень створюваного ними іонізуючого випромінювання був співмірним з рівнем природного радіаційного фону. Отже, природний радіаційний фон є критерієм радіаційної безпеки в існуючій ситуації впливу як техногенних, так і природних джерел випромінювання на людей.

У багатьох випадках вибір граничного значення потужності ефективної дози, за яким оцінюється радіаційна обстановка, що склалася, залежить від конкретної ситуації існуючого опромінення. Наприклад, в Україні, а також у багатьох інших країнах допустимий рівень потужності поглиненої дози в приміщеннях житлових та промислових будівель встановлюється відповідно на рівнях 0,26 мкЗв/год та 0,44 мкЗв/год з урахуванням природного фону [1]. Директивою 2013/59 EURATOM [3] визначено, що для обладнання, яке має у своєму складі закриті джерела, цей рівень дорівнює 1 мкЗв/год на відстані 0,1 м від найближчої поверхні. В «Основних санітарних правилах України» [4] встановлено, що тверді матеріали із невідомим радіонуклідним складом та невідомою питомою активністю не відносяться до радіоактивних відходів, якщо потужність поглиненої дози, виміряна на відстані 0,1 м від їхньої поверхні, не перевищує значення 1 мкГр/год.

Вплив виду розподілу забруднюючих об'єктів радіонуклідів на величину потужності дози випромінювання з його поверхні проілюстровано за допомогою рисунку 1.

На цьому рисунку показаний об'єкт, виготовлений з ізотропної речовини у вигляді куба з ребром d і площею однієї зі сторін $S = d^2$. На рис. 1а, представлений об'єкт, у якого сторона S рівномірно забруднена активністю Q . Оскільки в цьому випадку поверхнева активність $q_{\text{пов}} = Q/S$, Бк/м², то, потужність дози гамма-випромінювання з цієї площини дорівнюватиме [2]:

$$\dot{E}^{\text{нов}} = \frac{2\pi \cdot K_y \cdot Q}{S}. \quad (1)$$

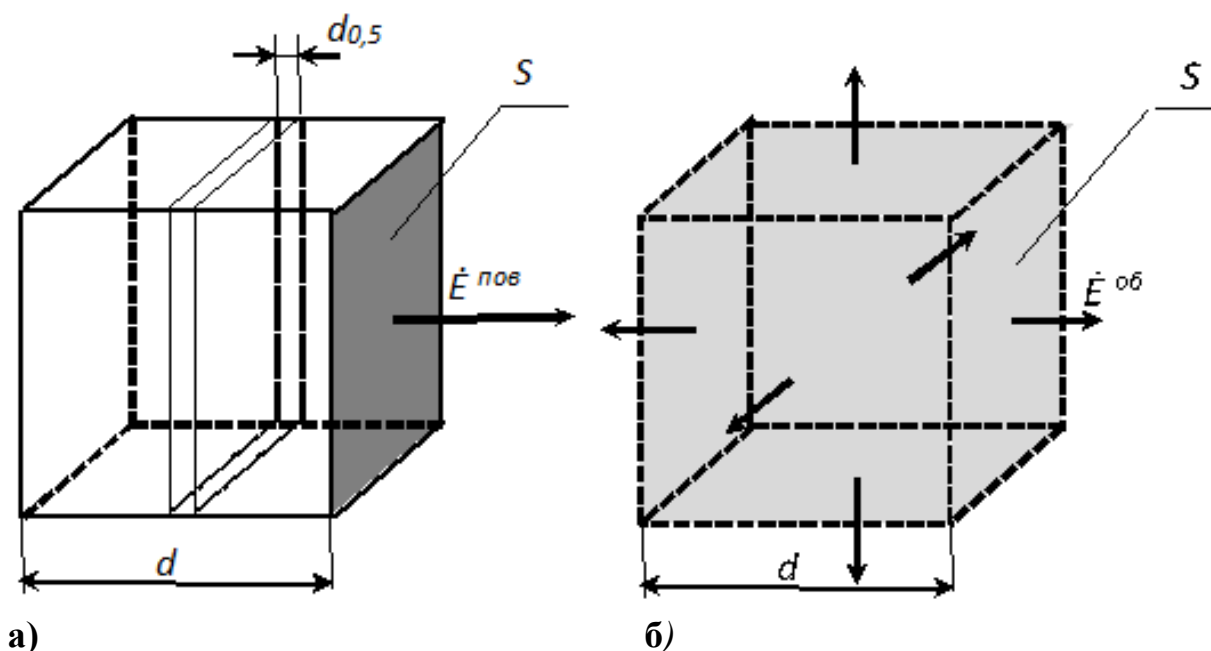


Рис.1 Ілюстрація залежності потужності гама-випромінювання з поверхні об'єкта від виду розподілення радіонуклідів: а) поверхневе забруднення; б) об'ємне забруднення

Якщо цю повну активність Q розподілити рівномірно в об'ємі $V = d^3, \text{м}^3$, шляхом перемішування речовини, то об'ємна активність $q_{об} = Q / (S \cdot d)$, Бк/м³, то вираз для потужності дози випромінювання з поверхні цього об'єкта, у тому числі і з площини S має вигляд [2]:

$$\dot{E}^{об} = \frac{2\pi \cdot K_y \cdot Q \cdot d_{0,5}}{0,693 \cdot S \cdot d}, \quad (2)$$

де $d_{0,5}$ – товщина шару половинного ослаблення речовини об'ємного джерела, м.

Цей вираз справедливий за умови, якщо $d > 4d_{0,5}$, що практично завжди виконується.

З метою співставлення між собою значень потужності дози гамма-випромінювання з площиною S одного й того ж за об'ємом V джерела, що створюються активністю Q як для поверхневого, так і об'ємного розподілу для поверхневого та об'ємного розподілу (рис. 1), після нескладних перетворень отримаємо співвідношення:

$$\frac{\dot{E}^{пов}}{\dot{E}^{об}} = 0,693 \frac{d}{d_{0,5}}. \quad (3)$$

Як видно з (3) переведення забруднюючих поверхню будь-якого об'єкта радіонуклідів у його об'єм шляхом перемішування призводить до зменшення потужності дози гам-випромінювання з цієї поверхні в $0,693d/d_{0,5}$ разів.

Таким чином забезпечити радіаційну безпечність джерела іонізуючого випромінювання, що знаходиться за межами організму опромінюваної ним людини, можна не тільки зменшенням кількості радіонуклідів на його поверхні, так і зміною умов поширення до людини іонізуючого випромінювання шляхом перемішування речовини. Оскільки кінцевим результатом цих дій є зменшення потужності ефективної дози опромінення людини, то обидва ці види впливу об'єднуються одним поняттям: «дезактивація».

За своїми наслідками поглинання випромінювання радіонуклідів еквівалентне зменшенню кількості радіонуклідів на випромінюючій поверхні об'єкта, що призводить до зменшення рівня створюваного ним випромінювання та, відповідно, зменшення рівня його небезпеки. Застосування у широкому сенсі єдиного поняття «дезактивація» дозволяє використовувати його з метою отримання єдиної об'єктивної оцінки кількісного вкладу різних факторів у сумарну потужність дози зовнішнього опромінення людини, створеної окремим джерелом.

Явище поглинання іонізуючого випромінювання в матеріалі джерела може бути ефективно використано для отримання з об'єктів та матеріалів із забрудненою радіонуклідами поверхнею безпечної у радіаційному відношенні сировини. Для цього достатньо знижувати рівень випромінювання із забрудненою радіонуклідами поверхні об'єкта до рівня природного радіаційного фону.

Отримана маса, що радіаційно безпечна, може бути використана для виготовлення бетонних блоків, проведення бетонних робіт безпосередньо на будівельних майданчиках, греблях, автомобільних та залізничних магістралях.

Найбільш прийнятним способом руйнування будівель і споруд є використання спрямованого вибуху. Досвід застосування цього способу в сучасному будівництві в наш час значний, його застосування досить просте, не вимагає значних матеріальних витрат, використання спеціального складного обладнання, техніки та інструменту. На практиці подрібнення та перемішування отриманих фрагментів зруйнованих будівель та споруд здійснюється за допомогою спеціальних пересувних млинів, подрібнювачів каменю або стаціонарного аналогічного устаткування.

Розглянемо можливості запропонованого підходу на прикладі. Так, будівельний блок, має форму куба з ребром $d = 1$ м, виготовлений з бетону, що має щільність $\rho = 2,35$ г/см³. Одна з його сторін забруднена цезієм-137. Необхідно визначити, яким може бути максимально допустиме значення потужності $\dot{E}^{пог}$ на забрудненій поверхні, що забезпечує неперевикнення рівня потужності $\dot{E}^{об}$, яка дорівнює 0,5 мкЗв/год, з поверхні виробу тієї ж форми, отриманого з матеріалу вихідного будівельного блоку, але з рівномірним розподілом радіонуклідів у всій його масі.

Для зазначеної щільності бетону шар половинного ослаблення гамма-випромінювання, створеного цезієм-137, становить $d_{0,5} = 3,5$ см. Відповідно до виразу (3) максимально допустиме середнє значення потужності поглиненої дози з поверхні будівельного блоку, взятого як приклад, складе $\dot{E}^{\text{пов}} \leq 9,9$ мкЗв/год, тобто майже в 20 разів вище за допустимий рівень $\dot{E}^{\text{об}}$. Отже, будівельна сировина, отримана після переробки такого забрудненого блоку та виробу з нього, будуть радіаційно «чистими», оскільки при цьому концентрація радіоактивних речовин у них забезпечує безпечний рівень гамма-випромінювання з їхньої поверхні.

Однією з переваг запропонованого способу утилізації радіоактивно забруднених будівель і споруд є те, що при цьому не виникає додаткового забруднення навколишнього середовища радіонуклідами, що видаляються з поверхні забрудненого об'єкта у процесі його дезактивації. Фактично радіонукліди не видаляються, а переводяться в інший вид розподілу (з поверхневого в об'ємний), а їх кількість у забрудненому об'єкті залишається незмінною. При цьому як було показано вище, інтенсивність іонізуючого випромінювання з поверхні переробленого матеріалу знижується в десятки раз, чим створюються умови для отримання матеріалів з рівнем випромінювання з їх поверхні, що не перевищує допустимий.

Застосування такого підходу може бути прикладом успішного повернення великих територій та матеріалів в екологічно безпечний стан, що сприятиме підвищенню довіри суспільства до ядерних технологій. Також необхідно врахувати, що бетонні вироби, виготовлені з роздрібнених фрагментів радіоактивно забруднених об'єктів, є джерелами закритого типу. Пояснюється це тим, що радіонукліди в їх масі знаходяться у зв'язаному жорстко фіксованому стані та не можуть природним шляхом мігрувати в навколишнє середовище, що могло б привести до його додаткового забруднення, й стати в подальшому можливою причиною внутрішнього ураження людей.

Висновки. У статті показана принципова можливість повернути техногенні об'єкти, поверхня яких забруднена радіонуклідами, в господарський обіг як вторинну сировину. Основою розглянутого підходу є демонтаж таких об'єктів з подальшим роздрібненням утворених фрагментів до невеликих розмірів та їх перемішуванням. При цьому радіонукліди із забруднених поверхонь переводяться в об'єм отриманої маси і розподіляються в ньому рівномірно. В результаті техногенний об'єкт як джерело іонізуючого випромінювання з поверхневим забрудненням радіонуклідами перетворюється на джерело з рівномірним розподілом елементарних випромінювачів у його масі. Це створює умови для отримання радіаційно безпечної сировини, оскільки гамма-випромінювання значної частини радіонуклідів поглинається в самому джерелі, тобто має місце ефект самозахисту.

Застосування цього підходу дозволить повернути в промисловість великі об'єми радіоактивно забруднених матеріалів і призведе до суттєвого поліпшення екологічної обстановки, а також створить у суспільстві

сприятливий соціально-психологічний клімат, який сприятиме подальшому ефективному розвитку ядерної енергетики.

Література

1. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97). Державні гігієнічні нормативи. К., 1998. 135 с.
2. Машинистов В.Е., Балакин В.Ф., Коверя А.С. Решение проблемы утилизации радиоактивно загрязненных объектов на основе эффекта самодезактивации. Екологічні науки. 2020. № 1(28) С. 173-181
3. Директива Ради 2013/59/EURATOM від 5 грудня 2013 року про встановлення основних норм безпеки для захисту від загроз, зумовлених впливом іонізуючого випромінювання. Європейська комісія, Брюссель. 2013. 89 с.
4. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України № 54 від 02.02.2005.

MIXING OF RADIOACTIVELY CONTAMINATED SUBSTANCES IN THE PROBLEM OF ENSURING RADIATION SAFETY

Mashinistov Victor, Balakin Valery, Romanko Yaroslav, Meshkova Angelica

Institute of Industrial and Business Technologies of the Ukrainian State University of Science and Technology, Dnipro, nmetau.edu.ua

Abstract. *This paper demonstrates the feasibility of ensuring radiation safety of solid substances that comprise environmental objects and have surfaces contaminated with radioactive substances. The identified problem is solved by utilizing the natural property of anti-radiation self-protection.*

To reintroduce structures and buildings contaminated with radionuclides into economic circulation, it is recommended to dismantle them, grind the materials, and mix the resulting mass. The proposed method is made possible by transforming the surface contamination of these objects into a uniform distribution of radionuclides throughout the mass of the contaminated substance. This uniform distribution will remain consistent in products made from the received raw materials.

By implementing this approach, it is feasible to reintroduce large volumes of radioactively contaminated materials into the economic cycle and dispose of them in contaminated areas.

Keywords: *radiation safety, decontamination, radioactively contaminated substances, mixing.*

ПРИСТРІЙ ДЛЯ ОЦІНКИ ЕМІСІЇ РАДІОНУКЛІДІВ ПРИ СПАЛЮВАННІ БІОМАСИ

А. М. Новіков, В.К. Шинкаренко

Інститут проблем безпеки АЕС НАН Україна, вул. Лисогірська, 12, 03028,
Київ, e-mail: andreyn@ua.fm

Вступ

Під час пожеж на радіоактивно забруднених територіях відбувається вивільнення та перерозподіл радіоактивних речовин. Утворені внаслідок горіння радіоактивні аерозолі потрапляючи до атмосфери можуть поширюватись на значні території (рис.1.), спричиняючи забруднення ґрунту, води і рослинності, становити небезпеку для здоров'я людей.

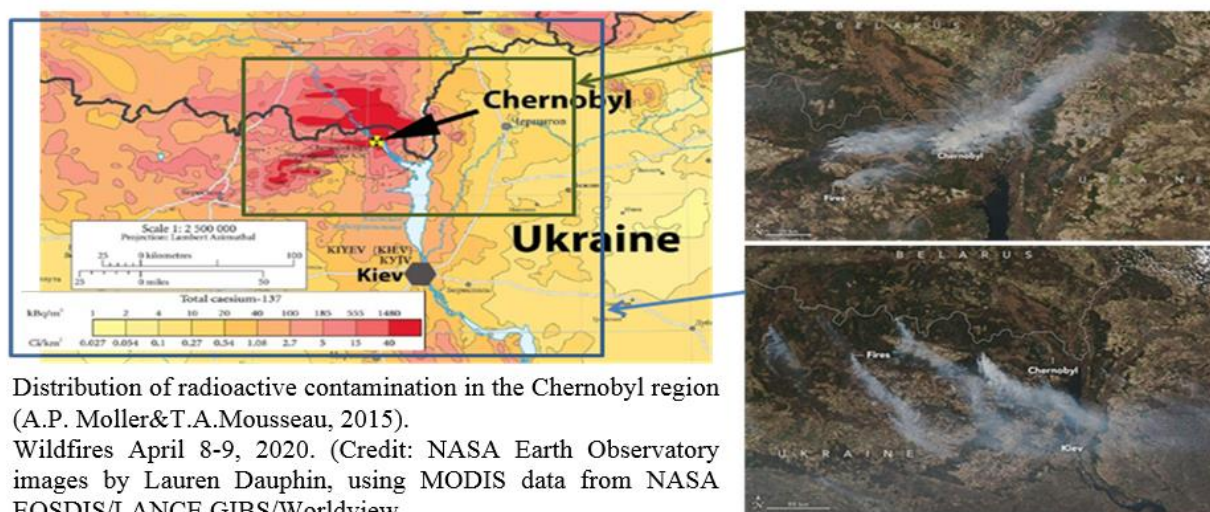


Рис. 1. Розподіл радіоактивного забруднення в Чорнобильській зоні (А.Р. Moller & Т.А.Мousseau, 2015) та зафіксовані супутниками NASA кілька лісових пожеж поблизу Чорнобильської зони відчуження, 8 квітня та 9 квітня 2020 року.

Літературні дані відносно частки радіоактивного цезію, що потрапляє в атмосферу під час лісових пожеж відрізняються більш ніж на порядок величини. Так, згідно роботи [1] при лабораторних спалюваннях лісового опаду був зареєстрований рівень викиду аерозолів ^{137}Cs від 1 до 2,5%. В іншій роботі [2] отримано, що в середньому виділяється 29% вмісту ^{137}Cs у паливі. Найбільший викид спостерігався для торфу (39%) та лісових ґрунтів (37%). В той же час високі рівні викиду для торфу і лісових ґрунтів суперечать даним [1] – згідно яким тліючий режим горіння торфу дає мінімальний викид, штучне ж інтенсивне прогрівання цей вихід збільшує. Як було показано в роботі [3] прогрівання золи з введеним до її складу стабільним цезієм ^{133}Cs до температур вище $500\text{ }^\circ\text{C}$ призводить до втрати цезію. В роботі [4] при вивченні залежності інтенсивності викиду стабільного Cs від температури згорання під час

спалювання соломи пшениці, деревини сосни та осики виявлено збільшення викидів за вищої температури. Викиди Cs знаходились в межах 40-70%.

Згідно даних роботи [5] викиди ^{137}Cs сильно залежать від температури горіння та типу рослинності. Висока рухливість ^{137}Cs спостерігається при згорянні рослинності (наприклад, листів і гілок вільхи), у цей час як низька рухливість ^{137}Cs спостерігається при спалюванні органічного ґрунту навіть при високій температурі 800 °С. Щодо ^{90}Sr то переважна більшість активності залишається в залишках золи, а викиди ^{90}Sr дуже низькі, наприклад, менше 1% для всіх протестованих типів рослинності, включаючи поверхневі гілки та підстилку, гілки та листя вільхи, та органічний ґрунт.

Під час лісової пожежі, навіть штучно викликаної [6, 7], можна зробити лише деякі оцінки, адже проаналізувати при цьому весь викид з димом задача досить складна і неможлива. Більш контрольовані умови вдається отриманим при лабораторних спалюваннях.

Для проведення досліджень при спалюванні використовуються різноманітні пристрої: то можуть бути, як громіздкі, складні (високотехнологічні), так і мобільні прості у виготовленні та використанні.

Мета даної роботи – розробка та апробація пристрою для оцінки емісії радіонуклідів у димі від спалювання біомаси шляхом відбору проб диму, золи та недогару з можливістю регулювання режиму горіння.

Приклади пристроїв які використовувалися при аналогічних дослідженнях

Відома «камера згорання відкритої системи» [8] для моделювання спалювання різних типів біомаси для оцінки коефіцієнтів викидів забруднюючих газів, дрібних твердих частинок та їх складу для визначення значущих індикаторів, що складається з 1) лотка для зразків із нержавіючої сталі розміром 1 м на 1 м, 2) кришки розміром 2 м на 2 м (для уловлювання відпрацьованих газів) з'єднаної з димоходом висотою 4 м. з нержавіючої сталі, 3) Газоаналізатора (Testo, 350-XL, Німеччина) для вимірювання газу та 4) Витратоміра повітря (мікроманометри, TSI, модель 5825, США), обладнаного димоходом на ~2,80 м над лотком для зразків для вимірювання швидкості повітряного потоку по всьому димоходу та 5) Колектори твердих частинок (PM) (Intra et al., 2012), підключені до димоходу на висоті ~ 3,5 м над піддоном.

Відомий «пристрій для спалювання твердих матеріалів і відбору проб для аналізу речовин, що знаходяться у димі» [9], що містить корпус зі знімною кришкою і знімними ніжками, зольник і патрубок, додатково містить димохід, що складається щонайменше з двох з'єднаних між собою коліно-подібних частин, що з'єднуються з патрубком і фільтровентиляційною установкою, колосникові ґрати, жорстко з'єднані з зольником, виконані з можливістю установки в корпусі, при цьому корпус містить дверцята контролю за процесом горіння і дверцята для регулювання подачі повітря в зону горіння. Певним недолік даної конструкції вбачається те, що робота фільтровентиляційної установки з'єднаної безпосередньо через димохід з камерою згорання не лише супроводжується осадженням аерозольних часток на стінках димоходу, що вносить додаткову похибку при визначенні їхньої кількості (активності) на

фільтри, а також очевидно створює додаткову тягу, підвищуючи інтенсивність горіння, чим впливає на режим спалювання, який може відрізнятись від природних умов горіння, як от наприклад при пожежах в лісі.

Вхідні дані та методи дослідження

Для дослідження були використані проби лісової підстилки зони відчуження ЧАЕС. Проби витримувались протягом декількох місяців (за вологості 40 – 60 %) в сухому приміщенні для вирівнювання вологості. Далі визначалась їх маса на аналітичних вагах та активність на спектрометрах SBS та Cambera.

Схема та зображення розробленого пристрою для пробовідбору викидів при спалюванні підстилки представлена на рис. 1.

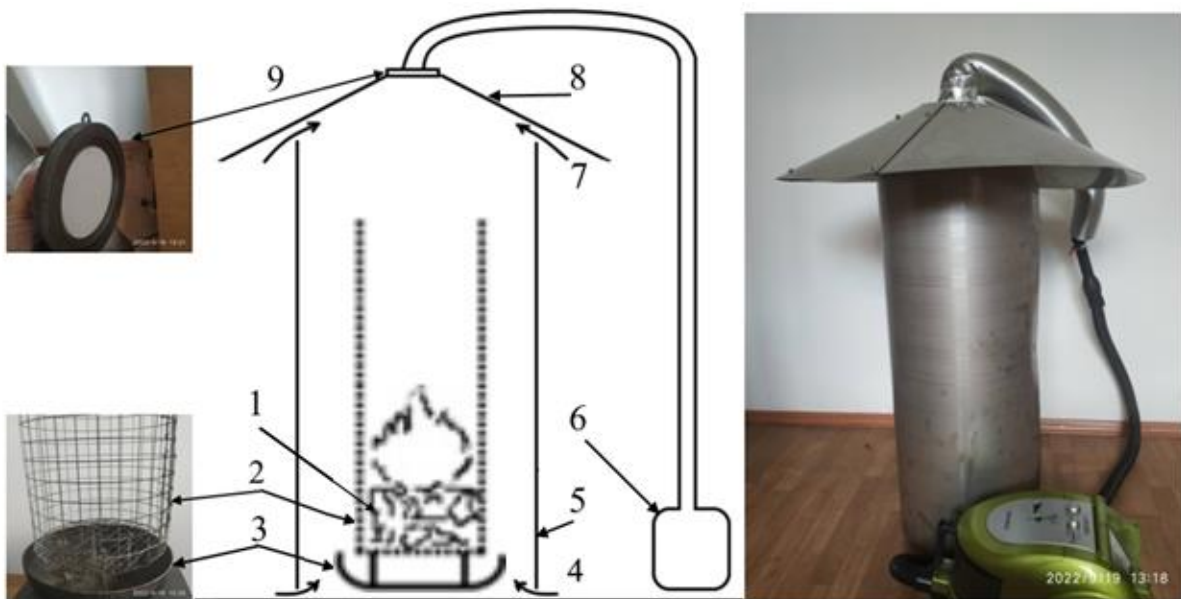


Рис. 1. Схема та зображення пристрою для пробовідбору викидів при спалюванні підстилки, де 1- паливо, 2 – сітчаста корзина, зольник для розміщення проби, 3 – диск зольника, 4 – нижня щілина, 5 – корпус, 6 – димосос, 7 – верхня щілина, 8 – конусна кришка, 9 – фланець з фільтром.

Пристрій працює наступним чином. Паливо 1 вміщують в сітчасту корзину 2, яку встановлюють на центр диску зольника 3, та підпалюють. Опускають корпус 5, над ним розміщують конусну кришку 8 та з'єднаний з димососом 6 фланець з фільтром 9. Висоту щілин 4 та 7 підбирають під час початкових випробувань. Нижня щілина 4 надає можливість регулювати процес горіння, верхня 7 зменшує вплив роботи витяжної системи на процес горіння та понижує температуру диму за рахунок оточуючого повітря, підвищуючи надійність роботи димососа.

Димові частинки, що утворилися під час горіння, затримуються фільтром 9, продукти неповного згорання (недогар) залишаються в сітчастій корзині 2, зола збирається в зольнику 3.

Після закінчення горіння та охолодження пічки знімають фланець з фільтром 9 та демонтують експонований фільтр, далі знімають кришку (накривку) 8 та корпус 5, дістають недопал з сітчастої корзини 2 та золу із зольника 3. Проби пакують в окремі поліетиленові пакети, підписують та відправляють для подальшого аналізу.

Результати та обговорення

Після спалювання проводилась серія зважувань для визначення маси недогару, золи та осаду на фільтрі (до та після ексикатора). В таблиці 1 наведено результати вимірювань (активність наводиться для спектрометра Camberra, для якого менша похибка вимірювань).

Таблиця 1. Результати вимірювань перерозподілу ^{137}Cs при спалюванні лісової підстилки, де М - Маса, Т - Час, А - Загальна активність, ΔX - Похибка, A_m – питома активність.

	М, г	Т, г	А, Бк	ΔX , "±"	А, %	A_m , Бк/г
Наважка	95,4	10	2838,1	72,7	100	29,7
Недогар	16,29	5	1380,5	9,9	48,64	84,8
Зола	9,16	5	1212,0	9	42,70	132,3
Осад на фільтрі						
Відразу після спалювання						
Після висушування в ексикаторі	0,638	24	245,5	49	8,7	384,7
Після прогрівання 280°C, 30 хв	0,284					864,0

Висновок

Розроблений простий у виготовленні та використанні пристрій для спалювання лісової підстилки та відбору проб для оцінки перерозподілу ^{137}Cs між димом, попелом і недогаром. Оцінені активності ^{137}Cs , внаслідок спалювання лісової підстилки зони відчуження ЧАЕС, становили: в димі - 8,7%, золі – 42,7 % та недогарі – 48,6 %, що узгоджується з відомими оцінками [6].

Надалі плануємо підключити до пристрою імпактор для дослідження розподілу активності по різним фракціям диму.

Перелік посилань

1. Hao, W.M., Baker, S., Lincoln, E., Hudson, S., Lee, S.D., Lemieux, P., 2018. Cesium emissions from laboratory fires. J. Air Waste Manag. Assoc. 68,1211 -1223. Режим доступу: <https://doi.org/10.1080/10962247.2018.1493001>
2. Martinsson J. Experimental wildfire induced mobility of radiocesium in a boreal forest environment / J. Martinsson, G. Pedehontaa-Hiaa, V. Malmborg, D.

Madsen, C. Raaf // *Science of the Total Environment* 792 (2021) 148310. Режим доступа:

3. Белкин Ф. В. Цезий содержащие фазы в древесных золах чернобыльского района / Ф. В. Белкин, С. В. Габелков, Р. В. Тарасов, Н. С. Полтавцев, Л. М. Литвиненко, Т. П. Рыжова // *Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля* вип. 11 2009 С.136-141.

4. Amiro B. D. (1996). Burning radionuclide question: What happens to iodine, cesium and chlorine in biomass fires? / Sheppard, S.C., Johnston, F.L., Evenden, W.G., Harris, D.R., // *Total Environ.* 187, 93-103. Режим доступа:

5. Zhou L. J. (2016) Distribution of radionuclides between atmosphere and ash during combustion of contaminated vegetation / Liufang (Jenny) Zhou, Raghu Rao, Emily Corcoran, David Kelly // *Journal of Environmental Radioactivity* 165 (2016) 159–167.

6. Kashparov V. Forest fires in the territory contaminated as a result of the Chernobyl accident: radioactive aerosol resuspension and exposure of fire-fighters. / Kashparov V. A., Lundin, S. M., Kadygrib, A. M., Protsak, V. P., Levchuk, S. E., Yoschenko, V. I., et al., // *J. Environ. Radioact.* 2000. 51, 281 -298.

7. Радиологическая и гигиеническая оценка последствий лесных пожаров на территории, загрязненной в результате Чернобыльской аварии / Кашпаров В.А., Лундин С.М., Кадыгриб А.М., Процак В.П., Левчук С.Е., Йощенко В.И., Кашпур В.А., Талерко Н.Н. // *Гигиена и санитария.* - 2001. - № 1. - С. 30-35.

8. Emissions of pollutant gases, fine particulate matters and their significant tracers from biomass burning in an open-system combustion chamber / Somporn Chantara, Duangduean Thepnuan, Wan Wiriya, Sukanya Prawan, Ying I. Tsai // *Chemosphere* 224 (2019) 407-416. Режим доступа: <https://doi.org/10.1016/j.chemosphere.2019.02.153>

9. Пат 8964 Беларусь. Устройство для сжигания твердых материалов и отбора проб для анализа веществ, находящихся в дыме / Дворник А. М., Дворник А.А., Наумов А.Д., Архангельский А.В.; заявл. 18.04.2018; опубл. 28.02.2013, Бюл. № 1. Режим доступа: <https://bypatents.com/4-u8964-ustrojstvo-dlya-szhiganiya-tverdyh-materialov-i-otbora-prob-dlya-analiza-veshhestv-nahodyashhihsya-v-dyme.html>

Abstract: *Forest fires and biomass burning are accompanied by the release of aerosol particles and combustion products into the atmosphere. It is important to assess the impact of forest fires in radioactively contaminated areas on the radioecological situation in the Exclusion Zone and beyond. Of particular interest are experimental studies of redistribution of radioactive substances between smoke, ash and cinders. In this work, a simple-to-manufacture and easy-to-use device was developed to assess the redistribution of ¹³⁷Cs during the burning of forest litter in the Chornobyl Exclusion Zone. The estimated activities of ¹³⁷Cs were 8.7% in smoke, 42.7% in ash, and 48.6% in cinders.*

ПРОГНОЗУВАННЯ ЗАБРУДНЕННЯ ПОВІТРЯ РОБОЧИХ ЗОН ПІД ЧАС ВИКОНАННЯ РОБІТ У ВНУТРІШНЬОМУ ОБ'ЄМІ КОМПЛЕКСУ НБК-ОУ

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

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, м. Чорнобиль, Україна
office@ispnpp.kiev.ua

Вступ

Демонтаж конструкцій об'єкта «Укриття» (ОУ), який буде виконуватися в умовах експлуатації НБК-ОУ, є першочерговим етапом реалізації проекту перетворення ОУ на екологічно безпечну систему. За останні десятиріччя накопичено достатній досвід виконання аналогічних радіаційно небезпечних робіт на ОУ. Проте вплив герметичної конструкції НБК на мікроклімат його внутрішнього простору, у поєднанні з необхідністю поводження з найбільш радіоактивно забрудненими конструкціями ОУ та аварійного енергоблоку, додає своєї специфіки в організацію виконання робіт і забезпеченню протирадіаційного захисту робочого персоналу.

Специфіка зазначених вище робіт, зокрема, полягає у високому потенційному забрудненні повітря робочих зон радіоактивними аерозолями (РА) під час їхнього виконання. Що є наслідком незначного розсіювання РА за умов відсутності у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ інтенсивних повітряних потоків, середня швидкість яких на легкій покрівлі ОУ, наприклад, становить від 0,03 до 0,06 м/с [1].

Аналогічна ситуація вже давно спостерігається і у внутрішніх приміщеннях конструкції самого ОУ. Так, за нашими даними, тільки проходження персоналу по маршруту доступу збільшило об'ємну активність повітря у приміщенні Г438/4 на 35 % від величини висхідної активності.

Такі вкрай несприятливі радіаційні умови спонукають до якомога ширшого використання безлюдних технологій із застосуванням дистанційно керованих роботів-маніпуляторів (ДКРМ). У випадку неможливості застосування ДКРМ для радіаційно небезпечних технологічних операцій та їхньої заміни на операції, що виконуються вручну, конче необхідно прогнозування динаміки забруднення повітря робочої зони під час виконання таких робіт з метою гарантованого ефективного застосування відповідних заходів з радіаційної безпеки персоналу.

Дана робота спрямована на вирішення актуальної проблеми зменшення впливу РА на опромінення персоналу під час виконання радіаційно небезпечних робіт у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ за рахунок оптимізації використання засобів індивідуального захисту та часу на виконання робіт у цих умовах. Після перевірки отриманих прогнозних результатів на практиці такий підхід у вирішенні проблем радіаційної безпеки персоналу може бути використаним під час проектування радіаційно небезпечних робіт у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ.

Радіаційні умови в потенційних зонах виконання робіт (ЗВР)

Як об'єкти досліджень було обрано ділянки потенційних ЗВР, які знаходяться на зовнішніх конструкціях і внутрішніх приміщеннях південної частини споруди ОУ, а саме:

південна зона покрівлі ОУ (зовнішні конструкції);
приміщення ДЕ і Г438 (внутрішні приміщення).

Забруднення повітря. На етапі дослідно-промислової експлуатації комплексу НБК-ОУ забруднення повітря в його внутрішньому об'ємі обумовлено в основному неорганізованими викидами РА з отворів легкої покрівлі та стін ОУ. З плином часу, у міру реалізації запланованих обсягів робіт із демонтажу конструкцій ОУ, в процесі забруднення повітря буде зростати роль вторинної міграції РА, що осіли на поверхні конструкцій у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ.

Аналіз даних моніторингу об'ємної активності і радіонуклідного складу РА в повітрі за період 2018–2020 рр. показує, що їхня максимальна активність спостерігається в періоди інтенсивної технічної діяльності у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ [2]. Так, максимальні поточні значення цього показника було зареєстровано в жовтні 2019 р. При цьому активність радіонуклідів ^{137}Cs і ^{241}Am становила, відповідно 5,0 і 0,1 Бк/м³. Використовуючи співвідношення ^{137}Cs у складі $\Sigma\beta$ РА та ^{241}Am у складі $\Sigma\alpha$ РА [3], ми отримаємо такі значення: сумарна β -активність буде становити 15 Бк/м³ та сумарна α -активність – 0,19 Бк/м³. Ці значення не перевищують величини проектних контрольних рівнів (КР) для поточних вимірювань бета- і альфа-активних довго існуючих нуклідів у повітрі для приміщень 2 підзони (обмеженого обслуговування) ЗСР, і які становлять, відповідно 80 і 0,4 Бк/м³ для етапу дослідно-промислової експлуатації ПК-1 НБК [4].

Аналіз результатів поточних досліджень об'ємної активності РА в повітрі, на ділянках потенційних ЗВР, що були виконані співробітниками Цеху радіаційної безпеки ДСП ЧАЕС у 2021 р. [5], показує, що середні величини цього показника практично однакові (табл. 1).

Таблиця 1. Поточна об'ємна активність РА в повітрі ділянок потенційних ЗВР (період спостережень 03–31.03.2021 р.)

Зона виконання робіт	Об'ємна активність РА в повітрі, Бк/м ³			
	сума бета-активних нуклідів		сума альфа-активних нуклідів	
	діапазон значень	середнє	діапазон значень	середнє
Майданчик тимчасового складування	від $8,3 \cdot 10^{-3}$ до $1,7 \cdot 10^{-1}$	$6,7 \cdot 10^{-2}$	від $7,9 \cdot 10^{-4}$ до $9,7 \cdot 10^{-3}$	$4,2 \cdot 10^{-3}$
Покрівля машинного залу	від $2,7 \cdot 10^{-2}$ до $8,5 \cdot 10^{-2}$	$5,9 \cdot 10^{-2}$	від $3,0 \cdot 10^{-3}$ до $6,8 \cdot 10^{-3}$	$4,8 \cdot 10^{-3}$

Поточну об'ємну активність повітря на ділянках потенційних ЗВР наведено у таблиці 2.

Таблиця 2. Поточна об'ємна активність РА в повітрі ділянок потенційних ЗВР

Потенційні ділянки ЗВР	Об'ємна активність суміші радіонуклідів, Бк/м ³	
	β-активні нукліди (¹³⁷ Cs, ⁹⁰ Sr+ ⁹⁰ Y, ²⁴¹ Pu)	α-активні нукліди (²³⁸⁺²³⁹ U, ²⁴⁰ Pu, ²⁴¹ Pu)
Похилі щити-націльники, Південні щити - «ключки», Південні щити	6,20	0,12
Трубопроводи модернізованої системи пилопригнічення (МСПП) і Легка покрівля над накатом з труб	1,00	0,005
«Балка «Мамонт», «Завали на ДЕ», «Західна опора балки «Мамонт»», «Розподільча рама східної опори балки «Мамонт»», «Східна опора балки «Мамонт»», «Плити перекриття на ДЕ», «Балка «Осьминог»», «Додаткова опора балки «Мамонт»»	0,83	0,012
Плити покрівлі машзалу, тимчасово складені у МЗ ОУ (приміщенні Г438/4)	450	9,00

Вентиляційна система НБК (введена в експлуатацію з серпня 2018 року) працює в режимі дослідно-промислової експлуатації, що характеризується витратою повітря від 80 000 до 90 000 м³/год. Відпрацьоване повітря викидається у навколишнє середовище через вентиляційну трубу НБК. При цьому режим фільтрації відпрацьованого повітря з НБК вмикається автоматично за умов перевищення величини активності РА у викиді понад 40 Бк/м³.

Поверхнєве забруднення. Зведення захисної споруди НБК над ОУ та герметизація його огорожувального контуру (січень 2018 р.) сприяло процесам накопичення як інертного (нерадіоактивного), так і радіоактивного пилу на поверхнях його внутрішнього об'єму, зокрема, на покрівлях ОУ, що є наслідком осідання аерозолів з повітря. За час, що минув із моменту герметизації конструкції НБК, накопичення пилу на окремих ділянках внутрішніх поверхонь НБК досягло таких масштабів, що наразі вже спостерігається візуально.

Накопичення пилу відбувається внаслідок його генерації (з різних джерел) та за відсутності умов для його ефективною вторинної міграції у просторі, а саме

– змиву рідкими атмосферними опадами та розсіюванням аерозолів у навколишньому середовищі, як це зазвичай відбувалося до зведення НБК.

Основним джерелом надходження РА у внутрішній об'єм повітря під аркою НБК виступають неорганізовані викиди крізь отвори огорожувальних конструкцій ОУ. Так, за даними моніторингових спостережень Інституту проблем безпеки АЕС Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України), за допомогою змінних накопичувальних планшетів [2] за період з 2019 по 2021 р. щільність випадання РА в просторі ОУ на горизонтальних поверхнях (будівельна відмітка 43,00 м) становила 39 Бк/(м²·добу).

Аналіз даних досліджень щільності поверхневого радіоактивного забруднення (ПЗ) до зведення НБК та після герметизації його огорожувального контуру показує, що середня величина загальної щільності ПЗ бета-активними нуклідами поверхні металевих конструкцій у ЗВР збільшились у 9,3 рази, а величина нефіксованого ПЗ – у 5,7 рази (табл. 3).

Слід зауважити, що внесок альфа-активних нуклідів у загальне поверхнєве забруднення радіаційно-забруднених металевих конструкцій (РЗМК) не визначався з технічних причин (високий гамма-фон у ЗВР), а їхньою активністю у складі нефіксованого ПЗ у цьому випадку можна знехтувати з причини занадто низьких величин (у межах похибки вимірювання) (табл. 3).

Таблиця 3. Величини поверхневого забруднення в зоні виконання робіт з демонтажу ферми підсилення до встановлення аркової конструкції в проєктне положення і періоду дослідно-промислової експлуатації НБК

Дата	Загальне ПЗ, бета-част./ (см ² · хв)		Нефіксоване ПЗ, част./ (см ² · хв)			
	діапазон значень	середнє	бета-частки		альфа-частки	
			діапазон значень	середнє	діапазон значень	середнє
05.2013*	від 4 000 до 16 000	9 500	від 15 до 310	190	від 0 до 3	2
04.2021**	від 25 000 до 16 0000	88 000	від 330 до 2 700	1080	від 0 до 5	2

Примітки: * – за даними досліджень ІПБ АЕС НАН України [6]; ** – за даними досліджень ДСП «Чорнобильська АЕС» [5].

На етапі передпроектних досліджень необхідно більш детальне вивчення властивостей накопиченого пилу на зовнішніх поверхнях ОУ з метою визначення радіонуклідного складу пилу, його дисперсності, характеристик пилу, що знімається, а також можливості підйому пилу з поверхні.

Радіаційний фон. За нашими даними, потужність дози (ПД) гамма-опромінення (на висоті 1 м від поверхні) на ділянці потенційної ЗВР на південній покрівлі ОУ коливається від 1,4 до 12,2 мЗв/год (середнє – 5,9 мЗв/год).

Поле гамма-випромінювання в межах цієї ЗВР характеризується неоднорідністю, з максимальними значеннями величини ПД (від 10,0 до 12,2

мЗв/год) у центральній частині (уздовж осі В), що обумовлено значними скупченнями радіоактивних матеріалів у завалах між опорами балки «Мамонт», які знаходяться в проєкції південної покрівлі ОУ. Ближче до осі 42 значення величини ПД мінімальні та перебувають у діапазоні від 1,4 до 2,8 мЗв/год.

Зважаючи на тяжкі радіаційні умови на шляхах доступу, транспортування персоналу до цієї ЗВР буде здійснюватися в захисному екранованому боксі, який переміщується у внутрішньому об'ємі НБК за допомогою системи основних кранів.

Ділянка майданчику тимчасового складування (МТС) характеризується відносно низькими значеннями величин ПД. Висхідна потужність дози гамма-опромінення (на висоті 1 м від поверхні) коливається в межах від 0,0014 до 0,0090 (середнє – 0,0055) мЗв/год. Проте після складування і поводження з фрагментами РЗМК, що будуть демонтовані, радіаційні умови на ділянці МТС зазнають суттєвих змін.

Методика виконання прогнозних розрахунків

Унаслідок механічного впливу на поверхні РЗМК під час виконання робіт прогнозується утворення високих концентрацій РА в повітрі ЗВР, що призведе до значного радіаційного впливу на персонал і повітряне середовище у внутрішньому об'ємі НБК, а також до забруднення задіяного в роботі технологічного обладнання та інструментів. Зважаючи на особливу небезпеку робіт із різання РЗМК, є нагальна потреба у прогнозуванні концентрацій РА в повітрі робочої зони під час виконання робіт для планування відповідних протирадіаційних заходів.

Для випадку виконання різання забруднених металоконструкцій способом холодної плазмової різки, концентрація РА (C) у повітрі ЗВР обчислювалася за формулою:

$$C = \frac{S \cdot K \cdot d \cdot L}{V + q \cdot t},$$

де:

S – щільність поверхневого забруднення в місці виконання робіт із різання, Бк/м²;

K – коефіцієнт дезактивації 0,1;

d – ширина зони інтенсивного нагріву під час виконання різання, м;

L – довжина зони різання, м;

V – об'єм повітря зони, у якій виконуються роботи, м³;

q – швидкість видалення повітря за допомогою вентиляційної системи НБК, м³/год.;

t – час виконання роботи, год..

Передбачається, що в аерозольну форму перейде все поверхневе забруднення з площі інтенсивного впливу під час виконання різання, а аерозоль рівномірно розподілиться між об'ємом робочої зони і об'ємом повітря, яке видаляється за допомогою системи вентиляції НБК.

Виконання операцій із різання РЗМК ручним інструментом потребує такої організації робіт, яка б забезпечила мінімальне, наскільки це дозволяють

наявні ресурси, опромінення робочого персоналу (принцип ALARA). Так, прогнозні розрахунки за представленою формулою показують, що основним фактором, який визначає рівень концентрації РА в повітрі зони виконання робіт (ЗВР) є швидкість виконання операції (різання). Чим вона менша, тим менше інтенсивність надходження РА в повітря, що дозволяє уникнути перевищення величини КР та застосовувати більш комфортні для персоналу типи засобів індивідуального захисту органів дихання (ЗІЗОД). З іншого боку, зменшення швидкості різання призводить до збільшення дози опромінення персоналу за рахунок більш тривалого перебування у ЗВР. І навпаки, чим швидше виконується операція, тим більше концентрація РА в повітрі, що призведе до перевищення КР і необхідності застосування ізолюючих ЗІЗОД при одночасному зменшенні дози зовнішнього опромінення.

З цього випливає необхідність певної оптимізації швидкості виконання операції, яка визначається, зокрема, властивостями матеріалу конструкції, технічною характеристикою інструменту для виконання різання та кваліфікацією персоналу.

Прогнозування забруднення повітря під час виконання робіт

Прогнозні розрахунки викиду РА будуть виконуватись для таких технологічних операцій:

- різання металоконструкцій ферми підсилення на південній покрівлі ОУ (рисунок);
- різання зв'язок (опорних кронштейнів) по нижньому та верхньому поясі конструкції ферми підсилення на південній покрівлі ОУ (рисунок);
- різання демонтованих фрагментів ферми підсилення на ділянці МТС.

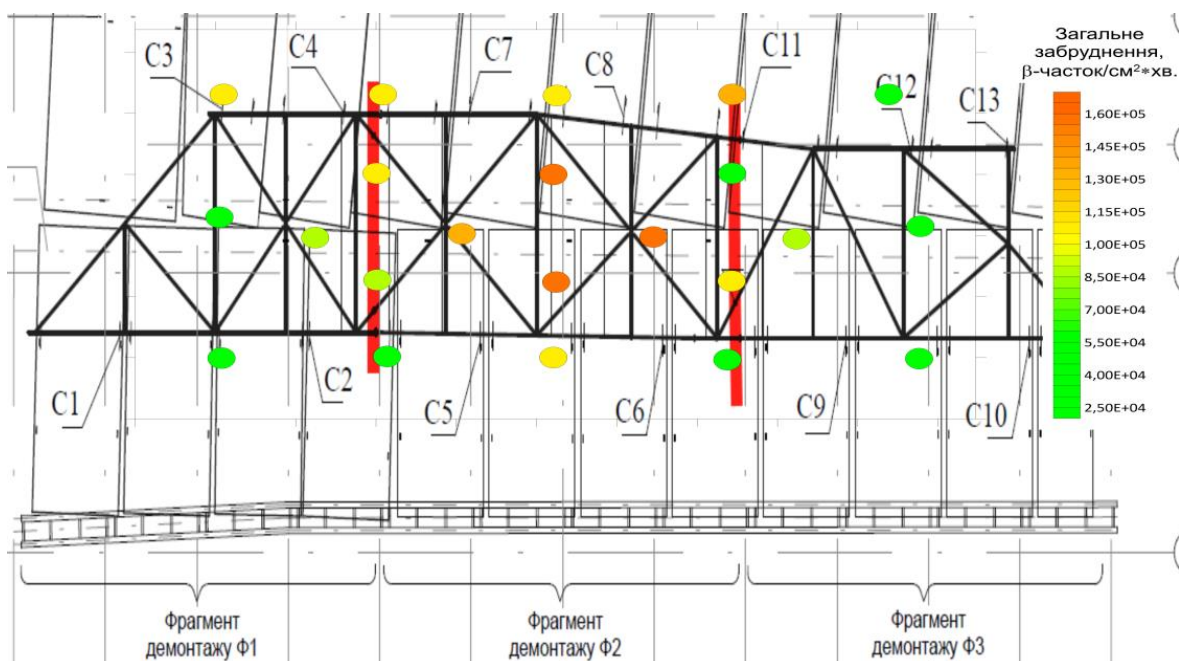


Схема розміщення точок різання металоконструкцій ферми й дані щодо їхньої величини загального поверхневого забруднення [4].

Для прогнозних розрахунків, які виконуються за представленою формулою, використовуючи консервативний підхід, припускається:

- поверхнєве забруднення (з огляду на його вторинне походження внаслідок осідання РА з повітря), наявне тільки на горизонтальних поверхнях РЗМК;
- вплив вентиляційної системи НБК на видалення повітря з об'єму ЗВР відсутній;
- РА, що утворилися внаслідок фрагментації РЗМК, рівномірно розподіляються в об'ємі повітря ЗВР, який має геометричну форму напівсфери з радіусом 5 м і об'ємом 262 м³;
- місце розрізу РЗМК буде дезактивовано з ефективністю 90 % (цей показник прийнятий на основі досвіду виконання дезактивації аналогічних конструкцій ОУ).

Різання РЗМК ферми підсилення на південній покрівлі ОУ. Передбачається, що роботи будуть виконуватись за допомогою ДКРМ з дисковою пилкою, який встановлено на мобільній інструментальній платформі (МІП) підйомного крану НБК. Швидкість різання дискової пилки становить 3,5 м/хв..

На рисунку показано найближчі до місць виконання різання точки РЗМК ферми з відомим поверхневим забрудненням. З огляду на те, що в конструкції поясів ферми використовуються двотаврові балки різних розмірів, застосовуючи консервативний підхід, для розрахунків обрано двотаврову балку, яка має найширшу полицю - 251×180 мм, тип 26Ш1.

Таким чином, приймається, що для двотаврової балки типу 26Ш1 зі щільністю поверхневого забруднення 130 000 бета-част./ (см² хв) довжина різку становить 0,36 м, а час різання 0,18 хв. При цьому ширина різку становить 10 мм, а зона температурного впливу – 5 мм (з кожного боку).

Припускається, що об'ємна активність повітря робочої зони за відсутності впливу системи вентиляції НБК (консервативний підхід) не перевищить значення у 630 і $4,9 \cdot 10^{-3}$ Бк/м³ бета- і альфа-активних нуклідів відповідно (табл. 3).

Таблиця 3. Максимальні прогнозні концентрації РА в повітрі ЗВР під час виконання робіт із фрагментації РЗМК

ЗВР і спосіб виконання різання РЗМК	Місце виконання різання РЗМК*	Викид активності у повітря ЗВР, Бк		Максимальна об'ємна активність РА в повітрі ЗВР, Бк/м ³	
		β-активних	α-активних	β-активних	α-активних
1	2	3	4	5	6
Фрагментація ферми підсилення на південній покрівлі ОУ за допомогою ДКРМ на МІП	Верхня частина ферми підсилення, фрагменти Ф2-Ф3	165 000	1,3	630	$4,9 \cdot 10^{-3}$

1	2	3	4	5	6
Відрізання опорних кронштейнів ферми підсилення на південній покрівлі ОУ вручну (повітряно-плазмове різання)	С3	34 100	0,6	130	$2,3 \cdot 10^{-3}$
Фрагментація елементів ферми підсилення на ділянці МТС за допомогою ДКРМ на власному ходу або на МПП	Центральна частина ферми, фрагмент Ф2	15 700	0,3	60	$1,2 \cdot 10^{-3}$

Примітка: * – відповідно до позначень на рисунку.

Різання зв'язків (опорних кронштейнів) по нижньому та верхньому поясі конструкції ферми підсилення на південній покрівлі ОУ. Роботи виконуються вручну за допомогою переносного обладнання для повітряно-плазмового різання, яке характеризується такими параметрами: швидкість різання – 2,6 м/хв, ширина різку – 3 мм, ширина зони температурного впливу – 2 мм (з кожного боку).

У місцях різання ручним інструментом (верхній і нижній пояс кріплення металевої ферми) діапазон величини загального ПЗ суми альфа- і бета-активних нуклідів становить від 25000 до 120 000 част./см² · хв..

Тоді, для швелера 250×125×8 мм, довжина радіоактивно забрудненого шва дорівнює 0,25 м, щільність ПЗ альфа- і бета-активними нуклідами становить 113 000 част./(см²×хв), а час різання – 0,19 хв..

Припускається, що активність повітря робочої зони за відсутності впливу системи вентиляції НБК (консервативний підхід) не перевищить значення у 130 і $2,3 \cdot 10^{-3}$ Бк/м³ бета- і альфа активних нуклідів (див. табл. 3).

Різання демонтованих фрагментів РЗМК ферми підсилення на ділянці МТС. Роботи виконуються ДКРМ на власному ходу за допомогою дискової пилки.

Розрахунок прогнозу об'ємної активності повітря під час робіт із подальшої фрагментації фрагмента Ф2 металевої ферми посилення виконувався за представленою формулою з урахуванням типу металлоконструкцій і поверхневого забруднення в місцях різання.

Швидкість різання приймається 3,5 м/хв, ширина шва – 10 мм, ширина зони температурного впливу – 5 мм. Швидкість роботи витяжної вентиляції НБК – 80 000 м³/год.

Металоконструкція, що буде розрізана, – парний кутник 140×140×9 мм, довжина шва становить 0,280 м. Максимальне загальне ПЗ альфа- і бета-активними нуклідами становить близько 160 000 част./(см²×хв). Час виконання різання парного кутника – 0,0027 год.

З урахуванням ефективності дезактивації загальне ПЗ альфа- і бета-активними нуклідами становить близько 16 000 част./($\text{см}^2 \times \text{хв}$).

Унаслідок виконання вказаних робіт, об'ємна активність РА в повітрі робочої зони не перевищить значення у 60 і $1,2 \cdot 10^{-3}$ Бк/ м^3 бета- і альфа-активних нуклідів відповідно (табл. 3).

Висновки

1. Герметичність споруди НБК сприяє осіданню РА з повітря його внутрішнього об'єму, що з плином часу призводить до поступового збільшення щільності поверхневого забруднення конструкцій, які підлягають демонтажу за проектом перетворення ОУ на екологічно безпечну систему.

2. З моменту герметизації конструкції НБК (2018 р.) і по теперішній час щільність загального поверхневого забруднення сумою альфа- і бета-активних нуклідів металевої ферми підсилення південної покрівлі ОУ збільшилася в 9,3 рази і становить від 25 000 до 160 000 част./($\text{см}^2 \cdot \text{хв}$) із середнім значенням 88 000 част./($\text{см}^2 \cdot \text{хв}$). Відповідно нефіксоване поверхневе забруднення збільшилось у 5,7 рази і становить від 330 до 2 700 част./($\text{см}^2 \cdot \text{хв}$), із середнім значенням 1080 част./($\text{см}^2 \cdot \text{хв}$).

3. У зв'язку з відсутністю суттєвих потоків повітря, фрагментація РЗМК у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ за допомогою ручного інструменту може спричинити значне забруднення повітря робочої зони. Ці обставини потребують обов'язкового попереднього визначення поверхневого забруднення РЗМК і на основі запропонованого підходу прогнозування забруднення повітря у ЗВР під час виконання ручних робіт для застосування адекватних заходів із протирадіаційного захисту робочого персоналу.

4. Запропонований підхід дозволить зменшити вплив РА на опромінення персоналу внаслідок виконання робіт у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ за рахунок оптимізації використання ЗІЗ та визначення часу виконання робіт у конкретних умовах.

5. Після перевірки отриманих прогнозних результатів на практиці такий підхід у вирішенні проблем радіаційної безпеки персоналу може бути використано під час планування подальших радіаційно небезпечних робіт у внутрішньому об'ємі комплексу НБК-ОУ під час його експлуатації.

Список цитованої літератури

1. Отчет о НИР: Оценка изменения динамики испарения-конденсации влаги в ОУ под НБК, поведения ТСМ в изменившихся условиях и оценка изменения пылеобразования. Договор №374/17. – Чернобыль: ИПБ АЭС, 2017. – 108 с.

2. Звіт про НДР: Комплексна оцінка сукупних впливів на навколишнє середовище радіаційно-небезпечних об'єктів чорнобильської зони відчуження. – Чернобыль, ИПБ АЭС, 2020. – 888 с.

3. Kalynovskyi O. K. Radioactive aerosols monitoring of the surface air near the Shelter object within 1998–2019 / O. K. Kalynovskyi, V. O. Krasnov, O. V. Filippov // Nuclear Power and the Environment. – 2021. – Vol. 22 (3). – pp. 78–83.

4. Проектні контрольні рівні радіаційної безпеки НБК.–ДСП ЧАЕС, 2020.– 15с.

5. Лист ДСП «Чорнобильська АЕС» №1780/23030300-2021 від 30.04.2021.

6. Реконструкція об'єкта «Укриття» ДСП ЧАЕС в частині демонтажу металевої ферми підсилення південної покрівлі. Проект. – Т. 6. – Звіт з аналізу безпеки. – 301503.201.006-ЗАБ/ІПБ АЕС НАНУ. – ДСП ЧАЕС, 2016. – 145 с.

PREDICTION OF AIR POLLUTION OF WORKING ZONES DURING PERFORMANCE OF WORK IN THE INTERNAL VOLUME OF THE NBK-OU COMPLEX

L. I. Pavlovskyi, D. V. Gorodetskyi, V. V. Derenhovskyi, Y.A Menshenin

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

The characteristics of the modern radiation situation in the areas of work under the project “Reconstruction of the Shelter object of the SSE ChNPP in the part of the dismantling of the metal truss of the southern roof reinforcement” are provided. It is shown that during the period of research and industrial operation of the “New Safe Confinement – Shelter object” (NSC-SO) complex, as a result of the sealing of its containment circuit, there was a deterioration of the radiation situation due to an increase in the amount of general and non-fixed surface pollution. The reason for this is the deposition of radioactive aerosols, which are generated both in the Shelter object and during construction work in the internal volume of the NSC-SO complex. According to research data, the average value of the total density of surface pollution by beta-active nuclides of metal structures in the areas of work under the project, for the period from 2018 to 2021, increased by 9.3 times, and the value of unfixed surface pollution by 5.7 times.

Such extremely unfavorable radiation conditions encourage the widest possible use of unmanned technologies with the use of remotely controlled robot manipulators (RCRM). In the case of the impossibility of using RCRM for radiation-hazardous technological operations and their replacement by operations performed manually, it is absolutely necessary to forecast the dynamics of air pollution in the working area during the performance of such works in order to guarantee the effective application of appropriate measures for personnel radiation safety.

A predictive assessment of radioactive air pollution of work zones in the internal volume of the NSC-SO complex during the execution of project work was provided, which made it possible to optimize measures for the radiation safety of working personnel, in particular, in the selection of appropriate types of means of individual protection of respiratory organs. The proposed approach can be used during the planning of further radiation-hazardous works in the internal volume of the NSC-SO complex, namely, during the dismantling of unstable structures of the Shelter object and the partial removal of nuclear materials and high-level waste from the Shelter object.

Keywords: *Chornobyl NPP, southern roof, RCRM, radioactive aerosols, predictive assessment.*

References

1. Research report «Otsenka izmeneniya dinamiki ispareniiya-kondensatsii vlagi v OU pod NBK, povedeniya TSM v izmenivshikhsya usloviyakh i otsenka izmeneniya pyleobrazovaniya» [Evaluation of changes in the dynamics of evaporation-condensation of moisture in the Shelter under the NSC, the behavior of FCM under changed conditions and the assessment of changes in dust formation], (2017), Treaty №374/17, 108 p. (in Rus).
2. Research report «Kompleksna otsinka sukupnykh vplyviv na navkolyshnye seredovysheche radiatsiyno-nebezpechnykh ob'yektiv chornobyl's'koyi zony vidchuzhennya» [Comprehensive assessment of cumulative environmental impacts of radiation-hazardous facilities in the Chernobyl Exclusion Zone], (2020), 888 p. (in Ukr.).
3. Kalynovskyi O. K., V. O. Krasnov, O. V. Filippov (2021). [Radioactive aerosols monitoring of the surface air near the Shelter object within 1998–2019]. [Nuclear Power and the Environment], vol. 22 (3), pp. 78–83. (in Eng.)
4. Regulatory document of ChNPP «Proektni kontrol'ni rivni radiatsiynoyi bezpeky NBK» [Project control levels of radiation safety of NBK], (2020). (in Ukr).
5. Letter from the SSE «ChNPP» №1780/23030300-2021 (30.04.2021). (in Ukr).
6. Security Analysis Report «Rekonstruktsiya ob'yektu «Ukryttya» DSP CHAES u chastyni demontazhu metalevoyi fermi pidsylennya pivdennoyi pokrivli. Proekt.–T.6.–Zvit z analizu bezpeky» [Reconstruction of the "Shelter" facility of the ChNPP chipboard in the part of the dismantling of the metal truss of the southern roof reinforcement. Project. Security analysis report], (2016), v.6, 145 p. (in Ukr).

ВИКОРИСТАННЯ ЛУГІВ БОРВМІСНИХ РРВ ПРИ КОНДИЦІОНУВАННІ ВІДХОДІВ У ГЕОПОЛІМЕРНУ МАТРИЦЮ

А.М. Розко¹, Ю.Г. Федоренко², Б.П. Злобенко²

¹ Інститут геохімії, мінералогії та рудоутворення ім. М. П. Семененка
НАН України

² ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України

В роботі з'ясовуються можливості кондиціонування рідких радіоактивних відходів (РРВ) шляхом поєднання їх з геополімерною матрицею, яка синтезована з залученням лугів, що входять до складу РРВ. Одночасно розглядаються умови виконання такого кондиціонування.

У якості імітату РРВ було обрано модельний розчин КЗ з баку ОТW20B02 СК-1 з солевмістом 800 г/л за даними хімічної лабораторії Запорізької АЕС (2018р.)

Склад імітату, %:

Na ₂ B ₄ O ₇ ·5H ₂ O	– 60.04
NaNO ₃	– 13,4
NaCl	– 0,55
Fe ₂ O ₃	– 0.43
NH ₄ OH (25% р/р)	– 0.2
KOH	– 3.4
NaOH	– 22.6

pH розчину імітату становить 12.

Для геополімерного зв'язуючого використовувався гранульований шлак Маріупольського металургійного комбінату (2021р.). Як показали результати рентгенівського фазового аналізу у складі шлаку переважає склоподібна фаза. Типові для шлаків кристалічні компоненти бредигіт, мервініт та інші не спостерігалися. Частинки шлаку могли утворювати щільну упаковку, про що свідчить висока фрактальна розмірність ($D = 2,71$) сукупності частинок. Шлак мав розмір частинок $< 0,08$ мм. Дисперсний склад задовільно описувався рівнянням Розена-Раммлера згідно з формулою:

$$Q(d)=100(-\exp(-7.9E-02 \cdot d^{0.917})).$$

Для отримання компаундів імітат підігрівали до температури вище 60 °С. До нього додавався підігрітий до 65 °С гранульований шлак і при перемішуванні – у невеликій кількості вода.

Отриманий компаунд мав наступний склад:

Імітат (солі)	– 22.7%
Шлак	– 56.7%
Вода	– 20.6%.

Тужавлення почалося за 40 хвилин і закінчилося за 80 хвилин від початку змішування. Компаунди знаходилися три доби у атмосфері насичених парів води,. Після чого зразки перебували при температурі 8°С – 10°С. Зважаючи на

повільну втрату води за такої температури їх сушили при 30 °С–40 °С. По досягненні постійної маси зразки вивчалися методами рентгенівського фазового аналізу, термографії, вимірювалась межа міцності на стиск, пористість та інше.

При співвідношенні РРВ (імітат) до шлаку як 2 : 3 із складом компаундів: імітат РРВ – 37.7 %, шлак 56.6 %, вода 5.7 %, отримано зразки компаундів з пористістю < 0.2, терміном початку тужавлення близько 40 хвилин, з межею міцності на стиск більше 6МПа.

Необхідними умовами синтезу є температура шлаку та РРВ (імітату) > 60°С, рН РРВ > 12, при просіюванні шлаку залишок на ситі 80 мкм не більше 1 ÷ 2%, достатня кількість склоподібної фази шлаку, перемішування зв'язуючого при поєднанні всіх компонентів протягом 3 ÷ 5 хвилин.

В результаті виконаної роботи показана можливість синтезу зв'язуючого на основі гранульованого доменного шлаку активованого лугами РРВ (імітату).

Слід зазначити, що на відміну від застосування портландцементів у випадку з цементуванням геополімерами вода (чи водний розчин лугів) до складу геополімерів не входять, а є лише транспортним середовищем при синтезі. Після геополімерізації вода чи водний розчин перебувають у поровому просторі компаундів у вільному стані і можуть бути вилучені за температурою 105оС – 115оС.

Реальні РРВ мають у складі поверхнево активні речовини, які можуть виконувати функції пластифікаторів, що буде зменшувати кількість вільної води у компаундах.

THE USE OF LRWBORON-CONTAINING ALKALIS IN THE CONDITIONING OF WASTE IN A GEOPOLYMER MATRIX

A. Rozko, Yu. Fedorenko, B.Zlobenko

A. Rozko Ph.D.(Geology), Senior Researcher in the M. P Semenenko Institute of Geochemistry, Mineralogy and Ore Formation of the NAS of Ukraine, 34, Palladina av., Kiev-142, 03680 Ukraine.. ORCID:0000-0002-4614-5569, al.rozko@gmail.com

2Yu. Fedorenko Researcher SI "Institute of Environmental Geochemistry of the NAS of Ukraine", 34a, Palladina av., Kiev-142, 03680 Ukraine

B.Zlobenko Senior Researcher SI "Institute of Environmental Geochemistry of the NAS of Ukraine", 34a, Palladina av., Kiev-142, 03680 Ukraine, borys.zl@gmail.com

The paper investigates the possibilities of conditioning liquid radioactive waste (LRW) in a geopolymer matrix, which is synthesized on the basis of alkalis that are part of the LRR. The necessary conditions for such conditioning were considered

ПРАВОВЕ РЕГУЛЮВАННЯ ЯДЕРНОЇ БЕЗПЕКИ

Савчук Олена Олександрівна

к.ю.н., доцент, доцент кафедри екологічного права
Національного Юридичного університету ім. Я. Мудрого;
доцент кафедри права Національного аерокосмічного університету
ім. М. Є. Жуковського
м. Харків
helensavchuk13@gmail.com

На сьогоднішній день, очевидним є важливість забезпечення ядерної безпеки для України. Виступаючи складовою екологічної безпеки, характеризується здійсненням комплексу організаційних, правових, технічних, політичних, економічних, освітніх та інших заходів. Ці заходи створюють певний правовий механізм, який складається із системи правових заходів, спрямованих на дотримання допустимих меж радіаційного опромінення людей і навколишнього середовища, визначених стандартами, правилами та нормами безпеки, забезпечення надійного захисту населення та персоналу, виконання технічного обслуговування ядерних реакторів.

У спеціалізованій науковій літературі під ядерною безпекою розуміють не тільки захист від аварій в атомних установках, а й захист від шкідливого впливу радіоактивних речовин та іонізуючих випромінювань. Вимоги ядерної безпеки повинні однаковою мірою стосуватися як умов виробництва палива, енергії, так і переробки, транспортування та зберігання відходів [1].

Що ж стосується використанням ядерної енергії, під останньою розуміється сукупність видів діяльності, пов'язаних із використанням ядерних технологій, ядерних матеріалів, джерел іонізуючого випромінювання в науці, виробництві, медицині та інших галузях, а також з видобуванням уранових руд та поводженням із радіоактивними відходами. Отже, основними об'єктами потенційної ядерної та радіаційної небезпеки є підприємства ядерно-паливного циклу, перш за все АЕС, дослідницькі реактори, підприємства з видобутку та переробки урану, підприємства, які використовують радіаційно небезпечні речовини і технології, а також радіоактивно забруднені внаслідок Чорнобильської катастрофи території [2, с. 182].

Треба погодитися з тезою П. О. Гвоздика, який наголошує на тому, що існування великої кількості ядерних установок посилює ризик виникнення небезпечних для довкілля ядерних інцидентів та обумовлює потребу у формуванні правових механізмів забезпечення ядерної безпеки. На вирішення цього завдання спрямовано екологічне законодавство в контексті регулювання відносин із забезпечення екологічної безпеки [3].

Головним в оптимізації роботи ядерного комплексу й у виведенні його на належний рівень функціонування повинно стати удосконалення організаційно-правового механізму державного регулювання діяльності на ринку енергетики,

визначення цілей, змісту, завдань та правових засобів такого регулювання, врахування важливих особливостей об'єктів, а також системи суб'єктів організаційно-господарських повноважень та оптимальної моделі взаємодії між ними [4. с. 163].

Закон України «Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії» визначає правові та організаційні засади дозвільної діяльності у сфері використання ядерної енергії, а також загальні положення регулювання суспільних відносин, що виникають під час її провадження, як виняток із загальних положень, установлених Законом України "Про ліцензування певних видів господарської діяльності". Надає визначення діяльності у сфері використання ядерної енергії, зокрема, визначаючи останню як діяльність, у процесі якої використовуються додаткові джерела іонізуючого випромінювання, дія зазначеного випромінювання поширюється на додаткові групи людей або змінюється система напрямів випромінювання від існуючих джерел, у зв'язку з чим підвищується доза чи ймовірність опромінювання людей або кількість людей, які опромінюються. У свою чергу, ст. 4 цього Закону встановлює мету дозвільної діяльності у сфері використання ядерної енергії, якою є забезпечення використання тільки тих ядерних установок, джерел іонізуючого випромінювання, об'єктів, призначених для поводження з радіоактивними відходами, уранових об'єктів, рівень ядерної та радіаційної безпеки яких визнано таким, що відповідає міжнародно визнаним вимогам на основі всебічної оцінки усіх факторів, які впливають на безпеку, включаючи забезпечення фізичного захисту[5].

Завдання ядерного законодавства визначено у ст. 3 Закону України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку», зокрема, правове регулювання суспільних відносин під час здійснення всіх видів діяльності у сфері використання ядерної енергії; створення правових засад системи управління у сфері використання ядерної енергії і системи регулювання безпеки під час використання ядерної енергії; встановлення прав, обов'язків і відповідальності органів державної влади, підприємств, установ і організацій, посадових осіб і персоналу, а також громадян стосовно їх діяльності, пов'язаної з використанням ядерної енергії; визначення основних принципів радіаційного захисту людей та навколишнього природного середовища; забезпечення участі громадян та їх об'єднань у формуванні державної політики у сфері використання ядерної енергії; сприяння подальшому зміцненню міжнародного режиму безпечного використання ядерної енергії [6].

Крім того, Закон України «Про порядок прийняття рішень про розміщення, проектування, будівництво ядерних установок і об'єктів, призначених для поводження з радіоактивними відходами, які мають загальнодержавне значення» установлює загальні правові засади прийняття рішень про розміщення, проектування, будівництво ядерних установок і об'єктів, призначених для поводження з радіоактивними відходами, які мають загальнодержавне значення. У ст. 1 Закону встановлено перелік установок і об'єктів, призначених для поводження з радіоактивними відходами, які мають

загальнодержавне значення Ядерними установками і об'єктами, призначеними для поводження з радіоактивними відходами, які мають загальнодержавне значення, є: атомні електричні станції; атомні станції тепlopостачання; дослідницькі ядерні реактори; сховища, призначені для зберігання відпрацьованого ядерного палива або високоактивних радіоактивних відходів з проектним строком зберігання понад 30 років (крім установок, включених до технологічного циклу ядерної установки); геологічні сховища для захоронення радіоактивних відходів та/або відпрацьованого ядерного палива [7].

Отже, беручи до уваги плинність часу та динамічний розвиток сучасних викликів і загроз, що постають кожен день, у тому числі спричиненими воєнними діями на території нашої країни, вважаємо вкрай актуальним дослідження радіаційної безпеки при використанні ядерної енергії. Законодавство України видається дещо застарілим, не дивлячись на те, що були спроби внесення відповідних змін і доповнень. З огляду на це, та інші об'єктивні чинники, вбачається необхідним оновлення нормативно-правової бази забезпечення радіаційної безпеки з можливістю подальшої кодифікації у зазначеній царині.

Використана література:

1. Островська О. О. Проблеми ядерної безпеки України. Проблеми ядерної безпеки сучасного світу і Україна: збірник наукових праць / За загальною редакцією доктора історичних наук, професора Кудряченка А.І.; ДУ «Інститут всесвітньої історії НАН України»/ К.: ДУ «Інститут всесвітньої історії НАН України». С. 130-138.
2. Правове регулювання екологічної безпеки в Україні : навч. посіб. / А. П. Гетьман, М. В. Шульга, В. Л. Бредіхіна та ін. Х. : Право, 2012. 296 с.
3. Гвоздик П. О. Джерела екологічного права та ядерна безпека. Бюлетень Міністерства юстиції України. 2013. № 1. С. 44-49.
4. Правове забезпечення адаптації інвестиційної моделі розвитку економіки України та ринків фінансових послуг до права Європейського Союзу : монографія / [С.В.Глібка, Н.М.Внукова, О.О.Дмитрик та ін.] ; за ред. С.В.Глібка, Н.М.Внукової, О.О.Дмитрик. Харків : Право, 2017. 400 с.
5. Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії: Закон України від 11.01.2000 № 1370-XIV. Відомості Верховної Ради України від 03.03.2000. № 9. Ст. 68.
6. Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку: Закон України від 08.02.1995 № 9/95-ВР. Відомості Верховної Ради України від 21.03.1995. № 12. Ст. 81.
7. Про порядок прийняття рішень про розміщення, проектування, будівництво ядерних установок і об'єктів, призначених для поводження з радіоактивними відходами, які мають загальнодержавне значення: Закон України від 08.09.2005 № 2861-IV. Відомості Верховної Ради України від 23.12.2005. № 51 Ст. 555.

Abstract. *The paper analyzes the regulatory and legal regulation of nuclear safety in Ukraine. They emphasize the importance of optimizing the operation of the nuclear complex, and bringing it to the proper level of functioning should include the improvement of the organizational and legal mechanism of state regulation of activity on the energy market, the definition of the goals, content, tasks and legal means of such regulation, taking into account the important features of the objects, as well as the system of subjects of organizational and economic powers and the optimal model of interaction between them in connection with the threats that arise due to the existence of a large number of nuclear installations. It was determined that the main objects of potential nuclear and radiation danger are nuclear fuel cycle enterprises, first of all nuclear power plants, research reactors, uranium mining and processing enterprises, enterprises that use radiation-hazardous substances and technologies, as well as radioactively contaminated as a result of Chernobyl disasters of the territory. In the course of the work, we came to the conclusion that the study of radiation safety when using nuclear energy is relevant. The legislation of Ukraine seems to be somewhat outdated, despite the fact that there have been attempts to introduce relevant changes and additions. In view of this and other objective factors, it is considered necessary to update the regulatory framework for ensuring radiation safety with the possibility of further codification.*

ЕФЕКТИВНЕ МОДЕЛЮВАННЯ ДИНАМІКИ SR-90 В ДНІПРОВСЬКИХ ВОДОСХОВИЩАХ

Сизоненко Володимир

Інститут кібернетики ім. В.М. Глушкова НАН України, м. Київ
jasizyj@yahoo.com

В умовах військових дій на території України, коли зростає вірогідність пошкодження ядерних об'єктів, або інших шляхів надходження радіоактивних матеріалів у водне середовище особливу актуальність набуває швидке і достатньо точне визначення концентрацій радіонуклідів у ключових місцях – водозабори, великі міста і т. ін.

Автором запропоновано і реалізовано в програмних кодах модель UNDBE (UNDrikin BEaconer), яка на відміну від широко розповсюджених 1-2-3 вимірних моделей, що традиційно використовують адвекційні рівняння дисперсії (advection dispersion equation (ADE)), фактично застосовує метод агрегованої мертвої зони (aggregated dead zone (ADZ)) [1-3].

Замість того, щоб моделювати концентрацію розчину безперервно як на відстані, так і в часі, модель ADZ використовує підхід "чорної шухляди" і просто розглядає концентрацію на витоку камери як функцію концентрації вхідного сигналу і часу.

При цьому водойма (річка, водосховище) розбивається на камери межі яких співпадають з місцями для яких необхідно зробити розрахунок.

Модель у порівнянні з відомими 1-2-3 вимірними моделями вимагає значно меншої кількості початкових даних і забезпечує різке зменшення потрібного комп'ютерного часу при збереженні точності в межах наявних похибок вимірювань.

В моделі передбачено можливості здійснювати розрахунки:

- концентрацій забруднення у розчині, на звислих намулах, в шарі донних відкладень;

- концентрацій звислих намулів;

- маси донних відкладень, які активно взаємодіють з забрудненням;

- об'ємів, витрат води і середніх швидкостей течій для кожної камери.

Програмна реалізація включає блок параметричної ідентифікації (Реалізовано метод RALG – пошук екстремуму недиференцьованої багато параметричної функції. Розробка Інституту Кібернетики ім. Глушкова) [4,5].

Комп'ютерна реалізація моделі була випробувана при виконанні міжнародного проекту EMRAS [6].

Потрібно було здійснити моделювання переносу викидів радіоактивного тритію від п'яти АЕС (14 ядерних реакторів) в 350 кілометровому руслі р. Луари протягом пів року (Рис. 1). Необхідно було визначити динаміку концентрацій тритію в 11 пунктах з часовою дискретністю. Дані вимірювань були надані Управлінням Регіонального Центру Довкілля і EDF Електроенергетичною компанією Франції теж з часовою дискретністю.

Для застосування моделі 350-ти кілометрову ділянку р. Луари було розбито на 33 послідовні камери. Розрахунок гідрології р. Луари (33 камери 350-кілометрової ділянки, для шестимісячного інтервалу моделювання з часовою дискретністю) потребує 20 хвилин часу ЕОМ з процесором Intel Core i5-9600K. Розв'язання задачі перенесення тритію за допомогою запропонованої моделі UNDBE здійснюється за 8 секунд. Оскільки гідрологічний режим річки не залежить від транспортування тритію, то розрахунок водного режиму був виконаний одноразово для всього діапазону можливих витрат води, а результати використовувалися як масив вихідних даних для багаторазових прорахунків при вирішенні задачі ідентифікації параметрів перенесення тритію, що значно прискорило визначення оптимальних значень гідрологічних і токсикологічних параметрів р. Луари.

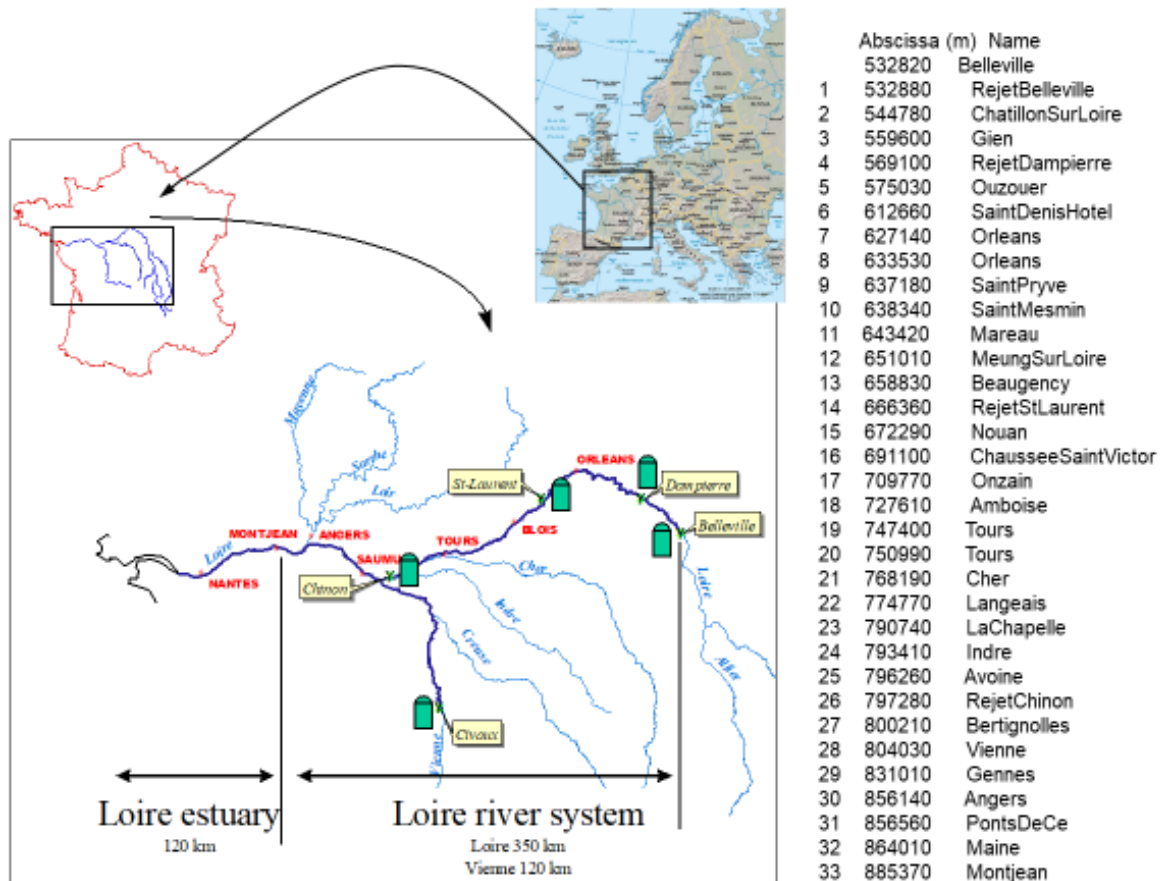


Рис. 1. Річкова система р. Луари

Шляхом моделювання було показано, що точність розрахунків відповідає похибкам вимірювань і результати моделі не гірші ніж результати одновимірних моделей які приймали участь в проекті EMRAS.

На діаграмі (Рис. 2) відображено більшу частину результатів моделювання динаміки тритію в створі Анжер у порівнянні з даними вимірювань і 30% похибкою.

Після того як показано адекватність моделі в умовах багаторазових різких викидів тритію при різко змінних витратах води в руслі Луари з щогодинною дискретністю, становить інтерес застосування для каскаду дніпровських водосховищ.

Нажаль в цьому випадку ми маємо не щогодинні а лише добові гідрологічні і токсикологічні дані.

Слід зазначити що з метою скорочення значного часу комп'ютерної реалізації при використанні одно- двох- і три-вимірних моделей часто використовують 5,10 добове усереднення даних. Такий підхід різко зменшує точність оскільки значення концентрацій можуть змінюватись в рази протягом доби. Модель UNDBE при аналізі процесів в дніпровському каскаді використовувала лише добові дані.

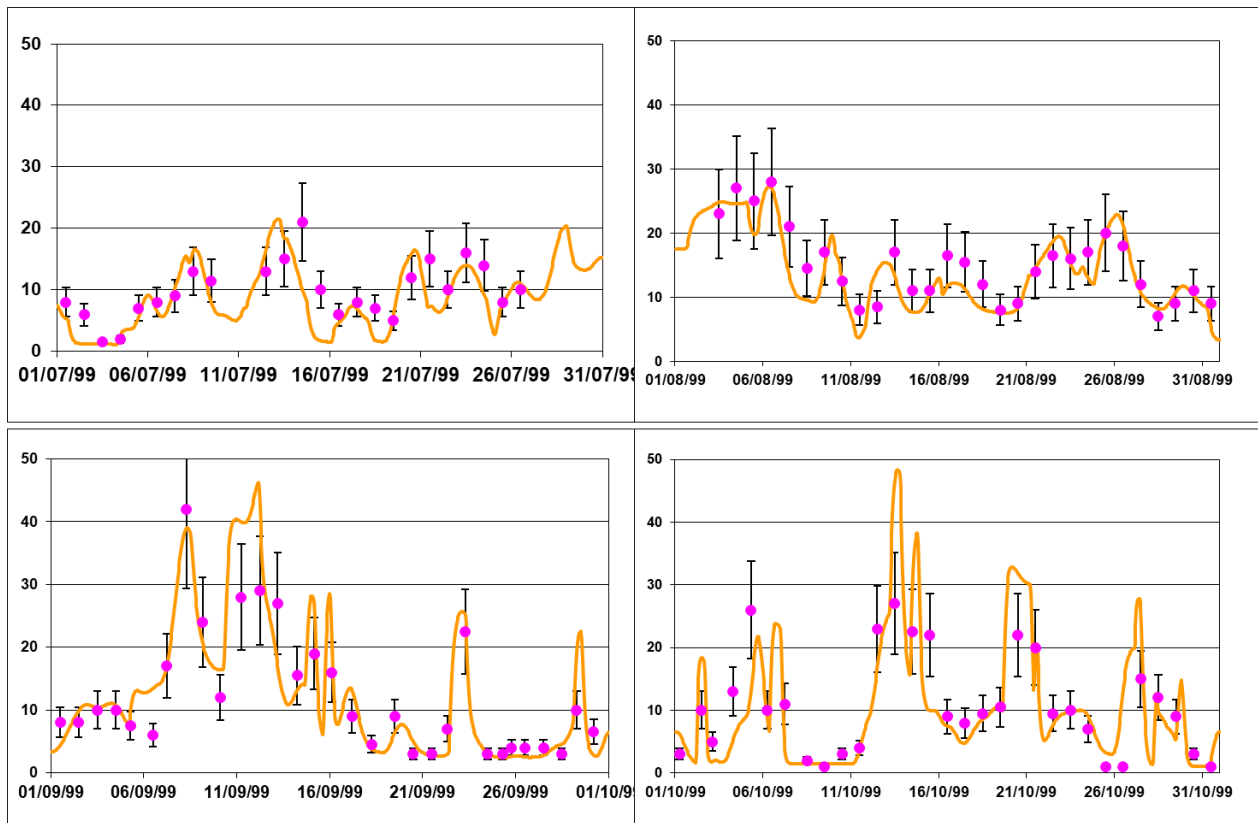


Рис. 2. Зіставлення розрахунків та вимірювань концентрацій тритію у створі ANGERS.

Проведено розрахунки для 1991, 1994 і 1999 років, коли мали місце значні підйоми концентрації Sr-90 в Прип'яті. Здійснено ідентифікацію гідрологічних та токсикологічних параметрів Київського водосховища і орієнтовно (орієнтовно через брак токсикологічних даних) для інших водосховищ.

На рис. 3 графік, що відображає зіставлення розрахунків та вимірювань концентрацій стронцію-90 в районі м. Вишгорода (виток Київського водосховища) 1991 р.

Різнокольорові крапки – дані вимірювань різних організацій. Великий розбіг даних вимірювань пояснюється недостатнім на той час досвідом і відсутністю інтеркалібрування. В 1994, 1999 роках дані лежать кучніше. Точність вимірювань від 30 до 50%. На малюнку для всіх задано 30%.

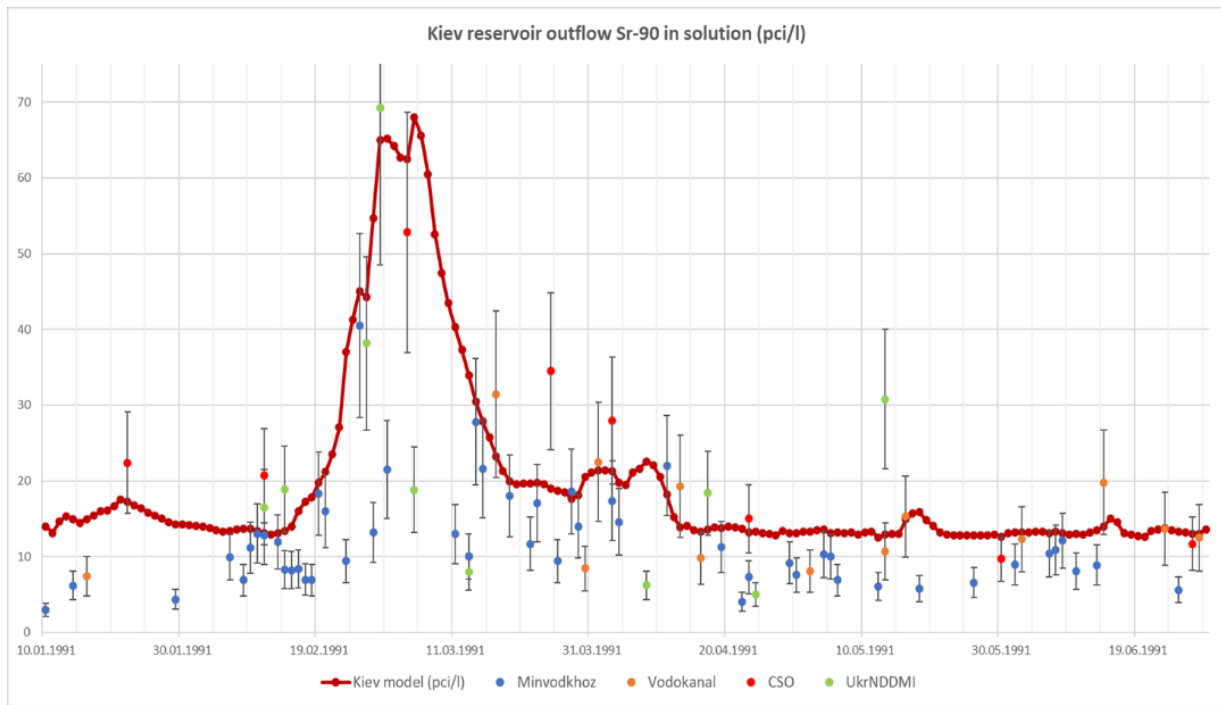


Рис. 3. Зіставлення розрахунків та вимірювань концентрацій стронцію-90 в районі м. Вишгорода (1991 р.).

Коричнева лінія – модельні значення. Якщо задати 40-45% видно що модель покриває переважну більшість вимірювань. Такий розрахунок потребує всього 0,01 секунди комп'ютерного часу.

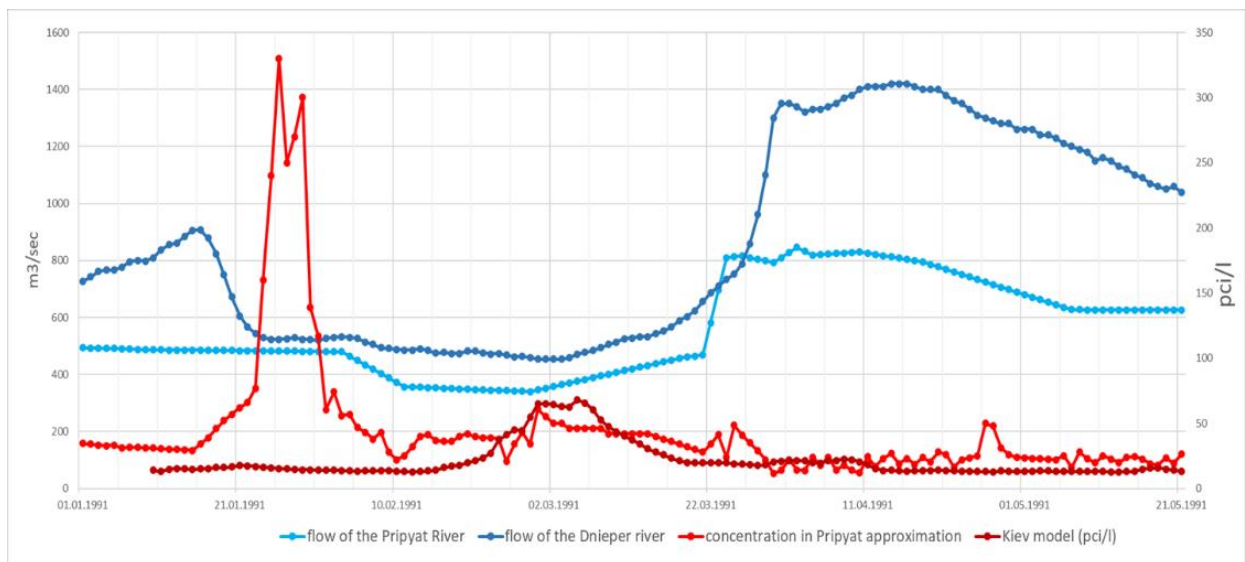


Рис. 4. Співвідношення концентрацій стронцію-90 біля втоку і біля витоку Київського водосховища (1991 р.).

На рис. 4 голуба і синя лінії – гідрографи Прип'яті і Дніпра. Їм відповідає ліва шкала графіка. Червона лінія – апроксимовані дані вимірювань концентрації Sr-90 в Прип'яті (вток Київського водосховища), а коричнева

лінія – ті самі модельні значення концентрації Sr-90 біля витоку Київського водосховища (Рис. 3). Їм відповідає права шкала графіка.

Видно, що під час зростання концентрації в Прип'яті витрати води Прип'яті і Дніпрі майже однакові і перемішуючись могли знизити концентрацію лише в двічі, а спостерігається зниження майже в шість разів завдяки дисперсії під час тривалого (більше місяця) транспортування по водосховищу.

Аналогічне явище має місце і під час повені 1994 року.

Збільшення часу транспортування водних мас у водосховищі значно зменшує амплітуду концентрації на витоку водосховища. Це може бути використано в якості водоохоронного заходу через зміну режиму водосховища, а модель дасть можливість швидко оцінити можливий результат.

Виконано моделювання розповсюдження викиду забруднення 1999 року по всьому каскаду водосховищ.

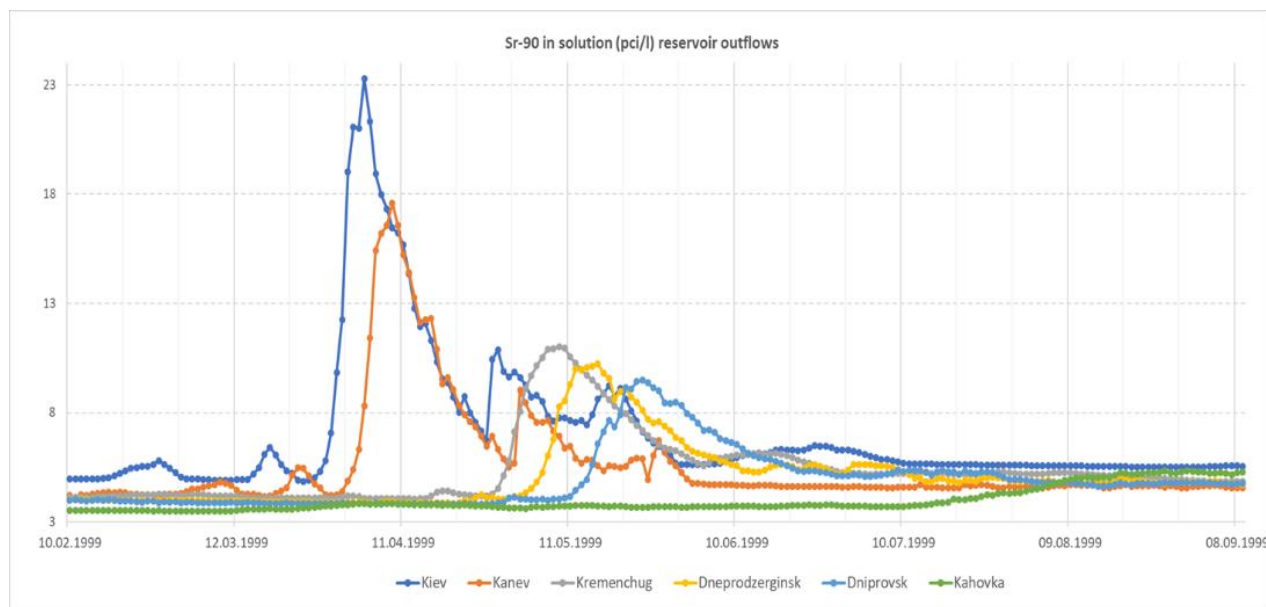


Рис. 5. Концентрації стронцію-90 біля витоків водосховищ дніпровського каскаду (1999 р.).

Такий розрахунок процесу на протязі року потребує лише 0.1 секунди комп'ютерного часу.

Таким чином, розроблено модель, яка за наявності мінімуму гідрологічних і токсикологічних даних забезпечує прогнозування переносу забруднення в річках і водосховищах. Час моделювання визначається лише часом підготовки і введення даних, а все інше відбувається практично миттєво. Збереження мінімальних вимог до кількості вихідних даних, у поєднанні зі швидкодією, дає можливість застосування як системи аварійного реагування. Модель має великий потенціал розвитку, зокрема застосування для різних водних об'єктів і різних типів забруднення.

Зараз проводяться роботи по збору інформації для більш точного визначення параметрів водосховищ дніпровського каскаду.

Вважаю своїм обов'язком висловити подяку працівникам УкрНДГМІ та Держкомгідромету за надані свого часу дані вимірювань.

Список літератури

1. Бєлих Т.В., Сизоненко В.П. Застосування моделі UNDBE у поєднанні з методом RALG при вирішенні задач радіоекології водних об'єктів. Кібернетика та комп'ютерні технології. 2022. № 4. С.82–92.

2. Keith Richardson, Paul Anthony Carling. The hydraulics of a straight bedrock channel: Insights from solute dispersion studies. *Geomorphology* 82 (2006) 98–125pp.

3. Steve WALLIS. On the Numerical Solution of the ADZ Model, PUBLS. INST. GEOPHYS. POL. ACAD. SC., E-7 (401), 2007.

4. Шор Н.З. Методы минимизации не дифференцируемых функций и их приложения. Киев : Наук. думка, 1979. 200 с.

5. Шор Н.З., Стеценко С.И. Квадратичные экстремальные задачи и не дифференцируемая оптимизация. Киев: Наук. думка, 1989. 208 с.

6. Testing of Models for Predicting the Behaviour of Radionuclides in Freshwater Systems and Coastal Areas.

<http://www-ns.iaea.org/downloads/rw/projects/emras/final-reports/aquatic-tecdoc-final.pdf>

***Abstract.** The paper considers the application of a box model of pollution transport in surface water bodies, which takes into account the time of pollution transport across the reservoir and the dispersion of pollution in the incomplete volume of the box (UNDBE), in combination with the RALG program, which is a modification of the Shor r-algorithm developed at the Glushkov Institute of Cybernetics. The results of modeling and parametric identification are presented on the examples of tritium distribution in the Loire River basin and strontium-90 in the Kyiv reservoir. Demonstration of modeling possibilities and parametrical identification by means of the offered model in combination with program means of search of extremum of not differentiable function. The ratio of strontium-90 concentrations at the inflow and outflow of the Kiev reservoir is analyzed. The effect of transport time on the concentration value at the outflow is evaluated. Modeling of the spread of the 1999 pollution release over the entire reservoir cascade was performed.*

SUBSTANTIATION OF THE RELEVANCE OF THE PROBLEM OF IRRADIATED GRAPHITE MANAGEMENT IN NUCLEAR FACILITIES.

*Simeiko K.V.^{1,2}, Krasnov V.O.¹, Kuprianchuk S.V.¹, Doroshenko A.O.¹,
Syniahovskyi A.O.^{1,3}, Malyi Ye.V.⁴*

¹Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the National Academy of Sciences of Ukraine, Chornobyl, k.simeiko@ispnpp.kiev.ua

²The Gas Institute of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, k_simeyko@ukr.net

³National Aviation University, Kyiv, syniagovsky@gmail.com

⁴Institute for Nuclear Research of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, evgen.malyj@gmail.com

Nuclear graphite is a polycrystalline graphite material used in nuclear reactor cores, made from high-purity graphite carbon. The graphite moderator is a complex engineering structure, with the graphite block being the main component, having a prism shape with holes. In some moderators, holes for fuel element placement are created by longitudinal channels on the block's lateral faces. The selection of material and design of graphite blocks depend on the temperature regime of the graphite moderator, the type of coolant, and the structural features of the technological channel pipes where the fuel elements are placed. This results in a large number of block design variations.

Graphite-moderated nuclear reactors have been constructed in Ukraine, the United Kingdom, the United States, Germany, France, China, Lithuania, Spain, Japan, Italy, and Lithuania. Currently, graphite is a structural and functional material in fourth-generation nuclear energy systems, particularly in high-temperature gas-cooled reactors (HTGR, VHTR) and molten salt reactors (MSR).

Reactor graphite constitutes a significant portion of accumulated solid radioactive waste worldwide, and finding ways to manage its disposal is a relevant scientific problem. When planning measures for handling spent irradiated graphite, it is necessary to consider the reactor type, graphite characteristics, and the peculiarities of its operation and storage.

Currently, the reactors of the Chornobyl NPP (RBMK-1000) are in the process of being decommissioned. Shortly, more than 5,400 tons of spent reactor graphite, with a total activity of approximately $1,2 \cdot 10^4$ Ci and a total heat release of $2 \cdot 10^6$ GJ, will need to be dismantled. This graphite poses a potential risk to personnel and the environment [1]. Furthermore, the aging of structural elements in the shut-down blocks (also under the influence of irradiation) will require addressing the issue of handling irradiated graphite at the Chornobyl NPP. In the event of an accident or a terrorist act, a fire involving irradiated graphite can occur, which would be challenging to extinguish. During a fire or explosion (including a terrorist act), releases of radioactive carbon isotopes occur, causing radiological effects that can

result in exposure to the operating personnel, firefighters, and the surrounding environment.

Nowadays, verified and approved technological solutions for dismantling graphite moderators and industrial methods for handling irradiated graphite are absent in global practice, and existing developments have several drawbacks. When planning measures for handling spent graphite, it is necessary to consider the reactor type, graphite characteristics, and the peculiarities of its operation and storage [2].

Handling irradiated reactor graphite after the withdrawal from the operation of uranium-graphite reactors is a relevant scientific problem that requires the search for practical technological solutions.

References:

1. Азаров С. И., Бабич Е. В. Возможные варианты утилизации отработанного реакторного графита при выводе энергоблоков ЧАЭС из эксплуатации. – Наукові та технічні аспекти міжнародного співробітництва в Чорнобилі. Зб. наукових статей, Вип. 3, К.: Вища школа, 2001, с. 219-231.

2. Носовський А.В. Поводження з опроміненим графітом при знятті з експлуатації енергоблоків АЕС. Наукові вісті НТУУ «КПІ». 2007. № 3 (53). С. 12–19.

ENSURING INFORMATION SECURITY WHEN WORKING REMOTELY

*Trunov Oleksiy¹, Dorosh Mariia², Lytvyn Svitlana³
Chernihiv Polytechnic National University, Ukraine*

¹ alexeytrunov1995@gmail.com, ² mariyaya5536@gmail.com,
³ chdtu.fld@gmail.com

Abstract. During the conducted research, the main threats and appropriate measures to protect information security (IS) during the work in remote mode have been identified. The main methods of combating data leaks and increasing IS when working with confidential and secret data at critical infrastructure facilities are presented. Recommendations for improving information security when working in remote mode have been formulated for the following threats: network attacks from the Internet, unauthorized access to the data on the laptop, interception of data during its transmission over the network, use of working time for non-working tasks, movement of employees on the territory not related to work tasks, theft of a laptop with data and access to corporate applications stored on it, infection (hacking) of a laptop, and through it infection (penetration) to the local network during a remote connection, attacks on data or local network, using untrusted devices, using administrative access with privileged rights for own purposes. The proposed measures will make it possible to ensure IS at enterprises that are part of critical infrastructure, in particular energy, telecommunications, transportation and logistics.

Further research will consist of the creation of a suitable DSS subsystem for IS support of the transport and logistics center.

Keywords: remote work, IS, protection measures, critical infrastructure objects.

Since the beginning of the war, Ukraine has been the target of numerous cyberattacks that have affected state institutions, private organizations, and citizens. Those enterprises that are part of critical infrastructure, in particular energy, telecommunications, transport and logistics are priority targets in this period for attacks [1].

Since the beginning of the war, Ukraine has been the target of numerous cyberattacks that have affected state institutions, private organizations, and citizens. Those enterprises that are part of critical infrastructure, in particular energy, telecommunications, transport and logistics are priority targets in this period for attacks.

Today, remote work has become one of the most important trends for ensuring the operation of enterprises, for which not only employees and management, but also IT services were not ready.

Programs such as e-mail, IP telephony, data storage, corporate social network, messengers, project management systems, CRM systems, task tracker, DSS and others are most often used in remote work. Many devices on the market allow us to access our mailbox, company calendar, project information, remote computer or confidential information. Among them are: a stationary a computer, a laptop, a tablet, a smartphone. Each of these devices has its own advantages and disadvantages. Smartphones and tablets are usually less secure than a completely non-mobile desktop computer or laptop.

With remote work, the relevance of threats increases many times over. In order to make remote access more secure, it is necessary to identify the main threats of remote work and determine the corresponding protection measures (Table 1).

Table 1. Main threats and corresponding protection measures for working remotely

Work in the office (offline)	Remote work (online)	Threats	Protection measures
1	2	3	4
The laptop is on the local network, inside the protected perimeter	The laptop is outside the local network, the method of accessing the Internet is not controlled	Network attacks from the Internet	Use of corporate Internet access gateways, control of the composition of the means of information protection on the laptop, two-way authentication of the corporate access gateway and laptop using digital certificates

1	2	3	4
Confidential data is stored in network storage	To simplify work, employees store confidential data on a laptop	Unauthorized access to the data on the laptop	Use of data leakage controls, two-factor authentication of the employee, control of the preservation of confidential data in the laptop, encryption of data stored in the laptop
Data transfer between the servers and the laptop does not go beyond the protected perimeter	Working with programs is related to data transmission via the Internet	Interception of data during its transmission over the network	Encryption of data during transmission over the network, reducing the amount of data transmitted over the network, two-way authentication of the corporate access gateway and laptop using digital certificates
An employee in the eyes of colleagues and management	The actual employment of employees with work tasks is unknown	Use of working time for non-working tasks	Control of the employee's actions on the laptop, their registration, using corporate Internet access gateways with restrictive policies
An employee in a circle of colleagues	The employee may be in the circle of criminals	Movement of employees on the territory not related to work tasks	Using laptop geolocation to monitor an employee, use of data leakage controls, automatic termination of access to confidential resources when the laptop leaves the specified territory

1	2	3	4
An unattended laptop remains at the workplace	A laptop left unattended remains unattended	Theft of a laptop with data and access to corporate applications stored on it	Encryption of data stored on the laptop, two-factor authentication of the employee, use of data leakage controls, remote control of the laptop with the possibility of emergency deletion of programs and data, automatic termination of access to confidential resources when leaving the laptop in the specified area, feedback of a digital certificate in case of suspected laptop compromise
Protection tools, such as antivirus, are constantly updated	With long-term remote work, protection tools may become outdated	Infection (hacking) of a laptop, and through it infection (penetration) to the local network during a remote connection	Remote maintenance of the laptop (automatic installation, update and removal of programs), use of data leakage controls, control of the IT level of the laptop before connecting it to corporate resources
Access to confidential information is carried out from a trusted corporate laptop	Confidential information can be accessed from untrusted devices	Attacks on data or local network, using untrusted devices	Device IS level control before connecting to corporate resources, two-factor authentication of the employee, control of saving confidential data on the device, denial of access to confidential resources when trying to connect from an unknown territory
The contractor (or administrator) performs work under the visual control of the IS administrator	It is impossible to provide visual control of the actions of the contractor (administrator)	Using administrative access with privileged rights for own purposes	A detailed recording of actions, a video recording of the session, hiding administrative accounts, two-factor authentication of contractors and administrators

To increase IS when working in remote mode, it is necessary to perform a number of measures [2-3]: work with cloud services in which the identification process is improved (by sending an authorization code using SMS messages), use encrypted data transfer, block data cloud immediately in case of device theft/loss. In the absence of necessity, do not work with particularly secret data, use licensed software that does not have virus programs installed, periodically check the operating system, programs, drivers, programs for updates, do not use other people's data drives (they may contain computer viruses), apply anti-virus software products and network screens that will allow you to increase the level of IS. When working with confidential data, disconnect from the Internet, if possible, use passwords to log in to mobile and computer devices, which will reduce the risk of data leakage if the device is lost, systematically change passwords for mailboxes and other accounts in which data is processed or transferred.

Therefore, the identified main threats to IS of remote work, identified corresponding protection measures and formulated recommendations for increasing IS during work in remote mode will make it possible to ensure IS at enterprises that are part of critical infrastructure, in particular energy, telecommunications, transport and logistics. Further research will be carried out in the direction of creating a suitable DSS subsystem for IS support of the transport and logistics center.

References

1. Koval V. How has the war changed remote work in Ukraine? [Electronic resource]. – 2023. – URL: <https://workmotion.com/how-has-the-war-changed-remote-work-in-ukraine/>
2. Best Practices for Leading & Managing Remotely. Prepared by Human Resources & Equity [Electronic resource] // Version 1. – 2020. – URL: <https://people.utoronto.ca/wp-content/uploads/sites/15/2020/05/Best-Practices-for-Leading-and-Managing-Remotely-Version-1-Final.pdf>
3. Bertrand F. 27 Best Practices For Managing Remote Teams In 2023 [Electronic resource] / Finn Bertrand. – 2023. – URL: <https://peoplemanagingpeople.com/strategy-operations/remote-hybrid/tips-managing-remote-teams/>

ASSESSMENT OF THE RESIDUAL LIFE OF PIPELINES AND TUBING PRODUCTS FOR NPP

Fedukhin A.V., Mukha A.A.

Інститут проблем математичних машин і систем НАН України,
м. Київ, Україна

Анотація. Стаття присвячена вирішенню питань, пов'язаних із проведенням оцінки та прогнозуванням залишкового ресурсу трубопроводів АЕС з урахуванням швидкості ерозійно-корозійного зношування (ЕКЗ) та піттингової корозії. У статті досліджено теоретичні питання, що виникають під

час проведення ймовірнісних розрахунків при прогнозуванні залишкового ресурсу трубопроводів живильної мережі. Авторами запропоновано для прогнозування залишкового ресурсу вказаних конструкцій, за відсутності значної статистики відмов, використовувати ймовірнісно-фізичний підхід. В рамках цього підходу, лежить ймовірнісна модель, що застосовує *DM*-розподіл відмов. Параметри моделі, що використовується, мають в своїй основі фізичну інтерпретацію. Основними параметрами, які враховуються є середня швидкість зміни визначального параметра та коефіцієнт варіації узагальненого процесу деградації. Як визначальний параметр прийнята залишкова товщина стінки трубопроводу (або глибина корозії) і передбачається, що при обстеженні та здійсненні вимірів на такій ділянці трубопроводу є можливість її вимірювання. У статті наведені критерії оцінки залишкового ресурсу досліджуваних зразків сталевих трубопроводів, використання яких дозволить оптимізувати експлуатаційні витрати на експлуатацію трубопроводів. Наведено порівняння двох прикладів розрахунків - розрахунково-експериментальним та ймовірнісно-фізичним методами.

Ключові слова: ймовірнісно-фізичний підхід, залишковий ресурс трубопроводу, ймовірнісно-фізична модель надійності.

Introduction

Today, in conditions of limited use of hydrocarbons, the nuclear industry is the most priority area for the development of the energy sector. That is why the reliability of NPPs determines their future and must meet high standards of safety and resource saving. Since tubular products and pipelines are indisputably one of the basic elements of the system for ensuring the operability of nuclear power plants, the issues of assessing their residual life are certainly relevant.

Existing methods for studying the reliability of such structures, taking into account different types of corrosion wear, are often deterministic (not taking into account the random nature of phenomena) or based on strictly probabilistic failure models borrowed from mathematical statistics, which leads to a low correlation of the results obtained with the physics of object failures [1, 2]. It should also be noted that such calculations are often made without taking into account the variability of degradation processes, which significantly affects the accuracy of forecasting the residual resource based on them.

Purpose of the article

The purpose of this article is to provide the results of studies related to the use of a probabilistic-physical method to assess the residual life of pipelines and pipe products of nuclear power plants.

Main part

As part of the probabilistic-physical approach to assessing the durability of mechanical lenses, a probabilistic model is used (diffusion monotonic *DM*- failure distribution), the parameters of which have a physical interpretation - the average

rate of change of the determining parameter (validity criterion) and the coefficient of variation of the generalized degradation process [1,2]. The model assumes that the ongoing degradation processes are irreversible, monotonous, and proceed at a constant average rate. The paper presents the results of studies on the assessment of the residual life of pipelines under conditions of erosion-corrosion wear (ECW) and pitting corrosion.

The results of calculations by experimental deterministic methods and the probabilistic-physical method were compared. The calculations were carried out with the establishment of criteria for the boundary state, namely the depth of the corrosion defect and the residual thickness of the pipe wall.

For the determining parameter and one of the methods, the average rate of their change was calculated a , an example,

$$a = \frac{1}{\Delta t \cdot n} \cdot \sum_{i=1}^n [\varphi(t_{i+1}) - \varphi(t_i)] = \frac{1}{\Delta t \cdot n} \cdot \sum_{i=1}^n \Delta \varphi_i, \text{ где } \Delta t - \text{ период времени; } - \text{ the}$$

value of the defining parameter; n - the number of increments (measurements). Within the framework of the probabilistic-physical method, the coefficients of variation of various types of degradation (corrosion) processes were taken into account (Table 1). As a theoretical model of reliability, it is accepted - distribution of time to failure, since the destruction of this type of products is irreversible, and the degradation processes are monotonous (Fig. 1).

Table 1. Approximate values of coefficients of variation for various types of degradation processes

Type of degradation process	Coefficient of variation of the degradation process
Corrosive wear:	
- with a small unevenness of destruction	0,1 - 0,20
- with significant uneven damage	0,3 - 0,6

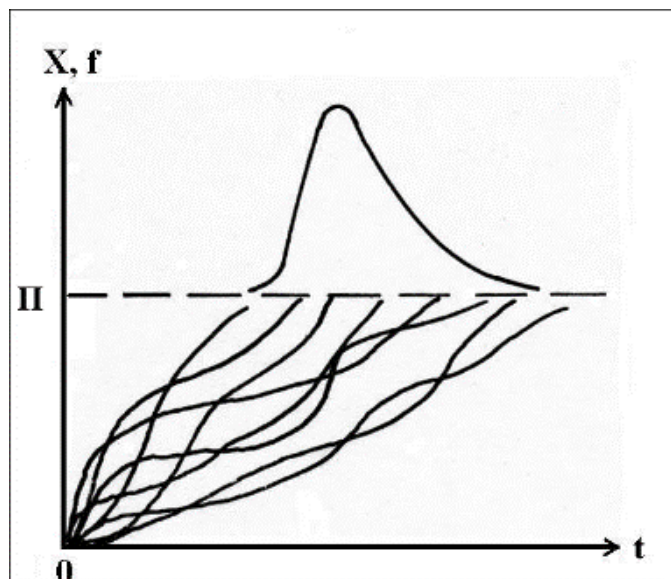


Fig.1 Graphical interpretation of the random process of degradation (Markov monotonic process) and the scheme of formation of the distribution of time to failure (DM-distribution)

Parametric notation DM - distribution looks like this:

$$F(t) = DM(t; a, \nu) = \Phi \left(\frac{at + \Pi_1 - \Pi_0}{\nu \sqrt{at(\Pi_0 - \Pi_1)}} \right),$$

where a - the average rate of change of the determining parameter (increase in the depth of corrosion, thinning of the pipe wall);

Π_0 - initial measured value of the determining parameter (corrosion depth);

Π_1 - the maximum measured value of the determining parameter;

ν - coefficient of variation of the corrosion depth growth process.

If the defining parameter of the product changes monotonously, then the average residual life is calculated by the formula:

$$\tilde{\pi} = \frac{(\Pi_{\text{lim}} - \Pi_1)}{a} \left(1 + \frac{\nu^2}{2} \right).$$

where Π_{lim} - предельное значение определяющего параметра (критерия годности.)

In this case, the gamma percentage residual resource is calculated by the formula:

$$\tilde{\pi}_\gamma = \frac{(\Pi_{\text{lim}} - \Pi_1)}{a} \left(1 + \nu^2 U_\gamma^2 / 2 - \nu U_\gamma \sqrt{1 + \frac{\nu^2 U_\gamma^2}{4}} \right),$$

Where U_γ - quantile of the normalized normal distribution of the level γ .

Research results

Example 1 [3]

Calculation-experimental method

For a pitting defect with a depth of 3 mm at a nominal pipe wall thickness of 20 mm, the critical depth of the defect is 7.5 mm, and the average corrosion rate at the time of the pit detection is 1 mm/year, then the estimated residual life determined at a given time is $T_R = 4,5$ year.

For the same conditions, by the probabilistic-physical method, the following result was obtained: $T_R = 9,6$ year.

Example 2 [4]

Calculations and measurements were carried out for pipes with a diameter of $D=530$ mm and a wall thickness of 28 mm. For a period of operation of 23 years, when the measured wall thickness of the studied area was 24 mm with the minimum allowable standard value of 19.5 mm.

Calculation-experimental method

$\Delta \tau_I$ - residual service life without taking into account technological tolerances for the thickness of pipelines; $\Delta \tau_I = 27,2$ year;

For the same conditions, by the probabilistic-physical method, the following result was obtained:

$\tilde{\pi}$ - remaining service life; $\tilde{\pi} = 23,7$ year.

Result

As a result of comparing the obtained results, we can conclude that by taking into account the dynamics of the change in the determining parameter and taking into account the random stochastic nature of the degradation process with different coefficients of variation, it is possible to obtain the most accurate, in our opinion, forecast, which can largely differ from widely used in practice, linear forecasting.

References

1. ДСТУ 8646:2016 Надійність техніки. Оцінювання та прогнозування залишкового ресурсу (строку служби) технічних систем. Київ.2016 р.
2. Стрельников В.П. Оценка и прогнозирование надёжности электронных элементов и систем / В.П. Стрельников, А.В. Федухин. – К.: Логос, 2002. – 486 с.
3. Fedukhin A.V., Mukha A.A. Forecasting npp pipelines residual life Based on erosion-corrosion wear rate measurement \ \ «Молодий вчений», № 12 (112) грудень, 2022 р. с. 20-23.
4. Fedukhin A.V., Mukha A.A. Evaluation of the residual life of a pipeline under conditions of erosion-corrosion wear. Mathematical machines and systems. 2023. № 2. 68-72.

INCREASE OF THE DEPENDABILITY AND ADAPTABILITY OF CRITICAL INFRASTRUCTURE' IIOT SYSTEMS

Andrii Yarmilko, Denys Datsenko

Cherkasy Bohdan Khmelnytsky National University
Cherkasy a-ja@ukr.net

One of the trends in modern solutions for emergency situations and activities in hazardous environments is the implementation of network access to critical infrastructure system resources. As a result, the technology of remote management has developed, including Industrial Internet of Things (IIoT) systems. Their implementation aims to enable data collection, exchange, and analysis in a network of interconnected sensors, devices, and industrial software. However, such networked systems still require a classical approach to direct device control through a visual and tactile Human-Machine Interface (HMI). Therefore, the research on critical infrastructure systems prominently addresses the creation of software and hardware components suitable for building such systems, considering both technological and security requirements. An evident requirement is to ensure the dependability, flexibility, and ability to modify their architecture while performing functional tasks in a volatile and highly dynamic production environment.

The prerequisites for this research are the current advancements in the development of communication systems, storage devices, and peripheral devices for

EmSYS and IIoT systems. In particular, the ideas regarding the implementation of hybrid forms of solid-state memory in embedded components of IIoT systems, adapted to high dynamics of information exchange, are relevant.

A limiting factor for the effective integration of memory on the control board (SRAM, DRAM, SPIFlash, and external SD card memory) and all types of memory of the WiFi module is the absence of software tools for working with variable memory in terms of type and loading methods. This problem is further exacerbated by the hierarchical and group approaches to IIoT management. As a result, there is a need to enhance the flexibility and efficiency of memory utilization in multilevel IIoT systems.

The research task involved the creation of software tools for working with files and data in the hybridized memory of embedded components in the IIoT system, loading programs into such memory using the WiFi channel, and the development of a library adapted to this architecture to create efficient human-machine interfaces.

Regarding the implementation of hybridized memory in IIoT systems, we started from the premise that the development of electrically erasable programmable read-only memory (EEPROM) semiconductive technology provided an increase in its information capacity to a level that satisfies the needs of long-term data storage in ultra-mobile personal computers (UMPCs). However, the expectations associated with the development of this technology for eliminating the main drawback of EEPROM, namely physical wear, turned out to be futile. Furthermore, as the information capacity of flash memory increases, the endurance to erase/write cycles at the level of individual cells decreases. Available data indicate that this parameter also depends on the type of NAND cells [1]. The problem of low resistance to physical wear can be mitigated several times by dynamically and statically balancing the load across the entire memory array. However, in the conventional implementation of solid-state drives, an acceptable level of reliability has only been achieved for UMPC-class devices.

A radically different approach to minimizing physical wear is the use of hybrid architectures, such as combining SSD Flash with a ferroelectric random-access memory (FRAM) memory chip manufactured using magneto-electric technology, which has been proposed under the name Chameleon [2]. In this architecture, the metadata of the SSD flash memory is stored in a small FRAM, as they are the objects of intensive random write operations, while the bulk data is stored in the flash memory. In addition to minimizing SSD Flash wear, it is claimed that the Chameleon architecture improves UMPC performance by more than 20%.

Unfortunately, hybridization combining SSD Flash/FRAM is not feasible for most embedded systems due to the significant cost of SSD drives and their excess information capacity for IIoT devices. More optimal options are split-systems such as eMMC/FRAM, SD-card/FRAM, or SPIFlash/FRAM. The relevance of research related to them lies in establishing forms of software component implementations for hybrid architectures when operating in embedded systems. Our goal was to obtain file system utilities that, together with the corresponding hardware modifications of solid-state drives, would ensure the integrity, preservation, and operational access to

files, considering high information dynamics in normal and emergency operation modes of IIoT systems.

Remote access to the energy-independent memory of IIoT devices with split-system architectures like SD-card/FRAM and SPIFlash/FRAM is proposed to be implemented using the HTTP protocol since it allows standardizing the approaches to accessing hybrid drives and managing the IIoT system according to its utility purpose. The use of WebDAV extensions allows not only for collaborative editing and management of collections stored on the server but also minimizes data security threats. The interaction of the access agent with file repositories is modified according to a specially developed model.

The analysis of the subject area, methods, and tools for remote file loading into IIoT system parks with combined program memory has demonstrated the following: 1) the relevance of implementing a software loading application for system device software in the form of a browser utility using client-server architecture; 2) the importance and possibility of preserving their basic control when connected to a computer network; 3) the necessity of providing remote management services; 4) the ability to provide scalability for wireless execution through the software configuration of WiFi modules in "station" mode, while the WiFi resource of UMPC or other mobile devices operates in "access point" mode. The current research results were only tested on Espressif Systems' ESP12F and ESP32-WROOM32UE modules.

The practical implementation of the proposed solutions is rational in the form of the HTTP-FileLoader browser utility and HTTP server software. They are intended to enhance the utilization of embedded and external memory in IIoT system parks, perform system settings, and set technological parameters in OTA mode, as well as improve the efficiency of remote management of technological processes as a whole. However, it should be noted that the current obstacle for the application of such proposals is the absence of optimal file systems for working with energy-independent hybrid memory components of IIoT systems. Specifically, additional adaptation of FAT32 and SPIFS is required for these applications. The prospects of more specialized file systems like LittleFS and TinyFS for IoT systems are also being studied.

Creating IIoT systems based on WiFi modules and hybrid memory imposes additional constraints on the components and interface extensions of the software intended for personnel interaction with system components. In general, they should consider the specific environmental and operator equipment factors in mobile application scenarios. However, the features of the proposed human-machine interaction hardware support necessitate the creation of an adapted library for HMI components of such purpose. Its development takes into account the need to address the following factors:

- fast display of a significant number of HMI window widgets without delays or the appearance of static or dynamic visual artifacts;
- ensuring the applicability and scalability of the HMI image, both for windows and widgets and events;

- minimizing the SRAM and EEPROM memory requirements proportionally to the set of HMI window widgets, easy integration of graphical component code into the overall code of the target product;
- high portability and compatibility with embedded system hardware or software platforms, as well as ease of updating;
- reliability and resilience to system failures;
- ease of use and intuitive perception;
- providing aesthetic appeal;
- convenience of support and compliance with standards.

The analysis of possible solutions to the problem has shown the relevance of perceiving a GUI library not only as the ultimate goal of design but as a tool for implementing modern HMI application design methods. This approach served as the basis for synthesizing a model of the software development process for HMI extensions in embedded systems. With the dominant role of GUI components, the profitability of embedded software development can be increased by separating the HMI design stage into a separate process involving specialized design and visualization tools for the HMI model. Using this model allows editing, verification, and display of the HMI structure during the HMI model creation stage and its derived components. These stages are based on processes involving obtaining a list of variables and binding model objects to both variables and system events. The results of creating the model include integration or loading of the HMI image into the graphical extension of embedded systems.

The project model focuses on the extensive use of LCD block commands, a balanced set of widgets, the structuring of their attributes and states, the conveyor formation of video frames, and the description of the HMI project image in XUL or XAML markup format. It also includes hardware optimization, such as minimizing the EEPROM and SRAM requirements as well as the CPU load of the WiFi module. Specifically, the basic set of widgets is limited to 8 units with the possibility of optional expansion, and the list of their attributes does not exceed 10. In comparison to similar libraries, the list of events requiring processing has been reduced.

Thus, models, methods, and technologies for improving the reliability and adaptability of critical infrastructure systems created based on the concept of Industrial Internet of Things have been analyzed. It has been identified as prospective to enhance the reliability of solid-state memory devices for EmSYS and IIoT systems in split systems with hybrid SD-card/FRAM and SPIFlash/FRAM architectures. Effective use of hybrid SSDs requires the development of appropriate file system implementations to handle information processes. Optimal forms of implementation and architectural requirements for wireless program and data loading utilities in IIoT systems have been determined. The GUI library implementation for HMI based on WiFi modules has been optimized, taking into account the specific implementation of EmSYS and IIoT systems by forming a weighted set of visual components, aligning functionality with the MVC pattern, enabling DMA mode for streaming video data, and intensifying LCD block commands in video frame update processes.

We expect that the implementation of the obtained results will improve the characteristics of software-hardware complexes of critical infrastructure systems through effective support for remote resource access, prompt system and technological adjustments, and the enhancement of HMI tool development.

Abstract

The paper is focused on the problem of increase of the dependability and adaptability of IIoT systems in critical infrastructure. The problem is considered in the context of implementing hybrid forms of solid-state memory in embedded components of IIoT systems, adapted to high dynamics of information exchange. Restraining factors for efficient operation with variable memory in such systems have been analyzed. The optimality of split systems such as eMMC/FRAM, SD-card/FRAM, or SPIFlash/FRAM has been justified. A method for remote access to the non-volatile memory of IIoT devices with hybrid architecture in such split systems has been proposed. A model of interaction between the access agent and file repositories has been developed, and prototypes of file system utilities for working with hybrid hardware modifications of solid-state drives have been obtained. A solution has been proposed for developing software interface extensions intended for personnel interaction with components of the IIoT system based on the software development process model for embedded systems' HMI extensions. An optimized GUI library implementation for HMI based on WiFi modules, taking into account the specific implementation of EmSYS and IIoT systems, has been developed.

List of references

1. Mx-Michael. SD Card Write Cycles Overview. July, 2020. Available at: <https://community.mobotix.com/t/sd-card-write-cycles-overview/2816>.
2. Jin Hyuk Yoon, Eyee Hyun Nam, Yoon Jae Seong, Hongseok Kim. Chameleon: A High Performance Flash/FRAM Hybrid Solid State Disk Architecture. IEEE Computer Architecture Letters 7(1):17-20. February 2008.

НАУКОВЕ ВИДАННЯ

VIII Міжнародна конференція

**ПРОБЛЕМИ ЗНЯТТЯ
З ЕКСПЛУАТАЦІЇ ОБ'ЄКТІВ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ
ТА ВІДНОВЛЕННЯ НАВКОЛИШНЬОГО СЕРЕДОВИЩА**

**Eighth International Conference
on Nuclear Decommissioning
and Environment Recovery
INUDECO 23**

(27–28 квітня 2023 року, м. Славутич)

Збірник матеріалів

Комп'ютерна верстка і макетування

О. П. Журко

Підписано до друку 06.10.2023
Формат 60×84/16. Ум. друк. арк. – 7,62.
Тираж 100 пр. Замовлення № 20/23.

Редакційно-видавничий відділ Чернігівського національного технологічного університету
14035, Україна, м. Чернігів, вул. Шевченка, 95.
Свідоцтво про внесення суб'єкта видавничої справи до Державного реєстру видавців,
виготівників і розповсюджувачів видавничої продукції
серія ДК № 4802 від 01.12.2014 р.