

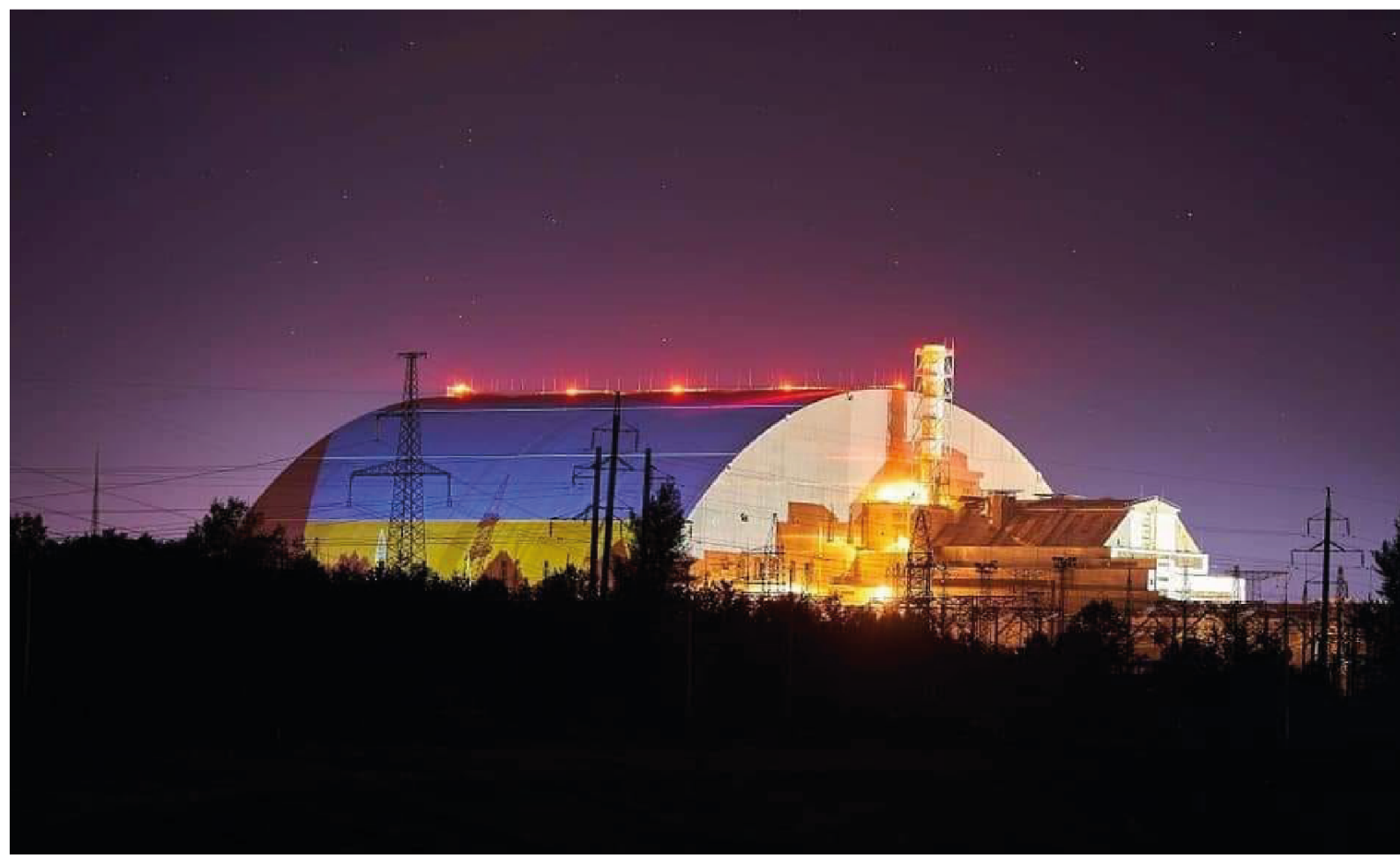
INUDECO

СЛАВУТИЧ / УКРАЇНА



IX МІЖНАРОДНА КОНФЕРЕНЦІЯ
«Проблеми зняття з експлуатації
об'єктів ядерної енергетики та
відновлення навколишнього середовища»
INUDECO 2024

IX INTERNATIONAL CONFERENCE
on Nuclear Decommissioning
and Environment Recovery
INUDECO 24



СЛАВУТИЦЬКА МІСЬКА РАДА
ВИШГОРОДСЬКОГО РАЙОНУ КИЇВСЬКОЇ ОБЛАСТІ

IX Міжнародна конференція

**ПРОБЛЕМИ ЗНЯТТЯ
З ЕКСПЛУАТАЦІЇ ОБ'ЄКТІВ ЯДЕРНОЇ
ЕНЕРГЕТИКИ ТА ВІДНОВЛЕННЯ
НАВКОЛИШНЬОГО СЕРЕДОВИЩА**

**Nine International Conference
on Nuclear Decommissioning
and Environment Recovery
INUDECO 24**

(24-26 квітня 2024 року, м. Славутич)

Збірник матеріалів

Чернігів
НУ «Чернігівська політехніка»
2024

Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища (INUDECО 24) : збірник матеріалів ІХ Міжнародної конференції (24-26 квітня 2024, м. Славутич). – Чернігів : НУ «Чернігівська політехніка», 2024. – 148 с.

ISBN 978-617-7932-65-8

Збірник матеріалів ІХ Міжнародної конференції «Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики і відновлення навколишнього середовища», яка пройшла 24-26 квітня 2024 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 Славутиської 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" Славутиської міської ради Вишгородського району Київської області.

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:

Старовойтова Арина – директор КП «Агентство регіонального розвитку» Славутиської міської ради Вишгородського району Київської області;

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

Члени оргкомітету:

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

Мартинов Сергій – т.в.о. генерального директора ДСП «Чорнобильська АЕС»;

Шевчук Максим – заступник Голови агентства України з управління зоною відчуження;

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 978-617-7932-65-8

© Славутиська міська рада, 2024

© ГО "Європейський Інститут Чорнобиля",
фото на обкладинці, 2024

Зміст

<i>Бегун В.В., Гашимов А. М.</i> Оцінка безпеки ММР по радіаційному фактору на майданчику АЕС	5
<i>БойкоН., Філатов В.</i> До питання розробки нових та коригування існуючих нормативних документів по зняттю АЕС з експлуатації.....	8
<i>Borysenko V., Horanchuk V., Yurov M.</i> Neutron-physical properties of fuel-containing materials in the "Shelter" object	14
<i>Бутелько В.</i> Симулювання аварії на 1 блоці ВВЕР-440 вірменської АЕС 1982 року.....	23
<i>Верховцев В., Деміхов Ю., Забулонов Ю., Тищенко Ю.</i> Розробка критеріїв та рекомендацій щодо вибору площ, потенційно придатних для розміщення малих модульних ядерних реакторів на території України	25
<i>Габєлков С.В., Жиганюк І.В., Краснов В.О., Кудлай В.Г., Пархомчук П.Є., Савченко Б.С., Чиколовець С.О.</i> Фазовий склад коричневої кераміки лавоподібних паливовмісних матеріалів 4-го блоку Чорнобильської АЕС.....	37
<i>Hrytskevych S.</i> Project management in the context of environmental protection....	38
<i>Гузій С.Г.</i> Використання лужних шлакопортландцементних матриць для іммобілізації низькоактивних продуктів очищення води.....	40
<i>Doroshenko A. O., Mykhailov O. V., Muliar D. O.</i> Dynamics of concrete temperature around localization area of fuel-containing materials with a high uranium content in room 305/2 of the "Shelter" object (2017 - 2023).	50
<i>Забулонов Ю.Л., Мусич О.Г., Пугач О.В.</i> Післявоєнне відновлення лісових екосистем України.....	58
<i>Kizka V.A.</i> Production of nano- and micro powders and composites from radioactive waste for the space industry.....	60
<i>Кряжич О., Коваленко О.</i> Цифровий паспорт об'єкта довкілля для контролю процесів відновлення у разі забруднення	70
<i>Машиністов В.Е., Балакін В.Ф., Рак П.В.</i> Дослідження можливості використання гамма-випромінювання для виявлення мін	73
<i>Новіков А.М., Шинкаренко В.К</i> Лабораторні дослідження викидів ¹³⁷ Cs при спалюванні забрудненої біомаси	79
<i>Одінцов О.О.</i> Вилуговування урану і радіонуклідів з ґрунтів локальної зони об'єкта «Укриття»	88
<i>Одінцов О.О., Паламар Л.А., Сабенін П. В.</i> Дослідження радіоактивного аерозолю відібраного при виконанні робіт в приміщеннях об'єкта «Укриття».....	90

Павлюченко М., Краснов В., Михайлов О., Дорошенко А. Динаміка температури в приміщеннях НБК - ОУ в період осінь 2022–зима 2023-24.....	95
Panasiuk M. I., Kovalenko I. O., Sosonna N. V., Roenko G. K., Levin G. V., Khan V. E-I., Vuzynnyi M. G., Tretiak O. G. Impact of the NSC – shelter object complex exphluatation and Chornobyl occupation on changes in radionuclide and chemical composition of groundwater	105
Рак П.В., Балакін В.Ф., Машиністов В.Є. Дослідження фізико-механічних властивостей радіоактивно забрудненого металу, дезактивованого методом металургійної плавки.....	109
Rozko A., Fedorenko Yu., Zlobenko B. Features of using the cubic residues’ alkalines for their conditioning in a geopolymer matrix	114
Skakalina E. Creation of a fuzzy expert system for regulating the level of electricity generation of nuclear power plants	115
Скітер І. С., Деренговський В.В., Трунова О.В. Аналіз факторів зовнішнього середовища при виборі майданчиків для будівництва АЕС на основі методів нечіткої логіки	123
Склярєнко Д., Круковський П., Смольченко Д. Прогнозування наслідків потенційної аварії обвалення конструкції об’єкту ”Укриття” і розповсюдження радіоактивних аерозолів в середині та за межі нового безпечного конфайменту	126
Старовіт І., Круковський П., Дейнеко А., Гаврилко Є. Розроблення системи підтримки прийняття рішень для оптимального керування вентиляцією НБК ЧАЕС.....	128
Sushchenko K., Vysotskiy Y., Saveliev M. Analysis of the neutron flux density dynamics in a vertical flow of lava-like fuel-containing materials in the 4th steam dump Valve.....	131
Trunov O., Dorosh M., Lytvyn S. Methods of detecting intrusions to computer networks transport and logistics industry.....	132
Філатов В., Кондратюк В., Письменний Є. Підготовка фахівців для здійснення діяльності по зняттю з експлуатації АЕС.....	135
Шабалін Б., Ярошенко К. Еволюція сорбційних властивостей Na/Ca бентонітів в умовах деградації ізоляційних бар’єрів приповерхневих сховищ РАВ. Експериментальні дослідження	139

ОЦІНКА БЕЗПЕКИ ММР ПО РАДІАЦІЙНОМУ ФАКТОРУ НА МАЙДАНЧИКУ АЕС

Бегун В.В. (д.т.н., доцент), Гашимов А. М. (PhD)¹.

¹Інститут проблем математичних машин та систем НАН України,
03187, м.Київ, проспект Академіка Глушкова, 42.

Ключові слова: АЕС, оцінка радіаційної безпеки, Методика, радіаційний викид, граничні умови, ЗІЗ, ГО

В теперішній час стрімкого розвитку набуває атомна енергетика як джерело «чистої» енергії і найбільш перспективний засіб досягнення цілей кліматичної нейтральності. В умовах стрімкого розвитку атомної енергетики, створення нових типів реакторних установок, зокрема ММР [1], та перспектив їх широкого розповсюдження та розширення застосування, зокрема для побутового опалення, гостро постає питання забезпечення безпечної експлуатації та обґрунтування підвищеного рівня безпеки. Обґрунтування безпеки існуючих та перспективних ядерних установок вимагає розробки або розширення нових підходів, що ґрунтуються на накопичених знаннях та досвіді експлуатації.

Найбільш небезпечними аваріями є аварії з важким пошкодженням активної зони, що супроводжуються значним радіоактивним викидом та мають найтяжчі наслідки, так звані «важкі» аварії. З огляду на попередні інциденти з важким пошкодженням активної зони, такі як аварія на АЕС Three Mile Island, Чорнобильська АЕС та АЕС Фукусима, одним з невіршених питань залишається обґрунтування безпеки з точки зору радіаційних наслідків на майданчику ядерної установки. Керування аварією, виконання протиаварійних дій та переведення реакторної установки в безпечний, стабільний стан, потребує роботи персоналу на майданчику, ззовні та в середині приміщень. Перешкодою на шляху планування протиаварійних заходів є відсутність впевненості, що радіаційна обстановка на майданчику дозволить виконання протиаварійних дій без переопромінення персоналу, що може загрожувати його здоров'ю та навіть життю.

В доповіді розглядаються підходи до розробки методики визначення радіаційних наслідків на майданчику ядерної установки при виникненні ЗПА. На основі аналіз існуючих методик розповсюдження викиду, розрахунки радіаційних наслідків аварій та літературних джерел, аналізуються відмінності виконання аналізу радіаційних наслідків на майданчику АЕС та радіаційні наслідки для населення, які наразі є невід'ємною частиною звітів з аналізу безпеки АЕС, та вплив цих відмінностей на можливість застосування існуючих методик аналізу радіаційних наслідків [2]. Розглядаються основні питання, що стосуються:

1. Критерії прийнятності аналізу радіаційних наслідків [3, 4].
2. Визначення характеристик джерела викиду та їх зміни протягом розвитку аварії.

3. Питання врахування багатоджерельного викиду.
4. Вибір та обґрунтування погодних умов.
5. Вплив будівель розташованих на майданчику.
6. Методика обґрунтування застосування засобів індивідуального захисту.

Критерії прийнятності радіаційних наслідків ґрунтуються на вимогах НРБУ-97/Д2000 [3, 4] та, у зв'язку з потенційно важкими наслідками за проектних аварій, дорівнюють межі аварійної дози опромінення персоналу для аварійних умов – еквівалентна доза опромінення всього тіла 500 мЗв. Критерії прийнятності, застосовні для оцінки дій аварійного персоналу відрізняються від критеріїв прийнятності при аналізі радіоактивних наслідків для населення та потребують коригування врахування в методиці.

Визначення характеристик джерела викиду складається з визначення двох параметрів: об'ємне чи точкове джерело та ефективна висота викиду. В цілому визначення характеристик джерела співпадає з існуючими методиками аналізу радіаційних наслідків для населення [2] з точки зору геометричних характеристик, але потребують розгляду реальної інтенсивності викиду на відміну від інтегрального викиду який використовується при аналізі раднаслідків для населення. Важливість використання даного підходу для застосовності методики аналізу раднаслідків на майданчику, демонструють результати порівняльних розрахунків з яких видно значну зміну інтенсивності викиду та потужності дози на майданчику протягом розвитку важкої аварії.

Одним з важливих елементів аналізу раднаслідків на майданчику є можливість утворення комбінації джерел викиду протягом розвитку аварії. Прикладом такої ситуації, окрім аварії на декількох ядерних установках (наприклад повного знеструмлення майданчика, як це було при аварії на АЕС Фукусіма) можуть бути викид крізь нещільності гермооболонки (ГО) та фільтрований викид з ГО, що застосовується для збереження цілісності ГО при досягнення гранично допустимому тиску в гермооболонці.

Розгляд погодних умов потребує розробки окремої моделі для врахування напрямку вітру, який може змінюватись на 360°, що може не співпадати з відносним положенням розташування аварійних груп, або не може одночасно мати напрям в бік аварійних груп, що діють в різних секторах. Окремим випадком є штильові умови, що є над консервативними та можуть бути вилучені з розгляду по критерію малої вірогідності співпадіння штильових умов та виникнення ЗПА зі збереженням таких умов протягом активної фази розвитку ЗПА, що становить 72 години. Оціночна вірогідність такої комбінації подій менша 10^{-7} , що є подією з незначною вірогідністю згідно НРБУ-97/Д2000 [3]. Таким чином, модель погодних умов може ґрунтуватися на існуючих методиках та рекомендаціях [2, 5, 6], але потребують розрахунку алгоритму врахування зміни напрямку вітру та забезпечення консерватизму аналізу.

Розташування на майданчику великої кількості будівель впливає на розрахунок радіаційних наслідків, оскільки створюються зони аеродинамічної тіні. Окремо слід розглядати роботу персоналу в середині будівель, що послаблюють опромінення від хмари викиду. Фактори, що визначають зони зниження потужності дози на майданчику повинні бути враховані окремими

розрахунковими процедурами та є важливим елементом планування протиаварійних дій.

Окремим питанням є оцінка застосування засобів індивідуального захисту (ЗІЗ). Серед таких засобів можна виділити індивідуальні (засоби захисту органів дихання, автономні апарати дихання, індивідуальні засоби захисту тіла, організаційні заходи такі як йодна профілактика) та колективні (екрановані робочі місця та екрановані транспортні засоби). Розробка процедур оцінки ефективності застосування засобів захисту від радіаційного випромінювання є важливим елементом планування протиаварійних дій як елемент превентивного керування аварійним дозовим навантаженням на персонал.

Розгляд та врахування зазначених питань в методиці аналізу раднаслідків на майданчику, є необхідними складовими методики та потребують оцінки їх впливу на результати аналізу та визначення консервативного набору початкових та граничних умов.

В доповіді приводяться результати варіантів розрахунку радіаційних наслідків для набору представницьких погодних умов, що демонструються вплив обраних початкових та граничних умов на результати аналізу. Представлені результати розрахунків радіаційних наслідків на майданчику для граничного сценарію важкої аварії на АЕС дозволяються обґрунтувати підходи до розробки методики оцінки радіаційних наслідків на майданчику з дотриманням принципу консервативного підходу.

Перелік посилань

1. VIII INTERNATIONAL CONFERENCE on Nuclear Decommissioning and Environment Recovery INUDECO 23. Будівництво малих модульних реакторів в Україні – перспективи та виклики. Бегун В. В. (begunw@ukr.net), Гашимов А. М. (arturghm@ukr.net).

2. «Вимоги щодо визначення розмірів і меж зони спостереження АЕС» НП 306.2.173-2011.

3. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97). Державні гігієнічні норми ГГН 6.6.1-6.5.001-98, Київ 2000.

4. ГГН 6.6.1-6.5.0611-2000. Норми радіаційної безпеки України. Доповнення: Радіаційний захист від джерел іонізуючого випромінювання. (НРБУ-97/Д-2000). Київ, 2000 г.

5. Van Der Hoven I. Atmospheric transport and diffusion at coastal sites // Nucl. Safety. 1967. Vol. 8, № 5.

6. No. GSG-7 General Safety Guide. IAEA Safety Standards. Occupational Radiation Protection.

ДО ПИТАННЯ РОЗРОБКИ НОВИХ ТА КОРИГУВАННЯ ІСНУЮЧИХ НОРМАТИВНИХ ДОКУМЕНТІВ ПО ЗНЯТТЮ АЕС З ЕКСПЛУАТАЦІЇ

Бойко Наталія Григорівна, Філатов Володимир Іванович

Наталія Григорівна Бойко, інженер, провідний фахівець ДЯОП,
E-mail: b.natalive@gmail.com.

Володимир Іванович Філатов, кандидат технічних наук, доцент,
E-mail: vladimirfilat55@gmail.com. м. Київ.

Навчально-науковий інститут атомної та теплової енергетики.
Національний технічний університет України
«Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського»

Зняття з експлуатації енергоблоку АЕС - це складний комплекс заходів і робіт, який починається значно раніше моменту остаточної зупинки енергоблоку. Йому повинно передувати планування та своєчасна і ефективна підготовча діяльність. Першочерговим завданням цієї діяльності є створення і функціонування єдиного комплексу законодавчих і нормативних документів зі зняття з експлуатації енергоблоку АЕС. Надані пропозиції щодо розробки документу, який визначає стратегію зняття з експлуатації АЕС України та пропозиції щодо коригування чинних нормативних документів, що визначають підходи до обґрунтування тривалості стадії витримки конкретних енергоблоків.

Ключові слова: енергоблок АЕС, нормативний документ, стратегія, концепція, проект.

Вступ

Питання зняття з експлуатації енергоблоків АЕС України набуває все більшої актуальності оскільки дванадцять з п'ятнадцяти діючих енергоблоків АЕС України відпрацювали проектний строк експлуатації і половину двадцятирічного подовженого строку експлуатації. Так, у 2030-2031 році, з великою вірогідністю, може мати місце остаточний зупин енергоблоків РАЕС-1 і РАЕС-2 з ВВЕР-440/В-213, а у 2033 році - ПУАЕС-1 з ВВЕР-1000/В-302. До передчасного зняття з експлуатації окремих енергоблоків може призвести ситуація, що склалася на майданчику Запорізької АЕС з причин її окупації.

До проблеми, пов'язаної з питанням зняття АЕС з експлуатації, додаються інші проблеми: зміни в енергетичній галузі, зумовлені впливом як зовнішніх факторів (політичний стан країни; прискорення процесів євроінтеграції; нові вектори співпраці з міжнародними партнерами енергетичного сектору), так і внутрішніх факторів (реформи в енергетичній галузі, що тривають; часті зміни нормативно-правової бази енергетичної галузі; економічний стан країни; коливання у забезпеченні галузі відповідними фахівцями тощо). Тому питання розробки, перегляду і практичного подальшого застосування документів зі зняття з експлуатації (далі - ЗЕ) АЕС таких, як Стратегія, Концепція, Проект, потребують більш відповідального та деталізованого підходу.

Саме сьогодні, коли до можливого початку процесу ЗЕ перших блоків АЕС залишається менше 10 років і до початку вже визначених підготовчих робіт залишається приблизно 5-6 років, особливо важливими і невідкладними є відповіді на питання: який пакет документів щодо ЗЕ АЕС необхідно мати на початок робіт, хто і як має розробляти нові документи, які методи необхідно використовувати під час формування цих документів і як ці методи застосовувати, які документи підлягають коригуванню.

Аналіз літературних джерел

Вимоги змісту діяльності по плановому зняттю з експлуатації АЕС були вперше наведені ще в 1998 році в нормативному документі НП 306.2.02/1.004-98 «Загальні положення забезпечення безпеки при знятті з експлуатації атомних електростанцій та дослідницьких ядерних реакторів» (зі змінами 2011 року) [1]. На протязі більше ніж 20 років цей документ визначав загальні положення щодо забезпечення безпеки при знятті з експлуатації енергоблоків атомних електростанцій та дослідницьких реакторів, які не зазнали позапроектних аварій. В обсязі цих положень були і вимоги до пакету документів зі ЗЕ енергоблоків АЕС. Зокрема було задекларовано, що експлуатуюча організація (далі – ЕО) на різних стадіях життєвого циклу енергоблоку АЕС повинна готуватися до майбутнього зняття його з експлуатації, а саме: розробляти концепцію, стратегію, програму зняття енергоблоку АЕС з експлуатації.

Концепція мала розроблятися на стадії проектування енергоблоку АЕС і в концептуальній формі відображати ті з основних аспектів (факторів) зазначених в [2], розгляд яких є можливим на стадії проектування. На стадії експлуатації енергоблоку АЕС Концепція мала періодично переглядатися з урахуванням нових даних щодо факторів, які впливають на зняття енергоблоку з експлуатації, та, за можливістю, у найбільш повній формі відображати ті з перелічених в [2] основних аспектів (факторів), розгляд яких є можливим на стадії експлуатації.

У 2004 році був прийнятий Закон України «Про впорядкування питань, пов'язаних із забезпеченням ядерної безпеки» [3], який визначив, що основним документом, відповідно до якого повинно здійснюватися ЗЕ є Проект.

У 2004 році набув чинності документ «Концепція зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України» [2]. За ієрархічною підпорядкованістю документ відносився до нормативного документа галузевого рівня, що визначав основні концептуальні рішення зі зняття з експлуатації та містив результати стратегічного планування і довгострокового прогнозу діяльності із ЗЕ діючих АЕС України.

У 2015 році «Концепція зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України» редакції 2004 року була переглянута і набула чинності нова її редакція [4] (далі - Концепція 2015).

Перегляду Концепції передувала розробка і набуття чинності галузевого нормативного документу СОУ НАЕК 015:2012 «Снятие с эксплуатации. Требования к содержанию концепции снятия с эксплуатации АЭС» [5], який встановлює вимоги до структури і змісту, порядку узгодження і затвердження «Концепція зняття з експлуатації діючих АЕС України». Документ зазначає, що

Стратегія ЗЕ має бути одним з розділів Концепції та має описувати варіанти ЗЕ об'єктів АЕС, вибір оптимального варіанта і порядок ЗЕ АЕС.

На підставі НП 306.2.02/1.004-98 «Загальні положення забезпечення безпеки при знятті з експлуатації атомних електростанцій та дослідницьких ядерних реакторів» (зі змінами 2011 року) [1] були розроблені Концепції зняття з експлуатації всіх АЕС України.

Із набуттям чинності в 2020 році нормативного документу НП 306.2.230-2020 [6] документ НП 306.2.02/1.004-98 [1] втратив чинність.

На сьогодні саме нормативний документ НП 306.2.230-2020 [6] встановлює мету та основні вимоги забезпечення ядерної та радіаційної безпеки під час здійснення діяльності з планування, підготовки, провадження та завершення зняття з експлуатації ядерних установок (далі – ЯУ) як на етапах проектування та будівництва ЯУ, так і на етапах введення в експлуатацію та експлуатації ЯУ.

Відповідно до положень [6] пакет документів зі ЗЕ АЕС має послідовно розроблятися, починаючи з етапу проектування ЯУ, і складатися з таких документів:

- стратегія ЗЕ ЯУ (розробляється та затверджується відповідно до державної політики та стратегії у сфері використання ядерної енергії);
- концепція ЗЕ ЯУ (розробляється на основі стратегії ЗЕ ЯУ);
- проєкт ЗЕ ЯУ (розробляється на основі концепції зняття з експлуатації ЯУ).

Метою публікації є аналіз змісту нормативних документів зі зняття з експлуатації АЕС з точки зору вимог [6] та надання пропозицій щодо їх коригування чи/та розробки нових документів.

Аналіз змісту нормативних документів та надання пропозицій щодо їх коригування

Відповідно до мети цієї статті будуть розглянуті чинні зараз Концепція 2015, концепції зняття з експлуатації АЕС (конкретні для кожної АЕС) та нормативний документ, що визначає вимоги до розробки Проєкту зняття з експлуатації енергоблоку АЕС [11].

Концепція 2015 [4] є нормативним документом, що в концептуальній формі відображає основні аспекти діяльності із ЗЕ, кількість стадій ЗЕ, основні положення стратегії ЗЕ та обґрунтовано дає відповідь на те, в якому кінцевому стані має знаходитися енергоблок після ЗЕ. Це відповідає вимогам до Стратегії зняття з експлуатації ЯУ, наведеним в [6]. Виходячи з того, що серед ядерних установок України основну частину складають енергоблоки АЕС, а також те, що ці енергоблоки однотипні, Концепція 2015 може бути використана як основа Стратегії зняття з експлуатації АЕС України за умови переробки та/чи коригування окремих розділів.

Так, розділ II «Існуючий стан та сценарії розвитку ядерно-енергетичного комплексу» повинен бути виключений з зазначеного документу. Це аргументовано тим, що з одного боку питання планування розвитку ядерно-енергетичного комплексу повинно входити до загально-державної програми розвитку енергетичної галузі, а з іншого - наведені в підрозділі варіанти сценаріїв спорудження АЕС в Україні не відповідають реальній ситуації. Підрозділ

3 «Прогноз обсягів утворення експлуатаційних РАВ на АЕС» цього розділу бажано скоротити до декларування загальних підходів. Питання прогнозування обсягів утворення РАВ від переробки ВЯП діючих АЕС України також потрібно розглядати в межах окремої державної програми.

Розділ IV «Зняття з експлуатації діючих АЕС України» необхідно відкоригувати відповідно до положень [6].

Розгляд варіантів зняття з експлуатації необхідно провести з урахуванням зміни кількості стадій реалізації процесу ЗЕ. Загальне визначення вартості та працевитрат при реалізації заходів на окремих стадіях ЗЕ енергоблоків необхідно виконати з урахуванням сучасної інформації про проведення аналогічних робіт на АЕС за кордоном. Підрозділ 5 «Поводження з РАВ, що утворюються при знятті з експлуатації енергоблоків» цього розділу також бажано скоротити до декларування загальних підходів, безпосередньо кількісні характеристики визначити і надати в концепціях зняття з експлуатації конкретних АЕС.

Розділи V «Науково-технічна підтримка діяльності із ЗЕ АЕС» і розділ VI «Соціальні і кадрові питання зняття з експлуатації АЕС» можуть бути, за необхідністю, відкориговані, а розділ VII «Фінансове забезпечення зняття з експлуатації АЕС» - перероблений з урахуванням актуалізованої інформації щодо вартісних показників ЗЕ [7].

«Концепції зняття з експлуатації діючих АЕС України» є документом ЕО, який визначає сукупність підходів і заходів спрямованих на забезпечення майбутнього зняття з експлуатації діючих на промисловому майданчику АЕС ядерних установок і об'єктів, що призначені для поводження з радіоактивними відходами.

В Концепції зняття з експлуатації АЕС повинно бути, відповідно до вимог [6], наведено посилання на визначений в «Стратегії зняття з експлуатації АЕС України» варіант зняття. На зараз це варіант відкладеного демонтажу. Водночас в цих Концепціях (окремих для кожної АЕС) потрібно навести результати обґрунтування варіантів / підваріантів зняття з експлуатації окремих енергоблоків / ЯУ, що відрізняються тривалістю стадії витримки. Зазначене обґрунтування може бути виконане на основі техніко-економічного підходу, який базуються на врахуванні наступних факторів:

- найбільш трудомісткою, технічно складною та безпосередньо пов'язаною з забезпеченням всіх аспектів радіаційної безпеки є діяльність по демонтажу обладнання і будівель, що містять джерела іонізуючого випромінювання (далі - ДІВ) з подальшим поводженням РАВ, які будуть за таких умов виникати;
- загальна кількість матеріалів, що містять ДІВ є максимальна в момент остаточної зупинки і знижується впродовж часу за рахунок природного зниження активності;
- практично всі ДІВ знаходяться в твердому стані в межах герметичного огороження реакторної установки;
- всі РАВ, що будуть виникати при демонтажі, після відповідної переробки будуть передаватись на захоронення в твердому стані;

- необхідність проведення дезактивації перед та під час демонтажу визначається необхідністю забезпечення безпеки персоналу і населення в умовах відсутності для цього сучасних автоматизованих технологій;

- проведення дезактивації в кінцевому стані призведе до перерозподілу РАВ між групами різного рівня активності і в межах підгруп одного рівня активності, а також до перерозподілу вагових характеристик цих груп / підгруп, це, в свою чергу, може вплинути на сховища РАВ;

- необхідність проведення дезактивації може потребувати створення додаткової до існуючої на майданчику АЕС інфраструктури по поводженню з рідкими РАВ і переведенням їх у твердий стан.

Порівняльний аналіз розділів Концепцій зняття з експлуатації окремих АЕС [8-10] показує, що питанню врахування вище наведених факторів не приділено достатньої уваги. Так, в підрозділах присвячених оцінці обсягів РАВ, що виникають при знятті з експлуатації наведена практично однакова кількість перероблених РАВ для всіх десяти енергоблоків ВВЕР-1000, до яких входять тверді РАВ високого, середнього і низького рівня активності і сольовий плав. Водночас тривалість стадії витримки відрізняється від 11 (ЗАЕС1) до 30 (ХАЕС1 і РАЕС3) років.

Отже, стандарт експлуатуючої організації, який визначає вимоги до Проєкту зняття енергоблоку АЕС з експлуатації [11] потребує перегляду у частині щодо вимог до Проєкту зняття з експлуатації ЯУ, наведених у [6]. В якості вихідних даних для коригування Проєкту для стадії витримки доцільно зазначити результати додаткового комплексного радіаційного інженерного обстеження, яке може бути проведено за 8-10 років до початку робіт по демонтажу.

Висновки

Пропонується:

1. Нормативний документ «Концепція зняття з експлуатації діючих АЕС України» (Концепція 15) переглянути і перевипустити в статусі «Стратегія зняття з експлуатації АЕС України». У документі, відповідно до вимог [6], навести прийнятий варіант зняття з експлуатації зі всіма необхідними обґрунтуваннями.

2. Переглянути «Концепції зняття з експлуатації АЕС» діючих АЕС (конкретні для кожної АЕС) на відповідність щодо вимог [6]. У додатки до цих Концепцій включити обґрунтований з техніко-економічних позицій підхід до визначення тривалості стадії витримки для кожного енергоблоку АЕС.

Перелік використаних джерел

1. НП 306.2.02/1.004-98 «Загальні положення забезпечення безпеки при знятті з експлуатації атомних електростанцій та дослідницьких ядерних реакторів». Затверджено наказом Міністра охорони навколишнього природного середовища та ядерної безпеки України від 09.01.98 № 2.

2. «Концепція зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України». Затверджено наказом Міністерства палива та енергетики України від 12 травня 2004 № 249.

3. Закон України «Про впорядкування питань, пов'язаних із забезпеченням ядерної безпеки».

4. «Концепція зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України». Затверджено наказом Міністерства енергетики та вугільної промисловості України від 10 грудня 2015 № 798.

5. СОУ НАЕК 015:2012 «Снятие с эксплуатации. Требования к содержанию концепции снятия с эксплуатации АЭС». К: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2012. 28 с.

6. НП 306.2.230-2020 «Загальні положення безпеки зняття з експлуатації ядерних установок». Затверджено наказом Держатомрегулювання від 28.10.2020 № 440, зареєстровано в Міністерстві юстиції України 30.12.2020 за № 1311/35594.

7. Підготовка до зняття з експлуатації діючих АЕС України: прогрес та виклики. Київ, Екодія, 2018. 32 с.

8. 0.НР.5797.ПН-17 «Концепция снятия с эксплуатации энергоблоков ВВЭР-1000 ОП «Хмельницкая АЭС» (2017).

9. 191-10-П-СНРиПЭ «Концепция снятия с эксплуатации энергоблоков ОП «Ривненская АЭС» (2018).

10. 123456.1020.00.МР.00.КН.01-13 «Концепция снятия с эксплуатации энергоблоков ОП «Запорожская АЭС» (2014).

11. СОУ-Н ЯЕК 1.007:2007 «Проект зняття з експлуатації енергоблока АЕС. Вимоги до складу та змісту. Настанова». К: Міністерство палива та енергетики України. Державне підприємство національна атомна електрогенеруюча компанія Енергоатом, 2007. 31с.

REGARDING THE ISSUE OF DEVELOPING NEW AND AMENDING EXISTING REGULATORY DOCUMENTS ON NPP DECOMMISSIONING

Abstract: Decommissioning of a nuclear power plant is a complex set of activities and works that begins much earlier than the moment of its final shutdown. It should be preceded by planning and effective timely preparatory activities. The primary task of this activity is the creation and functioning of a single set of legislative and regulatory documents for managing the activities of this complex process. Proposals for the development of a document that defines the decommissioning strategy for NPPs of Ukraine and proposals for correcting the current regulatory documents, which determine the approaches and requirements for decommissioning the NPP power unit, have been submitted.

Keywords: *NPP power unit, regulatory document, strategy, concept*

NEUTRON-PHYSICAL PROPERTIES OF FUEL-CONTAINING MATERIALS IN THE "SHELTER" OBJECT

Borysenko Volodymyr, Horanchuk Vadym, Yurov Maxim

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

Analysis and substantiation of the nuclear safety of fuel-containing materials (FCM) will be one of the important issues during the operation of the "Shelter" Object (SO) for a long time, until the moment of extraction and burial of nuclear materials destroyed in 1986 of power unit No. 4 of the Chornobyl NPP. A significant quantity of nuclear materials in the SO are uncontrolled, and the geometry of their location is also poorly known. Therefore, using traditional methods of nuclear safety analysis to determine the conditions for reaching criticality in the volume of FCM can lead to significant uncertainties, depending on the assumptions and simplifications adopted in FCM models. In contrast to traditional nuclear installations with design characteristics and control systems, there is no possibility to affect the FCM deterministically, and, accordingly, to determine their dynamic characteristics. In such conditions, it is necessary to be responsible for receiving and interpreting the results of monitoring the FCM parameters by the SO control systems. For example, in 1990, one of the neutron flux detectors recorded an anomalous change in the neutron pulse counting rate for ~100 hours. This event is often called a "neutron incident" (NI), and it formed the basis of some models in which the possibility of reaching criticality in one of the FCM clusters is assumed. The article presents the research results on the physical possibility of the strange event of 1990, as well as the analysis of simplifications and assumptions in models of the criticality of FCM. An important result of the conducted research is the substantiation of the need to include in the FCM criticality model the effects of reactivity on fuel and water temperature, as well as to take into account delayed neutrons.

Keywords: fuel-containing materials, "Shelter" Object, effective neutron multiplication factor, reactivity, reactivity effects, neutron incident, delayed neutrons.

Introduction

Assessment and substantiation of the nuclear safety of fuel-containing materials (FCM) of the "Shelter" Object (SO) is one of the important issues both during the long period of post-accident monitoring of FCM (for more than 37 years), and when planning actions regarding the handling of FCM during conversion SO into an environmentally safe system. Among the main tasks in handling FCM is ensuring reliable monitoring and control of the effective neutron multiplication factor K_{ef} in the conditions of possible changes in the material composition of FCM and the geometry of the location of nuclear materials during long-term uncontrolled storage.

Table 1. provides information on the amount of nuclear fuel that was in the reactor room of power unit No. 4 of the Chernobyl NPP as of April 26, 1986 [1]:

Regarding the possibility of creating conditions for a self-sustaining chain reaction of fission in LFCM

To determine the possibility of achieving criticality conditions in lava-like FCM (LFCM), it is necessary to investigate the material (chemical) composition and the limits of its possible change over time, as well as the geometry of the location of LFCM and other components of building structures in the SO. By the material composition of "dry" LFCM in the form of both black and brown ceramics, any of their accumulations are deeply subcritical [2-4].

Table 1. The amount of nuclear fuel in the reactor room of power unit No. 4 of the Chernobyl NPP as of April 26, 1986

Type of nuclear fuel	FA, un.	U, kg	²³⁵ U, kg	²³⁹ Pu, kg
Fresh nuclear fuel	48	5596.7	111.2	-
Irradiated nuclear fuel	1659	188400	1900	685.2
Spent nuclear fuel	129	14637	134.4	56.9

FA - fuel assembly

The possibility of an effective moderator, for example, water, entering the LFCM will increase the effective neutron multiplication factor. When applying conservative conditions in the criticality research model in LFCM, it is possible to achieve criticality [5, 6]. We will call such zones in LFCM - critically possible zones (CPZ), or critical mass risk zones [7].

Therefore, to confirm the nuclear safety of LFCM in SO, it is necessary to conduct thorough studies of models of the criticality of LFCM clusters based on confirmed data regarding the material composition and geometry of the location of LFCM clusters.

"Shelter" Object control systems

The first information system of the SO was the "Shater" complex, which was put into operation in 1987. The neutron flux density, gamma radiation exposure power dose (EPD), temperature and heat flux density were recorded automatically. The sensors of the SO complex were located in places accessible for installation of the possible location of the FCM.

In 1987, a decision was made to drill exploratory wells to determine the locations of LVPM in SO. Drilling operations were started in 1988. The first wells were drilled in room 305/2. The layout of wells is presented in [2, 3]. As of 1992, the total number of wells was ~ 150 units. [3]. When determining the location of LFCM in wells, detectors of neutrons, EPD, temperature and density of heat flows were placed. Thus, there was a need to accumulate and systematize the received information, which was implemented in the new information and measurement system (IMS) "Finish".

Anomalous event during the registration of the neutron flux in one of the channels of the IMS FINISH

After the KNT-31 neutron detector was installed on June 16, 1990 in the measuring channel 50 and connected to the FINISH events began, which would later be called the "neutron incident" (NI).

Fig. 2 shows the results of the counting speed of the neutron detector in channel 50 registered on June 27-30, 1990. In Fig. 3, markers (Δ) indicate the experimental values entered by the operator of the FINISH in the registration log. During the operation of measuring channel 50 in the test mode, the operator entered data into the registration log every 2 hours only during the day shift from 9 a.m. to 7 p.m. (see Fig. 2). mode, namely, recording of information is carried out several times a day [10]. Therefore, one of the possible reasons for the abnormal behavior of channel 50 may be the influence of the human factor. For example, for more than 20 hours from 06.28 to 06.29. the same values of the number of recorded pulses were recorded, namely 14 pulses/s, in channel 50 of the FINISH (see Fig. 2).

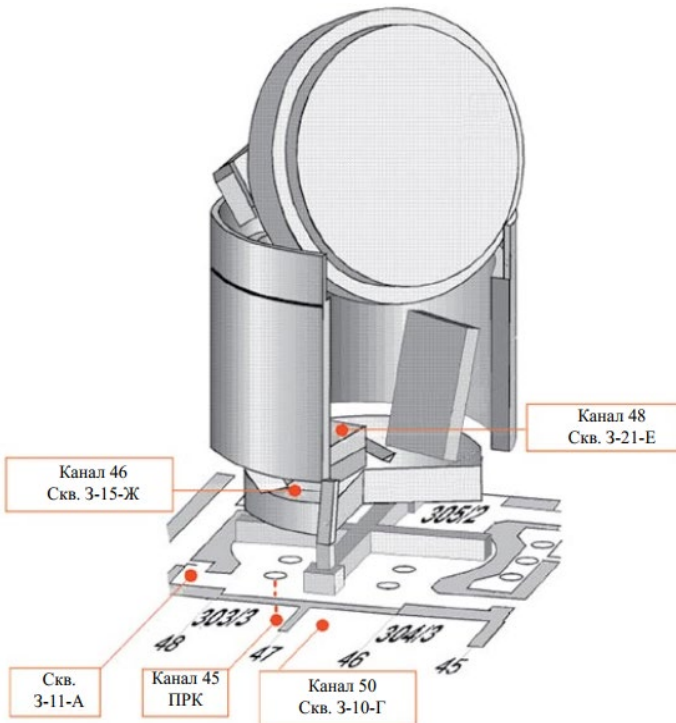


Fig. 1. Schematic of placement of neutron detectors of IMS "Finish" in 1990.

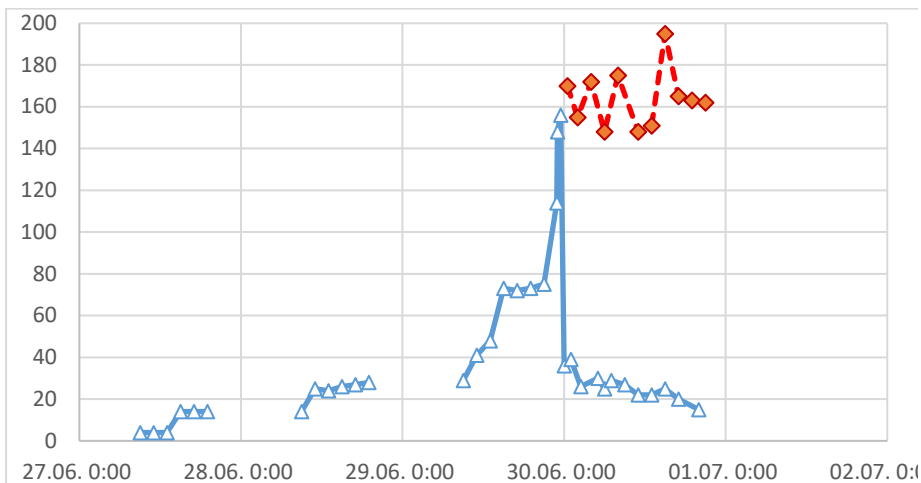


Fig. 2. Counting speed on channel 50, experimental values - marker Δ , restored data with a dotted line, the marker is \diamond .

It was at this time that the search for the causes of the abnormal behavior of channel 50 was conducted, but these facts were not reflected in the registered information. Placing an external source of neutrons and an additional detector in the tube of channel 50, of course, could lead to a change in the position of both the neutron detector itself and its components: paraffin insulation, cadmium screen. Such possible changes in the actual geometry of the location of the detector in channel 50 could already lead to a significant change in the efficiency of the detector in the geometry of channel 50.

According to [9], at 23:37 on 06/29/1990 and 00:50 on 06/30/1990, a 1% solution of gadolinium nitrate was poured into room 304/3, where the neutron detector of channel 50 is located, which resulted in a decrease in the counting speed of the neutron detector (see Fig. 2). It was the registered data regarding the counting speed of the neutron detector of channel 50 on June 29÷30, 1990, that became the basis of many hypotheses and models, which are precisely what they call the "neutron incident". Let's consider various facts about the physical possibility and the validity of NI.

One of the arguments put forward by the authors to confirm the hypothesis that criticality has been reached in the CPZ is the power oscillations that were established after the data recovery procedure of channel 50 after it was blocked from CPZ neutrons with a gadolinium nitrate solution on 06/30/1990. One of the examples of "restored" data is given in [11]. Figure 2 also shows the restored data with a dashed line, the marker is \diamond .

About the "restoring oscillations" themselves, which are $\sim 10\div 15\%$ of the signal level, it can be stated that such a change in the "neutron power" in the CPZ cannot be evidence of reaching a critical state in the CPZ, and even more so its transition from a

supercritical state to a subcritical one and vice versa. To prove this, first of all, we will confirm that the neutron control systems located in the area of the reactor shaft are sufficiently sensitive and adequately respond to changes in the neutron activity of LFCM.

Neutron-physical and thermal models of LFCM acquisition

Let's consider other possibilities for evaluating the characteristics of neutron-physical and thermal processes in CPZ. We will evaluate the effect of forced separation in the CPZ on its thermal characteristics. For this consideration, we will assume that the residual energy release as of June 1990 was ~ 790 W/t U [2], and the neutron activity through the channel of spontaneous fission of actinides is ~ 13 n/s·g U [2].

Assume that in the dry state of the CPZ, the effective neutron multiplication factor K_{ef} is ~ 0.5 , and during the "incident" K_{ef} is ~ 0.9999 , which will lead to an increase in the neutron density in the CPZ by ~ 5000 times, and according to the law of inverse multiplication, the number of neutrons will be $130,000$ n/s·g U. And, even if all neutrons take part in the forced fission of nuclear fuel isotopes, the additional power of energy release will be $(130,000 \cdot 200 \text{ MeV}) = 4.2 \mu\text{W/g U}$.

Compared with the power of residual energy releases of the nuclear fuel of the destroyed unit, which is $790 \mu\text{W/g U}$, it is obvious that to affect the thermal state of the nuclear fuel in the CPZ, the number of neutrons in the system must increase at least by $\sim 100,000$ times, which necessarily will (or would) be recorded by the control systems in the SO.

Let's consider other experimental facts to confirm the improbability of the processes of possible ingress of water into the CPZ of room 305/2, and, accordingly, the possibility of transferring the CPZ into critical and supercritical states.

First, we will consider the actual data regarding the temperature of LVPM in CPZ.

To determine the maximum temperature of LFCM in the CPZ, we will use the following model: we will assume that the temperature difference between the outer surface of the CPZ and its central part (where the temperature is maximum) is directly proportional to the specific energy release. A similar model is also correct when determining the average temperature of nuclear fuel in fuel rods of nuclear reactors depending on the temperature of the coolant (the outer surface of the fuel rod) and the specific energy release in the fuel rod itself [12].

The work [3] presents the data of experimentally measured temperatures in the future measuring channels during well drilling summarized for November 1988. The maximum temperature in the LFCM is 200 °C. The specific energy release on November 30, 1988 (949 days after the accident) was $\sim 1,620$ W/t U, and on June 30, 1990 (1,536 days after the accident) it was ~ 790 W/t U [2]. Taking the external air temperature around the CPZ to be ~ 40 °C, the result of the model calculation of the maximum temperature in the middle of the CPZ for June 1990 gives ~ 120 °C. Such a result indicates the impossibility of water getting into the middle of the CPZ. In the proposed

model, the temperature in the center of the CPZ will drop to 100 °C in August 1991 - 1,950 days after the accident.

In addition, it can be noted that even the supporters of the "neutron incident" model, in work [9] p.78, admit that: "The temperature of the cluster decreased and exceeded 100 °C only in the core of the cluster."

Thus, with the impossibility of water entering the central part of the CPZ, more precisely, the part of the CPZ with the maximum fuel content and, accordingly, the maximum power of residual energy releases, it is physically impossible to reach the criticality conditions in 1990.

In addition, we will provide actual data on the physical ability of water to "penetrate" the pores of LFCM, taking into account that the experimental determination of the total pore volume is a difficult task, and for practical application, the available porosity of LFCM is an important indicator [8].

Moisture content of fuel-containing materials

In the models of NI supporters, to achieve criticality in the CPZ, water must occupy ~25÷30 % of the total volume of the LFCM. [5, 6]. The work [8] gives the results of the experimental determination of the available moisture capacity of brown and black lava-like materials - ceramics. Brown LFCMs have a higher available pore volume for water, up to 10%, compared to black LFCMs, which have ~4% available pore volume for water. It should also be noted that the process of water absorption in ceramics is very slow, in ~0.2 hours, ~20 % of the available pore volume is filled, and in the next ~1000 hours, ~90-95% of the available pore volume is filled [8]. Thus, experimental data on the available moisture capacity of brown LFCM, which make up the basis of CPZ with the highest content of uranium, also indicate additional physical obstacles for creating conditions under which water can enter the free volume of LFCM (the volume occupied by pores) in a sufficient amount, more than ~25 %, to create conditions for effective slowing down of neutrons and achieving criticality conditions in the CPZ.

And, finally, one of the main facts that prevents the realization of the conditions for achieving criticality in the CPZ is the data of the experimentally determined chemical composition of brown and black LFCMs, which are given in Table 2 [2]

Achieving criticality, in the real geometry of the CPZ, for brown LFCM with a maximum uranium content of up to 10% by mass and an optimal amount of water is possible only in a "pure" mixture of nuclear fuel and water. Adding only SiO₂ in the appropriate amount to the breeding system (Table 2) does not allow reaching the criticality conditions. The inclusion of the actual composition of brown ceramics (Ca, Mg, Mn,) in the model will bring the reproductive system into a guaranteed subcritical state. To bypass such an "obstacle", a hypothesis was put forward about the possibility of the formation of a sufficient volume in the middle of the CPZ with an increased uranium content of more than ~40÷50 %. It is such a "core" of the CPZ, which is surrounded by brown LFCMs, that allows for reaching the criticality conditions [5, 6].

However, as of 2024, there are no data of experimental measurements in which the uranium content is more than 10 %.

Table 2. Elemental composition of LFCM [2]

Ceramics	Elemental composition of LFCM in the form of ceramics, %									
	Si	U	Ca	Zr	Al	Na	Mg	Mn	Cr	B
brown	30.0	10.9	4.9	4.8	4.2	4.0	3.6	0.9	0.41	0.065
black	28.0	6.4	4.5	4.0	4.0	3.9	3.0	0.31	0.26	0.045

Models of neutron dynamics in CPZ

Let us illustrate the importance of taking feedback into account in models of the criticality of a nuclear reactor: we will limit ourselves only to the temperature effects of water temperature and fuel temperature. We will conduct simulations on the model [13], which has confirmed its correctness for describing, including, rapid reactivity processes in nuclear reactors.

Fig. 3 shows the dependence of the change in the power of the nuclear reactor upon the introduction of positive reactivity at a rate of 10^{-4} β/s , for three different combinations of the values of the water temperature reactivity coefficient (WTRC - moderator temperature coefficient - MTC) and the fuel temperature reactivity coefficient (FTRC).

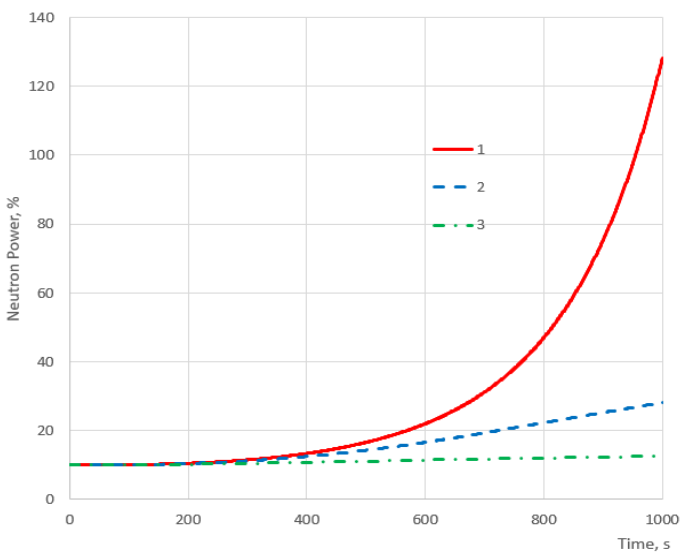


Fig.3. Change in the neutron power of a nuclear reactor when reactivity is introduced at a rate of $+10^{-4}$ β/s .

- 1 – WTRC = 0, FTRC = 0; 2 – WTRC = $+10^{-5}\%/K$, FTRC = $-10^{-4}\%/K$;
 3 – WTRC = $-10^{-5}\%/K$, FTRC = $-10^{-4}\%/K$

Fig. 4 shows the dependence of the change in the power of the nuclear reactor when negative reactivity is introduced at a rate of $-10^{-4} \beta/s$, also for three different combinations in the values of KRTV and KRTP. The values of KRTV and KRTP are given in the captions to the figures.

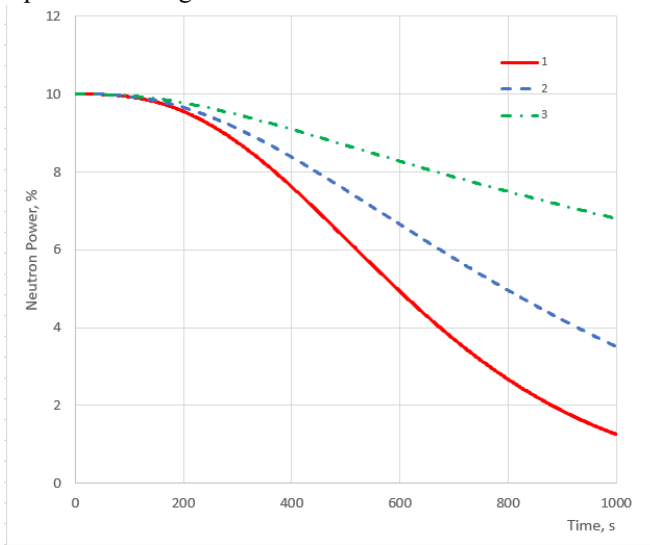


Fig.4. Change in the neutron power of a nuclear reactor when reactivity is introduced at a rate of $-10^{-4} \beta/s$.

- 1 – WTRC = 0, FTRC = 0; 2 – WTRC = $+10^{-5}\%/K$, FTRC = $-10^{-4}\%/K$;
- 3 – WTRC = $-10^{-5}\%/K$, FTRC = $-10^{-4}\%/K$

The values of WTRC and FTRC are chosen for their practically minimum absolute values. Even in this case, the difference in neutron power in the model without feedback and in the model with feedback differs by ~ 3 - 12 times only in the first 1000 s of the simulated process.

Thus, it is shown that the use of models to describe the change in neutron-physical characteristics of FCM without feedback is unfounded.

Conclusions

1. The “NI” hypothesis is based on recording data from only one video channel 50 of the Finish IVS. For more than 10 neutron flux detectors and EPDs, which were installed around the CPZ, the “NI” term was lost without any effect, which is impossible with an increase in the flow of neutrons and gamma quanta from the CPZ to a million times. The signal to channel 50 cannot indicate the achievement of criticality at the CPZ, either due to the signal or to its dynamics.

2. The temperature of the LPVM at the central part of the CPZ in the 1990s was more than $100^\circ C$, which prevents the loss of water into the central part of the CPZ, and it is impossible to reach These minds are critical.

3. The volume of LPVMs should be up to 10 % of the total volume of brown LPVMs, and for effective compliance, it is necessary to exceed 25 %, which is beyond the reach of CPZ.

4. The actual chemical warehouse of the LPVM is “important” to achieve criticality at the CPZ so that instead of uranium it is more than ~40-50%, however, daily data from experimental data for LPVM in which instead of uranium mills or more than 10%.

5. In criticality models [5, 6], neutrons are not protected from contamination, as well as reversal effects on the temperature of the fire and water; the effect of the concentration of ^{135}Xe , directly affects the modeling results.

References

1. Report on the 1st stage of contract No. 19-MOC/95 dated 07.07.95 "The state of nuclear, radiation and environmental safety of the facility "Shelter", RRC "Kurchatov Institute", 232 p.
2. Harutyunyan R.V., Bolshov L.A., Borovoy A.A. et al (2010). Nuclear fuel in the "Shelter" object of the Chornobyl NPP. M.: Science, 241 p.
3. Borovoi A.A., Velikhov E.P. (2012). The experience of Chornobyl (work at the "Shelter" object), Part 1. M.: Research Center "Kurchatov Institute", 168 p.
4. Analysis of the current security of the "Shelter" facility and predictive assessments of the development of the situation: Report of the ISTC "Shelter", arch. No. 3836 / Chornobyl, 2001. 337 p.
5. Babenko V. A., Pavlovyeh V. N. On the possibility of the self-sustaining nuclear chain reaction inside the “Shelter” object at present (2023). Nuclear physics and atomic energy, vol. 24, no. 3, pp. 239-246
6. Vysotsky E. D., Godun R. L. (2015). Neutron activity of lava-like clusters of fuel-containing materials on the fourth Chornobyl unit. Problems of Nuclear Power Plants' Safety and of Chornobyl, vol. 25, pp. 108-114
7. Babenko V. A., Vysotsky E. D., Klyuchnikov A. A. (2008). Modelling of mass and geometrical parameters of an aggregation of fuel-containing materials in the southeast part of a premise 305/2 destroyed 4-th unit Chornobyl NPP. Problems of Nuclear Power Plants' Safety and Chornobyl, vol. 9, pp. 36-42
8. "Shelter" object – 10 years. Main results of scientific research (1996). ISTC "Shelter", Chornobyl. 188 p.
9. Klyuchnikov A. A., Krasnov V. A., Rudko V. M., et al (2011). "Shelter" object: 1986 – 2011. On the way to transformation. Chornobyl. Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants. 208 p.
10. Klyuchnikov A. A., Krasnov V. A., Rudko V. M., et al (2006). "Shelter" object: 1986 – 2006. Chornobyl. Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants. 168 p.
11. Vysotsky E. D., Klyuchnikov A. A., Shcherbin V. N., et al (2009). Neutron-physical characteristics of nuclear dangerous accumulations of fuel-contained materials. Problems of Nuclear Power Plants' Safety and Chornobyl, vol. 12, pp. 93-102.

12. Borysenko V. I. (2020). Comment on the article: Analysis of nuclear safety in diversification of Westinghouse fuel assemblies at WWER-1000. Nuclear physics and atomic energy, vol. 21, no. 2, pp. 210-212.

13. Borysenko V. I., Goranchuk V.V. (2013). Determination of conservative parameters of the model of the reactor for research of transient of VVER-1000 // Problems of Nuclear Power Plants' Safety and of Chornobyl, vol. 20, pp 28-36.

СИМУЛЮВАННЯ АВАРІЇ НА 1 БЛОЦІ ВВЕР-440 ВІРМЕНСЬКОЇ АЕС 1982 РОКУ

Бутелько Владислава

Київський Політехнічний Інститут імені Ігоря Сікорського
Навчально науковий інститут атомної та теплової енергетики,
butelkoslada9@gmail.com

Керівник: Анатолій Носовський

Постановка проблеми та її актуальність

Станом на зараз в Україні експлуатуються два блоки ВВЕР-440, котрі виробляють достатньо велику частку енергії. Зараз термін їх експлуатації продовжується, та з кожним роком вірогідність виникнення аварій з розширеними умовами росте. В 1982 році на 1 блоці Вірменської АЕС сталася запроектна аварія, котра забрала життя персоналу станції та могла б перерости в катастрофу.

Саме для того щоб вберегти 1 та 2 блоки РАЕС від подібних сценаріїв, необхідно змоделювати та дослідити події, та зокрема поведінку активної зони під час всього перебігу інциденту.

Аналіз останніх досліджень

Для прикладу подання такого матеріалу розглянемо тривимірне моделювання перехідних процесів в реакторі ВВЕР-1000, з урахуванням вихідної події.

Для того щоб запобігти аварії на початкових етапах її виникнення потрібно знати алгоритм дій, котрий, якщо аварії в реальному житті не ставалося, можна змоделювати віртуально. Зараз, в розвиненому цифровому світі існують методи для моделювання активної зони та фізичних процесів в ній, без яких було б важко або неможливо отримати за допомогою традиційних методів моделювання [1-2].

Формулювання мети.

Для створення алгоритму потрібно віртуалізувати активну зону за допомогою фізики перехідних процесів, котру відобразитиме модель кінетики, доопрацювати її шляхом ітерацій та змоделювати вихідну подію в різних станах активної зони.

Основна частина

Чітке формування вихідної події потрібне для того, щоб зрозуміти яка група

фізичних процесів моделюватиметься. Після цього відбувається моделювання фізики шляхом побудови за допомогою комп'ютерних кодів моделі кінетики реактора.

Існують різні моделі кінетики, але застосовуються найчастіше дифузійна та точкова. [2]

Дифузійна модель кінетики – являє собою розрахункову сітку, кожна точка якої обчислює потрібні параметри з врахуванням своїх визначених коефіцієнтів. Перевагами такої моделі є те, що вона відображає розподіл нейтронів по об'єму активної зони, що дозволяє нам обраховувати події з розгерметизацією ТВЕЛів, а також розподіл виділення нейтронів по висоті активної зони реактора. Недоліком моделі є час її обрахунку.

Точкова модель кінетики – модель, що представляє ядерний реактор як точку.

Перевагами цієї моделі є простота та надійність. Працює за законом леза Окамі, є доволі простою і в той же час докраною. З недоліків – не враховує об'ємного виділення нейтронів по активній зоні. З переваг – час її підрахунку є доволі коротким.

Після того як модель кінетики була обрана проводиться моделювання, та уточнення результатів, модель корегують під початкові вимоги: укрупнюють чи зменшують розрахункову сітку[3].

Перебіг аварії модулюється при різних станах активної зони та різних періодах кампанії.

Після формуються висновки, та аварія вважається змодульованою.

Ціллю проведення маніпуляцій, котрі були вказані вище є розробка алгоритму дій при такій аварії та при виникненні ознак, притаманних саме цій вихідній події [4-5].

Висновки.

Підсумовуючи такий метод, можна зробити висновки, що він є безпечним, достовірним та може допомогти в моделюванні аварій, чи подій, котрі ще не ставалися, але ймовірність їхнього виникнення існує.

Перелік посилань

1. Борисенко В. І. Вдосконалення методів і засобів оперативного контролю та діагностики нейтронно-фізичних параметрів ядерних установок. Київ : НАНУ ІПБАЕ, 2018. 37 с.
2. Павлович В. М. Фізика ядерних реакторів: Навчальний посібник для студентів вищих навчальних закладів. Чорнобиль, 2009. 100–170 с.
3. Халімончук В. А. Безопасность атомных станций: динамика ядерного реактора с распределенными параметрами в исследованиях переходных режимов эксплуатации ВВЭР и РБМК. Київ 2008. 206 с.
4. Демченко В. А. Автоматизация и моделирование: Технологических процессов АЕС и ТЭС. Одеса, 2001. 114 с.
5. Jaakko Miettinen Nuclear Power Plant Simulators: Goals and Evolution. Finland 2008. p 112.

Abstract: *This study will be applicable for all VVERs, especially for VVER-440, including those operated at RNPPs and those that have reached the end of their service life.*

52 years ago, the accident at Metsamor NPP, which is referred to as the first Chernobyl, was actually similar to the Fukushima scenario, occurred in the first years after the launch of the first power unit, and the unit was never returned to operation, if such an accident occurs at an obsolete power unit, it will lead to terrible radiation consequences.

Predicting and preventing such an accident is a crucial task.

In order to protect RNPP Units 1 and 2 from such scenarios, it is necessary to model and study events, including core behavior.

In order to prevent an accident at the initial stages of its occurrence, it is necessary to know the algorithm of actions, which, if the accident did not occur in real life, can be modeled virtually.

To create an algorithm, it is necessary to model the behavior of the core in different states using transient physics.

РОЗРОБКА КРИТЕРІЇВ ТА РЕКОМЕНДАЦІЙ ЩОДО ВИБОРУ ПЛОЩ, ПОТЕНЦІЙНО ПРИДАТНИХ ДЛЯ РОЗМІЩЕННЯ МАЛИХ МОДУЛЬНИХ ЯДЕРНИХ РЕКТОРІВ НА ТЕРИТОРІЇ УКРАЇНИ

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; y_demikhov@ukr.net

Малі модульні реактори (ММР) – новітня технологія, яка стрімко розвивається [1]. При виборі типів малих модульних реакторів (ММР) та площ придатних для їх розміщення на території України треба виходити з наступних критеріїв: економічна обґрунтованість, технічна доцільність та геоecологічні обмеження розміщення ММР на конкретних площах.

Аналіз інформації з відкритих джерел, яка постійно оновлюється, показує, що передові технології прискорено розвиваються у напрямі забезпечення максимальної невразливості ММР від дії зовнішніх факторів, зокрема - незалежності від ймовірних загроз, пов'язаних з особливостями природних умов територій потенційного розміщення їх промайданчиків. Таким чином, стає все більш очевидним, що при виборі площ, придатних для розміщення ММР, роль геолого-ecологічних критеріїв значно знижена. Вибір місць розташування нових електро- та теплоенергогенеруючих потужностей у цілому і ММР – зокрема, у мирний час доцільно здійснювати виходячи **виключно з економічних та технічних міркувань** і, в першу чергу – ефективності забезпечення промислових підприємств і комунальної сфери країни. Але під час війни, та в період повоєнної відбудови України ще більш важливим стає гарантія безпеки. Питання

екологічних ризиків та впливу на довкілля зводяться до нормативно-правового унормування нової діяльності (нової не лише для України, але і у глобальному сенсі). На наше глибоке переконання, вітчизняна нормотворчість і цій галузі повинна рухатись у фарватері провідних країн-лідерів, також слід сумлінно виконувати настанови та рекомендації МАГАТЕ і належним чином враховувати технічні умови компаній-виробників ММР.

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).

За п'ять років в Україні має запрацювати перший малий атомний реактор, 21 квітня 2023 р. угоду про співробітництво у розгортанні (ММР) підписали український "Енергоатом" та американська Holtec International. Ця компанія була підрядником будівництва Централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива, яке ввели в експлуатацію в квітні 2022 року. Загалом, згідно із угодою, в Україні має з'явитися до 20 реакторів SMR-160. Їх потужність у 160 МВт, працюють на низькозбагаченому урані, і мають можливості для виробництва технологічного тепла для промислового застосування й виробництва водню.

Водночас, виходячи з наявної інформації компаній-виробників та на основі аналізу реальних соціально-економічних потреб України, можна виділити такі основні способи потенційного розміщення ММР:

- на промайданчиках нині діючих АЕС НАЕК «Енергоатом»;
- на промайданчиках зруйнованих ТЕЦ;
- поблизу або в межах міст і міських агломерацій;
- на промайданчиках крупних промислових підприємств – споживачів значних обсягів електроенергії та/або тепла;
- на територіях з доступом до водних ресурсів;
- на прибережних зонах акваторій морів і водосховищ.

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 утворено акціонерне товариство «НАЕК «Енергоатом», 100 % акцій якого належатимуть державі.

Доцільність розміщення ММР на промайданчиках діючих в Україні АЕС.

Використання ММР розглядається у двох аспектах: 1) як компенсатор дефіциту енергогенерації та 2) як заміну енергоблоків діючих АЕС замість тих, які будуть виводитися з експлуатації у недалекому майбутньому. Тобто, у цьому варіанті ММР планується використовувати як ще одну складову існуючої атомної енергогенерації.

Фахівці НАЕК вважають впровадження ММР економічно більш виправданим порівняно з будівництвом нових традиційних енергоблоків, крім того не потребує значних початкових капіталовкладень і значно простіше в організації плані.

Переваги розміщення ММР на проммайданчиках діючих в Україні АЕС очевидні:

- готові проммайданчики та інфраструктура, включно зі сховищами відпрацьованого палива;
- діючі магістральні лінії електроренергопостачання (ЛЕП);
- наявність кваліфікованого персоналу;
- відсутність або незначні рівні екологічних обмежень.

Вважаємо, що важливі організаційні питання з реалізації даного напрямку повинні знаходити всебічну підтримку вищих державних органів, у тому числі – щодо нормативно-правового забезпечення.

За результатами переоцінки, три енергоблоки Південноукраїнської АЕС (ПУЕК) працюватимуть до 2025–2033 років. П'ять із шести реакторів Запорізької АЕС (ЗАЕС) – до 2025–2037 років, перший та другий блоки Рівненської АЕС (РАЕС) – до 2030–2031 року, а перший блок Хмельницької АЕС (ХАЕС) – до 2028 року. Три енергоблоки, що залишилися, ввели в експлуатацію після того, як Україна здобула незалежність. У 1995 році — ЗАЕС-6, 2004 році — ХАЕС-2 і РАЕС-4. Їхній проектний термін експлуатації ще не закінчився.

Як бачимо у значній кількості енергоблоків наближається закінчення терміну експлуатації і доцільним виглядає будівництво на їх проммайданчиках ММР на заміну старих енергоблоків.

Кабмін ухвалив рішення про початок будівництва 2 енергоблоків AP1000 американської компанії Westinghouse на ХАЕС. Про це повідомляє «Інтерфакс-Україна» з посиланням на главу Міненерго Германа Галушенка. Тому, мабуть, не доцільно тут розмішувати ММР.

Як бачимо на Південноукраїнської АЕС уже цього року закінчується термін експлуатації одного блоку. НАЕК «Енергоатом» неодноразово висловлював зацікавленість у розміщенні ММР на проммайданчику діючих АЕС, зокрема – Південноукраїнської. Тому на нашу думку, вибір майданчика ПУЕК для пілотного проекту з розміщення ММР є вдалим і цілком виправданим, у т.ч. завдяки наявності гідроакумуюючих потужностей Ташлицької ГАЕС, які забезпечують високу маневреність процесу енерговиробництва.

Доцільність розміщення ММР на проммайданчиках зруйнованих ТЕЦ.

Руйнування значної кількості ТЕЦ в наслідок російської агресії значно погіршило енергозабезпечення країни. Відбудова цих ТЕЦ буде потребувати значних витрат коштів та часу. Можливість розміщення ММР на проммайданчиках зруйнованих ТЕЦ в Україні очевидні:

- готові проммайданчики та інфраструктура;
- діючі магістральні лінії електроренергопостачання (ЛЕП);
- наявність достатньої кількості води для охолодження ММР;
- відносно незначні рівні екологічних обмежень;

- заміни ТЕЦ на шляху до досягнення «Вуглецевої нейтральності».

Розміщення здовж річок плавучих ММР дозволить швидше та дешевше відновити енергозабезпечення навколишніх територій.

Даний напрям також потребує відповідного нормативно-правового урегулювання та усунення законодавчих перешкод.

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

Забезпечення країни електроенергією в належному обсязі є одним з найважливіших завдань, на початку мирної відбудови України, найбільш актуальним ця проблема буде стосуватися зруйнованих та уражених агресором територій. ММР невеликої потужності будуть спроможні вирішити потреби в електроенергії та теплі. Для прискорення вирішення існуючих у даний час правових прогалини які можуть загальмувати цей процес необхідно прийняття Кабінетом міністрів відповідних законодавчих актів, які б чітко регламентували умови впровадження, розміщення та використання ММР. Процедура повинна включати місцеве громадське обговорення даного питання. В цілому, розміщення ММР у містах для задоволення комунальних і виробничих потреб є перспективним напрямом діяльності, який потребує певного правового унормування.

Окремо стоїть питання відновлення Донбасу, оскільки це – надзвичайно серйозна комплексна проблема. У цьому плані виглядає доцільним використання ММР для поступової заміни вугільних ТЕЦ на шляху до Декарбонізації економіки та досягнення «Вуглецевої нейтральності».

Доцільність розміщення ММР на промайданчика існуючих та відновлюваних крупних промислових державних та приватних підприємств для електроенергетичної та теплової генерації.

Деякі крупні компанії, оголосили про свою зацікавленість у впровадженні ММР у виробничі процеси ще до початку активної фази війни. Очевидно, крупний бізнес добре розуміє переваги і вигоди цієї технології, яка спроможна забезпечити фактичну енергонезалежність великих підприємств-енергоспоживачів. Так Енергетичний холдинг ДТЕК розглядає використання технології малих модульних реакторів (ММР) як стратегічний напрямок розвитку компанії. Компанія ретельно досліджує технологію ММР і створює робочі групи з вивчення цієї технології. ДТЕК проводить переговори з ключовими розробниками ММР, зокрема «Holtec International». Зокрема, генеральний директор ДТЕК Максим Тімченко вказав, що ця технологія може використовуватись як наступний етап розвитку приватного енергохолдингу.

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 обслуговування потреб промислових підприємств ініціатива належить державному чи приватному інвестору. Роль держави, таким чином, повинна знаходитись у площині нормування та правового

регулювання, яке може бути забезпечене подібним чином, як для комунальних підприємств.

Доступ до водних ресурсів.

Наступний чинник - доступ до водних ресурсів та зручне розміщення, поруч електричних мереж. Використання води є ще однією проблемою, яка, як очікується, тільки посилиться в майбутньому. Атомні станції мають дуже високі вимоги до забору води. З цієї позиції найбільш підходять райони вздовж Дніпра, Дністра, Буга, Десни, Псла, Сіверського Донця та їх приток; а також на узбережжі морів. Важливо, що, згідно даних розробників ММР потребують значно менше води при експлуатації, тому вибір майданчиків для них значно ширший порівняно з АЕС та АТЕЦ. Тим не менш - один реактор потужністю 300 МВт, що працює на 90-відсотковому коефіцієнті потужності, щодня забирає від 605 до 1476 мільйонів літрів води, нагріваючи її перед скиданням. Зменшення потреби у воді за допомогою повітряного охолодження вимагає будівництва вежі й великих електричних вентиляторів, що ще більше підвищить вартість будівництва та зменшить виробництво електроенергії до 7 % потужності реактора [2].

Треба відмітити, що в Радянському Союзі планувалось, або навіть було розпочате будівництво Черкаської АЕС, Харківської АТЕЦ, Одеської АТЕЦ та Кримської АЕС. Тобто будівництво в цих регіонах було достатньо обґрунтовано. І якщо, Енергоатом планує будівництво двох АЕС, одна з яких буде знаходитись в окрузі Чигирин, у селищі Орбіта, друга, можливо, в Івано-Франківській області. То для розміщення ММР мабуть доцільно розглянути площі як потенціальні майданчики у Одеській області на березі Барабойського водосховища, у Харківській – у міжріччі річок Джгун і Мжа, та в Криму на березі моря (Опис незавершених АЕС та АТЕЦ див. Додаток 1). Також перспективними майданчиками для ММР можуть бути узбережжя морів у Одеській, Миколаївській, Запорізькій та Донецькій областях.

Хоч ММР, як відзначалось вище, потребують значно менше водних ресурсів при експлуатації, але зовсім без води експлуатуватись не можуть. У західних областях Тернопільська, Чернівецька, Закарпатська з незначними рівнями енергозабезпечення (див. нижче) було б доцільним розміщення ММР. Кабінет міністрів України розпорядженням №552-р від 13.07.2016 схвалив будівництво каскаду верхньодністровських гідроелектростанцій. Але суди різних інстанцій заборонили будівництво цих гідроелектростанцій. Зокрема, 17 січня 2023 року Закарпатський окружний адміністративний суд відмовив у позові товариствам, які хочуть збудувати каскад малих гідроелектростанцій. Крім того, будівництво ММР в прикордонних областях потребує узгодження з сусідніми країнами. Тому, розміщення ММР в цьому регіоні найближчим часом малоймовірно і потребує відповідних законодавчих рішень.

Доцільність розміщення ММР в прибережних акваторіях морів та водосховищ Дніпровського каскаду.

Технології ММР розвиваються різнобічно. Один з напрямів, який можна вважати найбільш перспективним з точки зору безпеки і простоти оперативного управління є той, що включає не лише серійне виробництво малих реакторів у заводських умовах, але й завантаження палива, пуско-налагоджувальні роботи і

запуск реактора на виробничих потужностях компанії-розробника. Після завершення планового терміну експлуатації такий реактор повертається 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.

Недоліком такої виробничо-експлуатаційної схеми є проблема транспортування реактора від заводу до місця експлуатації. 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. 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 і промисловості вздовж берегів Чорного і Азовського морів та на водосховищах Дніпровського каскаду. В принципі, енергопостачальною системою України електроенергія може подаватися в єдину енергосистему держави.

Виведення з ладу Каховської та Дніпровської ГЕС значно погіршило енергозабезпечення південних та центральних районів. Відбудова цих ГЕС буде потребувати значних витрат коштів та часу. Розміщення вздовж Дніпра плавучих ММР дозволить швидше та дешевше відновити енергозабезпечення навколишніх територій.

Даний напрям також потребує відповідного нормативно-правового урегулювання та усунення законодавчих перешкод.

Розробку необхідних правових актів слід починати невідкладно.

Економічну обґрунтованість та доцільність розміщення ММР на конкретних площах. почнемо з розгляду енергозабезпечення регіонів України. Як видно з рис., на якому приведена мапа електрогенеруючих підприємств України потужністю понад 50 МВт **в довоєнний час**, в Україні існувала значна нерівномірність видів генеруючих потужностей, яка зараз тільки посилилась.

Найбільша різноманітність типів енергогенеруючих потужностей та добре енергозабезпечення спостерігається в центральних областях. В той же час в східних та західних областях спостерігається суттєве превалювання теплогенеруючих станцій. А в південних значна кількість сонячних та вітрових електростанцій. Найменша забезпеченість енергогенеруючими потужностями спостерігається в північних областях.



Рис. Мапа електрогенеруючих підприємств України потужністю понад 50 МВт (Матеріал з Вікіпедії — вільної енциклопедії.)

- Атомна електрична станція (АЕС), атомна теплова електрична централь (АТЕЦ)
- Теплова електрична станція (ТЕС), теплова електрична централь (ТЕЦ)
- Гідралічна електрична станція (ГЕС), гідроакumuлююча електрична станція (ГАЕС)
- Вітрова електрична станція (ВЕС)
- Сонячна електрична станція (СЕС)

Одним із найважливіших показників, за яким оцінюється енергетична ефективність національної економіки та її конкурентоспроможність з точки зору енерговикористання, є енергоемність валового внутрішнього продукту (ВВП), а для регіону – валового регіонального продукту

Енергоефективність економіки характеризує залежність між результатами діяльності та кількістю спожитих енергетичних ресурсів. Згідно [3,4,5] пропонується введення певної класифікації регіонів за показниками питомого енергоспоживання та енергоефективності. Так, якщо усі регіони України визначити за трьома основними показниками (загальне енергозабезпечення; енергоефективність; регіональний ВВП,) то можна умовно виділити чотири найбільш характерні групи регіонів, а саме (підкреслимо, що це стосується довоєнних даних):

перша група – регіони з суттєвими рівнями загального енергозабезпечення, достатньо низькими рівнями енергоефективності (Дніпропетровська, Донецька,

Запорізька та Івано-Франківська області, на даний час, мабуть треба виключити Донецьку область);

друга група – регіони з достатньо низькими рівнями енергозабезпечення та енергоефективністю близькою до середньо українського рівня (Вінницька, Закарпатська, Кіровоградська, Київська, Львівська, Миколаївська, Полтавська, Рівненська, Сумська, Харківська, Хмельницька, Черкаська та Чернігівська області);

третя група – регіони з незначними рівнями енергозабезпечення але достатньо високими рівнями енергоефективності (Волинська, Житомирська, Одеська, Тернопільська та Чернівецька області);

четверта група – регіони з низьким регіональним ВВП (Волинська, Закарпатська, Луганська, Рівненська, Херсонська та Чернівецька області).

Таким чином виходячи з класифікації регіонів по загальному енергозабезпеченню та енергоефективності на 2018 р. [4], доцільно передбачити розміщення ММР в третій групі – регіони з незначними рівнями питомого енергоспоживання але достатньо високими рівнями енергоефективності (Одеська, Чернівецька, Волинська, Тернопільська та Житомирська області). Військова агресія росії внесла свої жахливі корективи. Значна кількість електростанцій зазнала пошкодження та, навіть, руйнування, особливо в східних областях. Тому, до переліку треба додати Херсонську, Донецьку, Луганську, Сумську, Харківську області, і звичайно Крим, в якому спостерігається три проблеми: російська окупація, низьке водо- та енергозабезпечення.

Що стосується наявності трудових ресурсів, то для обслуговування ММР достатньо 300 осіб. Тому, це, навряд чи буде проблемою. А ось запуск в дію ММР безумовно призведе до появи нових робочих місць та нових можливостей для людей та району. Виходячи з цього, найбільш доцільним є розміщення ММР у четвертій групі (Волинська, Закарпатська, Луганська, Рівненська, Херсонська та Чернівецька області).

Окремо розглянемо Київську область, яка входить до другої група – регіони з достатньо низькими рівнями енергозабезпечення.

НАЕК «Енергоатом» розглядає можливість розміщення майданчиків для ММР поблизу Славутича. Президент Енергоатома Петро Котін вважає: «Славутич – місто атомників, інфраструктура міста і Чорнобильської зони відчуження, що поруч, дають можливість для зведення та розбудови нових атомних об'єктів неподалік міста. ... Зокрема й розглядаючи перспективу розміщення поблизу Славутича майданчиків для малих модульних реакторів». Зазначається, що Славутич готовий до нових ядерних проєктів, зокрема як майданчик для створення навчального хабу з підготовки кадрів для атомної енергетики та центру підвищення кваліфікації [6].

Державне агентство України з управління зоною відчуження (ДАЗВ) ЧАЕС розробило стратегія розвитку зони відчуження ЧАЕС на 2021-2030 роки, яка передбачає її використання як полігону для будівництва ММР [7].

На сьогодні в світі відсутня відпрацьована на практиці технологія будівництва модульних реакторів. Існують розробки приватних американських та корейських компаній, які знаходяться в проєктній стадії. Гнучкий контроль

базового навантаження в енергомережі значно розширює сферу застосування реактора і дозволяє використовувати його для постачання електрикою як великих міських районів, так і невеликих поселень на віддалених територіях. У ЗВ модульні реактори можуть бути розміщені на майданчику ЧАЕС. Використання існуючої інфраструктури ЧАЕС дозволить скоротити терміни реалізації проекту та зменшити його вартість. За основу для реалізації може бути використаний водно-водяний ядерний реактор з інтегральною компоновкою обладнання NuScale, 50 МВт. Реактор NuScale спроектований за модульною схемою, що дозволяє об'єднувати до 12 модулів NuScale Power потужністю 50 МВт в єдину систему (до 600 МВт). Гнучкий контроль дозволить комбінувати реактор з іншими енергетичними об'єктами в ЗВ (як існуючими, так і потенційно можливими). У 2017 році компанія NuScale перша з розробників реакторних рішень подала заявку на сертифікацію проекту реактора в Комісію з ядерного регулювання США (NRC), яка вже в 2018 році завершила перший етап оцінки цієї заявки. Компанія NuScale планує почати промислово експлуатацію реактора в 2026 році в штаті Айдахо, США.

Сейсмічна активність території.

В Україні багато сейсмічно активних територій, що стримує розвиток в них ядерної енергетики. Як уже вище відмічалось, ще однією потенційною перевагою ММР є можливість витримувати більш високі сейсмічні навантаження.

Весь розвиток сучасної економіки показує необхідність відмови від монополізму одного виробника. Тому рекомендуємо використання наступних блоків ММР.

В сейсмічно активних областях блоки ММР NuScale Power (США), які за рахунок різних інженерних рішень спроектовані так, щоб бути стійкими до сейсмічної активності. Дослідники погоджуються з тим, що ММР значно знижують загрозу ядерної катастрофи при землетрусах. Підземна захисна оболонка, яка використовуватиметься для ММР, ефективніше захищає їх від стихійних лих. Зокрема можна послатися на досить прискіпливе дослідження сейсмічної оцінки малих модульних реакторів NuScale Power для землетрусу магнітудою 8,8 проведене у Чилі. Згідно якого було показано, що конструкція здатна без проблем витримувати прикладені сейсмічні навантаження, завдяки конструкції та підземному розташуванню ММР на глибини 25 м [8].

Таблиця. Рекомендації до використання ММР на території України.

Області	Група	Рекомендовані ММР
1	2	3
Дніпропетровська, Донецька, Запорізька, Івано-Франківська, Луганська	1. Регіони з суттєвими рівнями загального енергозабезпечення, достатньо низькими рівнями енергоефективності	SMR-160 або Westinghouse SMR у Запорізькій обл. на АЕС.

1	2	3
Вінницька, Закарпатська, Кіровоградська, Київська, Львівська, Миколаївська, Полтавська, Рівненська, Сумська, Харківська, Хмельницька, Черкаська, Чернігівська	2. Регіони з достатньо низькими рівнями енергозабезпечення та енергоефективністю близькою до середньо українського рівня	SMR-160 або Westinghouse SMR у Миколаївській, Рівненській та Хмельницькій обл. на АЕС та АТЕЦ.
Волинська, Житомирська, Одеська, Тернопільська, Чернівецька	3. Регіони з незначними рівнями енергозабезпечення але достатньо високими рівнями енергоефективності	SMR-160
Волинська, Закарпатська, Рівненська, Херсонська, Чернівецька	4. Регіони з низьким регіональним ВВП	SMR-160
Закарпатська, Івано-Франківська, Одеська, Крим	5. Регіони сейсмоактивні	MMP NuScale Power (США)

Загроза тероризму зберігається, а ядерні реактори можуть стати метою нападу. Підземне розташування та товста бетонна плита, що покриває MMP NuScale Power, повинні стати захистом від ударів бомб або авіакатастроф. Додайте до цього властивості антисейсмічної конструкції, яка здатна поглинати ударні навантаження, то загроза ще більше зменшується.

Тому для сейсмічно активних регіонів України можна рекомендувати для використання MMP NuScale Power.

В MMP NuScale Power використовується паливо низько збагаченого урану (збагаченим менше 5%) з 24-місячним циклом заправки паливом, [8].

При будівництві MMP на площадках АЕС та АТЕЦ, оскільки реактори цих станцій в Україні використовують паливо компанії Westinghouse, можна рекомендувати використання проекту легководного малого модульного реактора з інтегральним компонованням компанії Westinghouse SMR.

За даними розробника, для досягнення найвищого рівня безпеки в установці Westinghouse SMR використані системи пасивної безпеки та перевірені компоненти, які реалізовані в конструкції реактора AP1000. По суті Westinghouse SMR є зменшеною копією свого «старшого брата», що надає деякі переваги у

ліцензуванні цьому проекту на відміну від конкурентів. Тип палива НЗУ, зі збагаченням UO_2 менше 5%.

На інших територіях України можна використовувати **SMR-160**. Цей реактор забезпечує безпечну експлуатацію, в т.ч. на майданчиках з обмеженим водопостачанням і з обмеженими розмірами території, Тривалість паливного циклу до 24 місяців. В реакторі використовується НЗУ. Однією із переваг у компанії вважають рівень безпеки «Walk way safe» – це означає, що в разі аварії, яка виникла з будь-яких причин (в тому числі, внаслідок диверсії або теракту) реактор заглушиться і перейде в безпечний стан без втручання людини. Згідно із проектом, розміщення реактора підземне, на позначці 14 метрів. Також, що дуже важливо, нижче рівня землі розташовується сухе сховище ВЯП з терміном служби до 120 років.

Що стосується північних та східних областей через загрозу можливого нападу росії та білорусії, то безпечне розміщення ММР в них можливо лише після перемоги України, та її вступу до НАТО.

Балансування генерації і споживання електроенергії АЕС.

На жаль можливість маневруванням потужністю АЕС, в тому числі і ММР дуже обмежена. Тому ММР не допоможуть у ліквідації коливань добових пікових навантажень. Для ліквідації коливань більш довготривалих навантажень (наприклад за рахунок погодних умов) ММР більш придатні. Але в будь якому разі використання ММР бажано передбачити будівництво систем електростанцій, що акумулюють електроенергію.

Система ММР загальною потужністю близькою до потужності одного блока АЕС більш маневрена в балансуванні електроенергією при профілактичних роботах, та перезавантаженні палива, оскільки не потребує одночасного виводу з експлуатації усіх ММР.

Висновки.

При виборі площ, придатних для розміщення ММР, роль геолого-екологічних критеріїв значно знижена.

Використання ММР розглядається як компенсатор дефіциту енергогенерації та як заміну енергоблоків АЕС, що виводяться з експлуатації.

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.

Можна виділити наступні площі, потенційно придатні для розміщення ММР: на проммайданчиках діючих АЕС та зруйнованих ТЕЦ; поблизу або в межах міст і міських агломерацій; на проммайданчиках крупних промислових підприємств; на територіях з доступом до водних ресурсів, зокрема на прибережних зонах акваторій морів і річок.

В Україні багато сейсмічно активних територій, що стримує розвиток в них ядерної енергетики. Потенційною перевагою ММР є можливість витримувати більш високі сейсмічні навантаження.

Питання екологічних ризиків та впливу на довкілля зводяться до правового унормування нової діяльності ММР (нової не лише для України, але і у

глобальному сенсі). Вітчизняна законодавство у цій галузі повинна рухатись у фарватері провідних країн-лідерів, також слід сумлінно виконувати настанови та рекомендації МАГАТЕ і належним чином враховувати технічні умови компаній-виробників ММР. **Розробку необхідних правових актів слід починати невідкладно.**

Посилання

1. Верховцев Валентин, Деміхов Юрій, Забулонов Юрій, Тищенко Юрій. Концептуальні засади впровадження малих модульних реакторів в Україні. Міжнародна конференція «ІNUDECO. Ядерна енергетика: виклики війни», 27-28 квітня 2023 р. Славутич
2. <https://atom.org.ua/?p=3236>
3. Статистичний щорічник України за 2018 рік https://ukrstat.org/uk/druk/publicat/kat_u/2019/zb/11/zb_yearbook_2018.pdf
4. Оксана І. Турбіна. Актуальні проблеми економіки №10 ((220)), 2019, с.32-40. DOI 10.32752/1993-6788-2019-1-220-32-40.
5. В.О. Бараннік, Регіональний філіал у м.Дніпро, Інститут стратегічних досліджень, серпень 2017. <https://niss.gov.ua/sites/default/files/2017-08/energoefekt-5secc.pdf>
6. <https://www.ukrinform.ua/rubric-economy/3673952-mali-modulni-reaktori-mozna-rozmistiti-bila-slavutica-energoatom.html>
7. https://dazv.gov.ua/attachments/c80519b0-7495-46ac-887a-00d819ed9f7a_11.12-stratehiia.pdf
8. George Markou and Filippo Genco Seismic Assessment of Small Modular Reactors: NuScale Case Study for the 8.8 Mw Earthquake in Chile. December 2018 [Nuclear Engineering and Design](#) 342(4) DOI:[10.1016/j.nucengdes.2018.12.002](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.12.002)

***Abstract:** In five years, the first small nuclear reactor should be operational in Ukraine, the agreement on their deployment was signed by the Ukrainian "Energoatom" and the American Holtec International. According to the agreement, up to 20 SMR-160 reactors should appear in Ukraine. The following main ways of their potential placement can be distinguished: on the sites of operating nuclear power plants; near or within cities; on the site of industrial enterprises; in the territories with access to water resources, in particular in the coastal zones of the water areas of seas and rivers. The problem of transporting MMR to the place of operation can be solved by floating MMR. Placement of floating MMRs along the coasts of seas and rivers will allow to restore the energy supply of the surrounding territories. Decommissioning of the Kakhovskaya and Dniprovskaya hydroelectric power plants, as well as the thermal power station, significantly worsened Ukraine's energy supply. Their reconstruction will require significant expenditure of money and time. Placing floating MMRs along the coast, in particular the Dnipro, will allow to restore the energy supply of the surrounding areas faster and cheaper.*

**ФАЗОВИЙ СКЛАД КОРИЧНЕВОЇ КЕРАМІКИ ЛАВОПОДІБНИХ
ПАЛИВОВМІСНИХ МАТЕРІАЛІВ
4-го БЛОКУ 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 коричневої кераміки ЛПВМ досліджено методом рентгенівського фазового аналізу через 38 років після аварії на ЧАЕС. Вперше встановлено наявність магнезійового циппейту $Mg(H_2O)_{3,5}[(UO_2)_2(SO_4)O_2]$, силікату магнею Mg_2SiO_4 та силікатів кальцію Ca_2SiO_4 й Ca_3SiO_5 . Підтверджено наявність оксиду урану $UO_{2,34}$, кубічного оксиду цирконію $c-ZrO_2$ та чорнобиліту $Zr_{1-x}U_xSiO_4$. Підтверджено ще раз, що за час знаходження в Об'єкті «Укриття» після аварії пройшло окислення оксиду урану UO_2 ядерного палива. Значна частина оксиду урану (~50%), який знаходився у включеннях в ЛПВМ, за час перебування в Об'єкті «Укриття», перейшла в магнезійовий циппейт $Mg(H_2O)_{3,5}[(UO_2)_2(SO_4)O_2]$. Магнезійовий циппейт $Mg(H_2O)_{3,5}[(UO_2)_2(SO_4)O_2]$, очевидно, сформувався вже після аварії, як результат взаємодії ЛПВМ з водою. Силікат магнею Mg_2SiO_4 та силікати кальцію Ca_2SiO_4 й Ca_3SiO_5 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».

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

**PHASE COMPOSITION OF BROWN CERAMICS OF LAVA-LIKE FUEL-
CONTAINING MATERIALS FROM THE CHORNOBYL NPP UNIT 4**

*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@ispnpp.kiev.ua*

The phase composition of LFCM brown ceramics was investigated by X-ray phase analysis for 38 years after the Chornobyl accident. For the first time the presence of magnesium zippeite $Mg(H_2O)_{3,5}[(UO_2)_2(SO_4)O_2]$, magnesium silicate Mg_2SiO_4 and calcium silicate Ca_2SiO_4 и Ca_3SiO_5 . The presence of urania $UO_{2,34}$, cubic zirconia $c-ZrO_2$ and chornobylite $Zr_{1-x}U_xSiO_4$ was confirmed. It was established once again that during the stay at the "Shelter" after the accident, oxidation of UO_2 urania of the nuclear fuel took place. 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 $Mg(H_2O)_{3.5}[(UO_2)_2(SO_4)O_2]$. Magnesium Mg_2SiO_4 , calcium silicates Ca_2SiO_4 and Ca_3SiO_5 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".

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

PROJECT MANAGEMENT IN THE CONTEXT OF ENVIRONMENTAL PROTECTION

Hrytskevych Sergii

State Specialized Enterprise "Chornobyl NPP"

The exclusion zone and the mandatory resettlement zone require a special form of management, as they are areas where persistent contamination of the surrounding natural environment with radioactive substances has occurred, and they have been withdrawn from economic circulation and separated from adjacent territory [1].

Within the territory of the exclusion zone and the mandatory resettlement zone are located facilities of the State Specialized Enterprise "Chornobyl NPP" which require decommissioning and transfer to an environmentally safe condition, as well as objects of the radiation-ecological monitoring and radiation safety system.

The land, water, and forest resources of the exclusion zone and the mandatory resettlement zone, which serve as a natural barrier to the spread of radioactive contamination beyond their boundaries, require constant monitoring and use in compliance with radiation safety requirements. At the same time, within the territory of the exclusion zone and the mandatory resettlement zone, there is an opportunity to preserve in an ecologically restored state the most typical natural complexes of the Polissya region [2].

The primary goal of the operating organization is to comply with legislative requirements while addressing all tasks during the decommissioning of units 1, 2, and 3 of the Chornobyl NPP (ChNPP) and transforming the Shelter Object into an environmentally safe system. This includes meeting the needs of Ukrainian citizens and other countries for activities on the Chornobyl NPP site without causing unacceptable impacts on their health.

In a world grappling with resource scarcity and environmental degradation, the concept of a circular economy emerges as a beacon of hope.

At its core, a circular economy envisions a regenerative cycle where resources are used, reused, and regenerated. It promotes designing products for longevity, repairing and refurbishing, recycling materials, and ultimately reducing waste. This shift requires a systemic change in how we produce, consume, and manage resources. Central to the circular economy is the concept of design for sustainability [3].

The mantra of “reduce, reuse, recycle” takes on new meaning in the circular economy. By minimizing waste through reduced consumption, encouraging the reuse of products and materials, and optimizing recycling processes, we close the loop on resource flows and minimize environmental impact.

Resource-efficient and clean production (RECP) is a strategy of comprehensive and continuous application of preventive measures regarding the impact of production processes on the environment, aiming to enhance production efficiency and reduce risks to human health and the environment.

The integration of RECP methodology into management processes at the enterprise is aimed at enhancing the competitiveness of the enterprise through resource savings, reducing production costs, and simultaneously decreasing anthropogenic pressure on the environment. This involves the development of methods for improving production processes, justification of the effectiveness of the proposed methods, training, and raising awareness among personnel regarding the necessity of continuous improvement of the enterprise's activities

Complex for for Manufacturing Metal Drums and Reinforced Concrete Containers for SSE ChNPP Radioactive Waste Storage (CMD&C) is referred to the infrastructure necessary for the Chernobyl NPP decommissioning. Its necessity is conditioned by construction and commissioning of the Industrial Complex for Solid Radioactive Waste Management (ICSRM) and the Liquid Radioactive Waste Treatment Plant (LRTP) at the Chernobyl NPP. The maximum designed capacity of the main production is 34,250 steel drums per year and 700 reinforced concrete containers per year.

After conducting the enterprise survey and analyzing the data obtained, there is the development of proposals and decision-making regarding feasible methods to enhance resource efficiency and reduce environmental pollution.

RECP identifies eight key approaches. After selecting the measures for environmental protection and designing them, it is necessary to ensure compliance with norms and requirements for environmental conservation and ecological safety. To do this, it is proposed to conduct an environmental assessment (or expertise) of the technical solution, which is based on interdisciplinary environmental research, analysis, and evaluation of project materials or objects.

To reduce the cost of the finished product and the burden on the environment by reducing the amount of secondary waste and efficiently using energy resources in the production of МБ-0.2 IV drums, the possibility of using cold-rolled carbon steel sheet with dimensions of 1x1000x2000 mm, 1x1250x2500 mm, and utilizing remnants of cold-rolled carbon steel sheet after manufacturing МБ-0.2 IV drums with dimensions of 1.5x244x1001 mm, 1.5x135x1764 mm, and 1x244x1001 mm, 1x135x1764 mm is being considered.

Modification 1 includes utilizing remnants of cold-rolled carbon steel sheet after manufacturing МБ-0.2 IV drums with dimensions of 1.5x244x1001 mm, 1.5x135x1764 mm.

Modification 2 involves the use of cold-rolled carbon steel sheet with dimensions of 1x1000x2000 mm, 1x1250x2500 mm.

Modification 3 entails utilizing remnants of cold-rolled carbon steel sheet after manufacturing МБ-0.2 IV drums with dimensions of 1x244x1001 mm, 1x135x1764 mm.

When implementing **modification 3**, the maximum annual benefit for CMD&C design capacity will decrease by **33%**, resulting in **87** tons per year of secondary waste.

Introduction of a pilot batch of metal drum МБ-0.2 IV (ТУ У 28.7-14310862-053:2012) with modified technical (design) characteristics as a formative shell for transportation and storage of solidified liquid RAW at the SEE CNPP will allow saving up to **16%** of the budget, which amounts to up to **3,7** million UAH.

References

1. The Law of Ukraine “On Radioactive Waste Management”. (Entered into force by Enactment of the Supreme Council of Ukraine No. 256/95-BP of 30.06.95.
2. <http://polesye-reserve.in.ua/head/ppz-eng.html>.
3. The Law of Ukraine "On the Basic Principles (Strategy) of State Environmental Policy of Ukraine for the Period up to 2030".

ВИКОРИСТАННЯ ЛУЖНИХ ШЛАКОПОРТЛАНДЦЕМЕНТНИХ МАТРИЦЬ ДЛЯ ІММОБІЛІЗАЦІЇ НИЗЬКОАКТИВНИХ ПРОДУКТІВ ОЧИЩЕННЯ ВОДИ

Гузій С.Г.

ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України, м. Київ,
sguziy2@gmail.com

Вступ. У 1957 році В.Д. Глуховський (Київ, Україна) виявив, що гідралічними в'язучими властивостями, поряд зі сполуками лужноземельних металів (Са, Mg, Sr, Ва – елементами другої групи періодичної системи Д.І. Менделєєва), володіють також сполуки лужних металів (Li, Na, К, Рb, Cs – елементи першої групи) або їх суміші. Аналізуючи процеси руйнування гірських порід, В.Д. Глуховський показав, що введення лугів в продукти руйнування гірських порід дозволяє синтезувати лужні і лужно-лужноземельні алюмосилікатні новоутворення, які є цеолітоподібними аналогами природніх мінералів. Встановлення професором Глуховським в 1957 році в'язучих властивостей сполучень лужних металів змінило традиційні уявлення про в'язучі властивості мінеральних речовин (рис. 1).

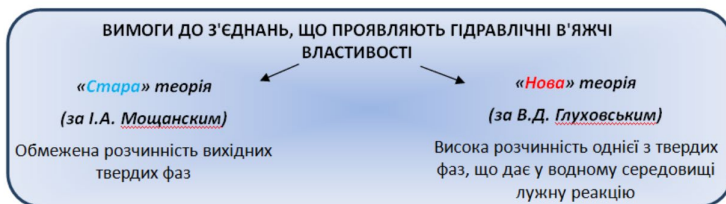


Рис. 1. Прояв гідралічних властивостей цементів

Розвиток цих ідей виріс в створення нового класу прогресивних цементуючих матеріалів [2], в яких сполуки лужних металів служать не тільки активаторами, але й незалежними структуроутворюючими складовими, що утворюють при протіканні хімічних реакцій лужні і змішані лужно-лужноземельні гідроалюмосилікати, аналогічні природним цеолітоподібним мінералам [3, 4], саме які і визначають довговічність кінцевих продуктів (рис. 2).

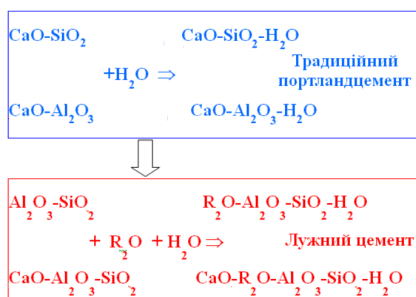


Рис. 2. Хімія процесу

Як раз саме цеолітоподібні та фельдшпатоїдні новоутворення здатні як до фізичного, так і хімічного зв'язування іонів радіоактивних елементів у водонерозчинні сполуки [5, 6]. При іммобілізації в них радіонуклідів лужних і лужноземельних елементів останні включаються в структуру цементного каменю як активний хімічний компонент і надійно зв'язуються в ньому. Синтез цеолітоподібних гідратних утворень у лужному цементному камені, які мають досить високу сорбційну здатність, є додатковим фактором фізичного блокування радіоактивних елементів. Токсичні елементи не тільки формують структуру штучного каменю, але й виявляються заблокованими в тривимірній решітці цеолітової матриці, яка має великі енергетично ненасичені порожнини. Для підтвердження даного тезису в роботі було використано лужний шлакопортландцемент 2 типу [2] з метою виявлення оптимальної кількості складових цементу як матриць для іммобілізації низькоактивних продуктів очищення води.

Матеріали та методи досліджень. Об'єктом дослідження були шлакопортландцементні композиції, модифіковані лугами та

поліфункціональною добавкою. Для отримання шлакопортландцементних композицій використовували наступну сировину: Портландцемент ПЦ І-500-Н виробництва ПАТ «Волинь-Цемент» (ДСТУ Б В.2.7-46:2010), гранульований доменний шлак (ГДШ) виробництва ПАТ «АрселорМіттал», м. Кривий Ріг (ТУ У В.2.7.-1-05393043-113:2010). Для зниження водоспоживання використовували багатофункціональну добавку - лігносульфонат натрію «Borresperse Na» (Норвегія). Як лужні активатори використовували Na_2CO_3 та $\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$ у кількостях, регламентованих ДСТУ. Цементи отримували змішуванням порошків ПК І-500-Н та ГДШ промислового виробництва (питома поверхня за Блейном $3000 \text{ см}^2/\text{г}$). Для визначення активності цементного каменю були підготовлені зразки-куби розміром $3 \times 3 \times 3 \text{ см}$. Після формування зразки витримували в нормальних умовах (температура $20 \pm 2^\circ\text{C}$, відносна вологість $95 \pm 5\%$). Міцність зразків визначали у віці 2, 7 та 28 діб.

Для ідентифікації синтезованих новоутворень та встановлення особливостей структуроутворення в композиціях на основі шлаків досліджено фазовий склад продуктів тверднення лужних шлакопортландцементних в'язучих з використанням рентгенофазового, диференційно-термічного, електронно-мікроскопічного та зондового методів аналізу.

Оптимізацію складів цементів проводили за допомогою трифакторного симплексного центрального плану експерименту в математичному середовищі STATISTICA 12 з реалізацією спеціальної кубічної моделі, яка враховує не лінійність впливу факторів на властивості вихідних параметрів. У якості факторів варіювання було обрано: вміст ГДШ від 40 до 80% (фактор X1), вміст метасилікату натрію від 5 до 10% (фактор X2) і вміст соди від 3 до 7% (фактор X3) у складах цементів. Матриця планування експерименту наведена в табл. 1.

У якості вихідних параметрів були обрані значення міцності при стиску зразків цементів після тверднення на протязі 2, 7 і 28 діб за нормальних умов. Точки плану відповідають складам цементів.

Таблиця 1. Матриця планування експерименту

Точки плану	План матриці в кодах			Матричний план у повному розмірі		
	X1	X2	X3	ДГШ	М	С
1	0,00	1,00	0,00	40	10	3
2	0,33	0,33	0,33	53,3	6,7	4,3
3	1,00	0,00	0,00	80	5	3
4	0,50	0,50	0,00	60	7,5	3
5	0,00	0,00	1,00	40	5	7
6	0,50	0,00	0,50	60	5	5
7	0,00	0,00	0,50	40	7,5	5

Позначення - ДГШ – мелений доменний гранульований шлак; М – метасилікат натрію 5-ти водний; С – сода, карбонат натрію

Аналіз отриманих результатів досліджень. В результаті математичної обробки експериментальних даних отримано рівняння регресії (1-5) та табличні дані результатів моделювання (табл. 2), які відображають вплив досліджуваних факторів на час тужавлення та міцнісні характеристики зразків цементного тіста на основі лужного шлакопортландцементу, модифікованого лугами:

$$CT_{хв}^n = 40x_1 + 15x_2 + 20x_3 + 18x_1x_2 - 8,4E - 14x_1x_3 + 1,9x_2x_3 + 21x_1x_2x_3 \quad (1)$$

$$CT_{хв}^k = 95x_1 + 45x_2 + 55x_3 + 60x_1x_2x_3 - 8x_2x_3 + 99x_1x_2x_3 \quad (2)$$

$$R_{cm}^2_{МПа} = 6,5x_1 + 7,5x_2 + 5,3x_3 + 20x_1x_2 - 0,4x_1x_3 + 1,6x_2x_3 - 21,3x_1x_2x_3 \quad (3)$$

$$R_{cm}^7_{МПа} = 13,6x_1 + 16,1x_2 + 14x_3 + 12,6x_1x_2 + 34,8x_1x_3 - 13,8x_2x_3 - 170,1x_1x_2x_3 \quad (4)$$

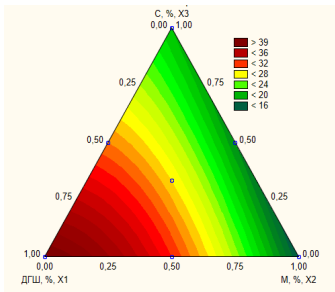
$$R_{cm}^{28}_{МПа} = 23,2x_1 + 42,8x_2 + 38,6x_3 + 19,6x_1x_2 + 9,6x_1x_3 - 5,2x_2x_3 - 79,2x_1x_2x_3 \quad (5)$$

Таблиця 2. Результати визначення строків тужавлення і фізико-механічних характеристик зразків штучного каменю

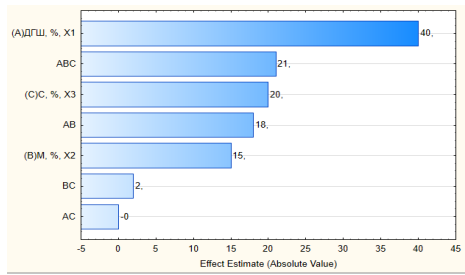
Точки плану	Строки тужавлення, хв.		Міцність при стиску, МПа, у віці, діб		
	початок	кінець	2	7	28
1	15	45	7,5	16,1	42,8
2	28	70	8	12	34,6
3	40	95	6,5	13,6	23,2
4	32	85	12	18	37,9
5	20	55	5,3	14	38,6
6	30	65	5,8	22,5	33,3
7	18	48	6,8	11,6	39,4

Із даних рівнянь регресії видно, що фактори варіювання значимі, на їх основі та даних табл. 2 побудовані ізопараметричні діаграми зміни вихідних параметрів залежно від впливу факторів варіювання (рис.).

Як видно з рис. 3,а час початку тужавлення (від 30 хв.) збільшується зі вмістом шлаку в цементі від 60 до 80 % (фактор X1), зменшенням метасилікату в кількості від 7 до 5% (фактор X2) і зменшенням соди від 5 до 3% (фактор X3). По даним діаграми Парето (рис. 3, б), що забезпечує 80% прояву від дії складових цементу на початок тужавлення, найбільш вагомо впливають фактори X1, X1X2X3, X3, X1X2, X2; 20% припадає на дію фактору X2X3.



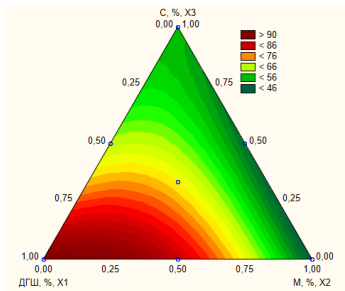
а



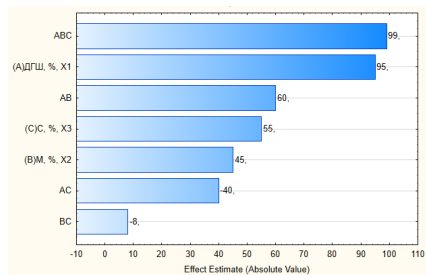
б

Рис. 3. Діаграми зміни початку тужавлення зразків цементного тіста на основі лужного шлакопортландцементу залежно від кількості метасилікату натрію (5...10%), соди (3...7%) та вмісту шлаку (40...80%): а; б - Парето

Як видно з рис. 4, а на час кінця тужавлення (до 90 хв.) впливає збільшення вмісту шлаку в цементі від 70 до 80 % (фактор X1), зменшенням метасилікату в кількості від 7 до 5% (фактор X2) і зменшенням соди від 5 до 3% (фактор X3). У в'язучій суміші метасилікат натрію проявляє пластифікуючий ефект. По даним діаграми Парето (рис. 4, б), 80% прояву ефекту від дії складових цементу на кінець тужавлення мають фактори X1X2X3, X1, X1X2, X3 і X2. Інші добутки факторів – X1X2 і X2X3 на прояв ефекту не впливають.



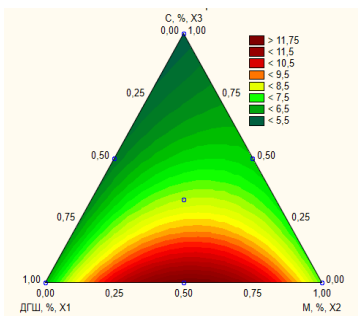
а



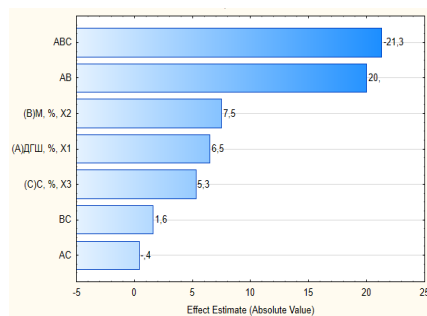
б

Рис. 4. Діаграми зміни кінця тужавлення зразків цементного тіста на основі лужного шлакопортландцементу залежно від кількості метасилікату натрію (5...10%), соди (3...7%) та вмісту шлаку (40...80%): а; б - Парето

Аналіз отриманих діаграм зміни міцності лужних шлакопортландцементів, модифікованих лугами, показує, що на 2 добу найбільшою міцністю (8-12 МПа) відрізняються зразки, отримані при використанні в'язучої композиції, що містить 60-80% шлаку (фактор X1) та 6-9% метасилікату натрію (фактор X2) і 3-4% соди (фактор X3). Ізолінії максимальної міцності розташовуються в основі факторного простору сумішевого трикутника з зони дії фактору X2 (рис. 5, а).



а



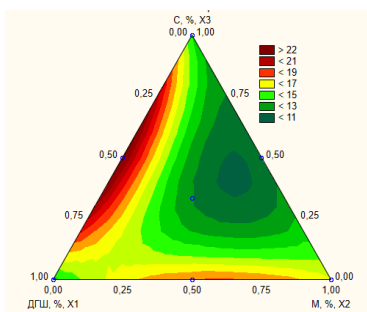
б

Рис. 5. Діаграми зміни міцності на стиск зразків цементного тіста на основі лужного шлакопортландцементу залежно від кількості метасилікату натрію (5...10%), соди (3...7%) та вмісту шлаку (40...80%) на другу добу тверднення:

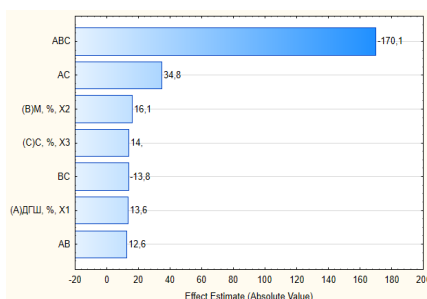
а – плоска; б – Парето

По даним діаграми Парето (рис. 5, б), 80% прояву ефекту від дії складових цементу на міцність при стиску на 2 добу твердіння мають фактори X1X2, X2, X1, X3 і X2X3. Інші добутки факторів – X1X2X3 і X1X3 на прояв ефекту не впливають.

Збільшення показників міцності в цементних зразках відмічене на 7 добу твердіння (рис. 6, а). Максимальними значеннями – 19-22 МПа характеризуються цементні зразки, що вміщують шлак від 45 до 75% (фактор X1), метасилікат натрію від 5 до 5,5% (фактор X2) і соду від 4 до 6% (фактор X3). Ізолінії максимальної міцності розташовуються на лівій грані факторного простору сумішевого трикутника в зоні дії фактору X1.



а



б

Рис. 6. Діаграми зміни міцності на стиск зразків цементного тіста на основі лужного шлакопортландцементу залежно від кількості метасилікату натрію (5...10%), соди (3...7%) та вмісту шлаку (40...80%) на сьому добу тверднення:

а - плоска; б - Парето

По даним діаграми Парето (рис. 6, б), 80% прояву ефекту від дії складових цементу на міцність при стиску на 7 добу твердіння мають фактори X_1X_2 , X_2 , X_1 , X_3 і X_2X_3 . Інші добутки факторів – $X_1X_2X_3$ і X_1X_3 на прояв ефекту не впливають.

В марочному віці, на 28 добу твердіння цементів, виявлено значний приріст їх міцності (рис. 7, а).

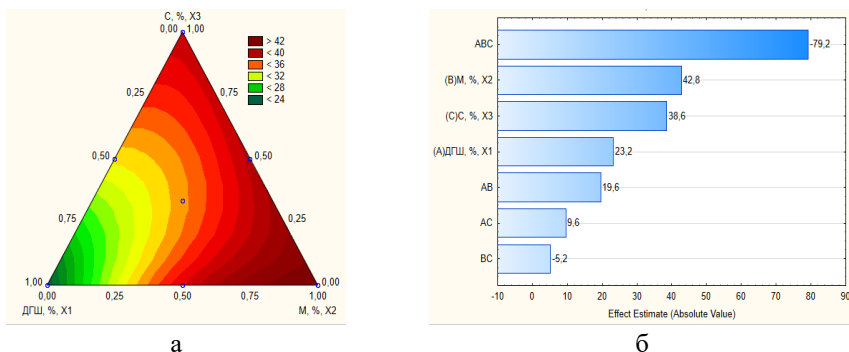


Рис. 7. Діаграми зміни міцності на стиск зразків цементного тіста на основі лужного шлакопортландцементу залежно від кількості метасилікату натрію (5...10%), соди (3...7%) та вмісту шлаку (40...80%) на двадцять восьму добу твердіння: а - плоска; б - Парето

Максимальними значеннями міцності – 40-42 МПа характеризуються зразки складів цементів, що вміщують шлак в кількості від 40 до 60% (фактор X_1) метасилікат натрію від 6,5 до 10% (фактор X_2) і соду від 3 до 7% (фактор X_3). Ізолінії максимальних значень міцності розташовуються в правому нижньому куті факторного простору сумішевого трикутника. По даним діаграми Парето (рис. 7, б), 80% прояву ефекту від дії складових цементу на міцність при стиску на 28 добу твердіння мають фактори X_2 , X_3 , X_1 , і X_1X_2 і X_1X_3 . Інші добутки факторів на прояв ефекту не впливають.

Але враховуючи технологічні (достатньо широкі межі строків тужавлення до 90 хв, що надає змогу приготувати цементно-радіоактивний розчин компаунду) та економічні показники (збільшений вміст шлаку і зменшена кількість лугів знижує загальну вартість цементу), нас більше цікавить область факторного простору, що обмежена по осі X_1 кількістю шлаку в цементі від 65 до 80%, по осі X_2 – вмістом метасилікату натрію в кількості від 6 до 5% і по осі X_3 вмістом соди у складі в'язучої композиції – від 4,5 до 3%. По значенням міцності при стиску (28-24 МПа) розглянуті склади цементів цілком задовольняють вимоги по міцності для цементуючих систем компаундів - <4,9 МПа [7], тому подальші дослідження будуть направлені на використанні зазначених складів цементів.

При гідратації лужного шлакопортландцементу з добавками лугів, згідно даних нарощування міцності штучного каменю на 7 добу твердіння відбувається за рахунок утворення в складі продуктів гідратації новоутворень наступних типів:

гідросилікатів кальцію CSH (B) ($d = 0,307; 0,280$ nm), також C_2SH (A) ($d = 0,327; 0,231; 0,210$ nm), кальцієвим хондродітом ($d = 0,367; 0,269; 0,182$ nm) і піктолітом $NaCa_2Si_3O_3OH$ ($d = 0,386; 0,260; 0,243; 0,205; 0,198$ nm) (дані РФА на 7 добу не приведені). На 28 добу тверднення (рис. 8, а) в зразках розглянутої в'язучої композиції спостерігається достатньо значна кількість рентгеноаморфних гідросилікатних фаз. Інтенсивність піків $Ca(OH)_2$ та кальцієвого хондродіту не відмічена, зате чітко проглядаються низькоосновні гідросилікати кальцію типу CSH (B). Також має місце ймовірне утворення рентгеноаморфних гідроалюмосилікатних фаз $Na_2O \cdot Al_2O_3 \cdot 2SiO_2 \cdot H_2O$ ($d = 0,343; 0,293; 0,248; 0,220$ nm) [8]. Формування стабільних новоутворень у часі сприяє зростанню міцнісних показників за рахунок утворення скоутиту $6CaO \cdot 6SiO_2 \cdot CaCO_3 \cdot H_2O$ ($d = 0,303; 0,299; 0,189$ nm) за рахунок утворення більш щільної мікроструктури штучного каменю. Як свідчать результати ДТА (рис. 8, б) поряд з низькоосновними гідросилікатами кальцію має місце утворення піктоліту, наявність якого підтверджується появою на термограмах ендоефекту в межах (-) $100 \dots 150^\circ C$.

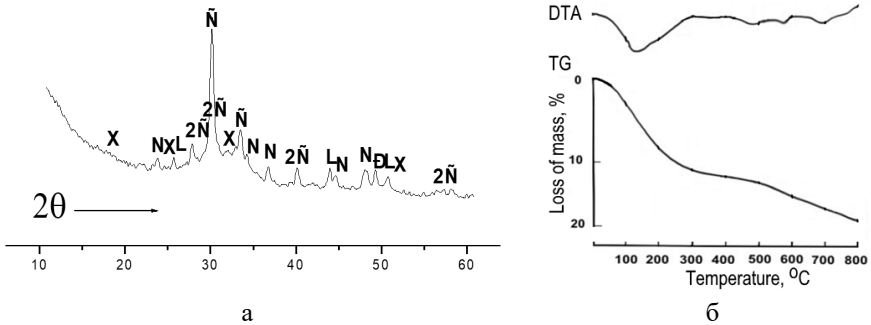


Рис. 8. Рентгенограма (а), термограма (б) штучного каменю на основі лужного шлакопортландцементу, що містить 80% шлаку з добавками 5% метасилікату натрію та 3% соди, на 28 добу тверднення. Умовні позначення: 2N - гідросилікати кальцію (CSH(B)), X - кальцієвий хондрит, N - піктоліт, N~ - авфвіліт, 2N~ - тоберморит, D - скаут, L - рентгеноаморфні гідроалюмосилікатні фази

Максимум спостерігається при температурі (-) $120^\circ C$. Слід відзначити, що в присутності лужних сполук відбувається активація кремнеземистої складової шлаку, який більш активно, порівняно зі звичайним шлакопортландцементом, зв'яже CaO в гідросилікатні та гідроалюмосилікатні фази.

Згідно даних електронної мікроскопії (рис. 9, а, б), на мікрофотографіях штучного каменю, модифікованого метасилікатом натрію та содою на 28 добу тверднення

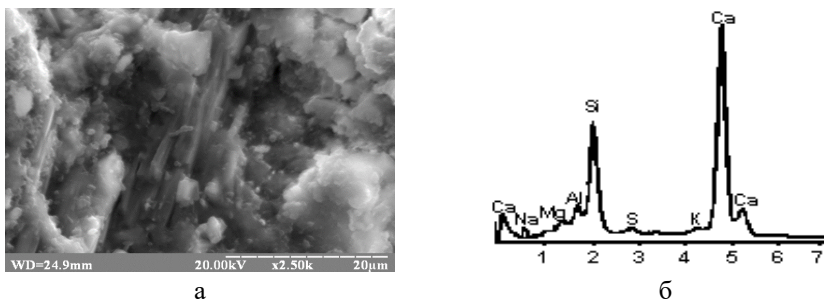


Рис. 9. Електронні мікрофотографії поверхні сколу штучного каменю (а) на основі лужної шлакопортландцементної композиції, модифікованої добавками метасилікату натрію в кількості 5% та соди 3%, та результати зондового мікроаналізу окремих фаз (б) після 28 діб тверднення за нормальних умов

чітко видно формування кристалів піктоліту на поверхні частинок шлаку. Хімічний аналіз розподілу елементів по поверхні сколу цементного каменю свідчить, що поряд з піктолітом у складі продуктів твердіння присутні переважно гідросилікати кальцію типу CSH(B), що призводить до зменшення співвідношення CaO/SiO_2 від 2,1...2,5 до 1,3...1,63 з утворенням волокнистих низькоосновних гідросилікатів кальцію та гелеподібної маси.

Висновки

1. Враховуючи технологічні (достатньо широкі межі часу тузавлення до 90 хвилин, що дає можливість приготувати цементно-радіоактивний розчин сполуки) та економічні показники (підвищений вміст шлаку та зменшена кількість лугів знижує загальну собівартість цементу), тому визначена область факторного простору, що обмежена по осі x1 кількістю шлаку в цементі від 65 до 80%, по осі x2 вмістом метасилікату натрію в кількості від 5 до 6%, а по осі x3 вмістом соди у складі в'язучого від 3 до 5%. За міцністю на стиск (28-24 МПа) розглянуті цементні склади будуть повністю задовольняти вимоги до міцності цементних компаундів, яка повинна бути більше 4,9 МПа.

2. Міцність штучного каменю як на ранніх, так і на пізніх стадіях забезпечується наявністю в структурі лужного шлакопортландцементу наступних утворень низькоосновних гідросилікатів кальцію типу $\text{CaO}\cdot\text{SiO}_2\cdot\text{H}_2\text{O}$ (B), тобермориту $\text{Ca}_5\text{Si}_6\text{O}_{16}(\text{OH})_2\cdot n\text{H}_2\text{O}$, піктоліту $\text{NaCa}_2\text{Si}_3\text{O}_8\cdot(\text{OH})$, афіліту $\text{Ca}_3(\text{SiO}_4)(\text{SiO}_2(\text{OH})_2)\cdot 2\text{H}_2\text{O}$, кальцієвого хондриту $(\text{Ca}, \text{Mg}, \text{Fe}^{2+})_5 [(\text{SiO}_4)_2](\text{FOH})$, скаутиту $\text{Ca}_7(\text{Si}_3\text{O}_9)_2(\text{CO}_2)\cdot 2\text{H}_2\text{O}$ та рентгеноаморфних гідроалюмосилікатів типу $\text{Na}_2\text{O}\cdot\text{Al}_2\text{O}_3\cdot 2\text{SiO}_2\cdot\text{H}_2\text{O}$, тому подальші дослідження будуть спрямовані на використання цементних композицій, що вміщують молотий шлак в кількості 80%, метасилікат натрію в кількості 5% і соду в кількості 3%.

Список використаних джерел

1. Доступний електронний ресурс: <https://www.knuba.edu.ua/shkola-stvorennya-naukovix-osnov-sintezu-luzhnix-i-luzhno-luzhnozemelnix-alyumosilikatnix-vyazhuchix-yak-analogiv-prirodnix-materialiv-im-v-d-gluxovskogo-2/>
2. DSTU B V.2.7-181:2009 Construction materials. Alkaline cements. Technical conditions. Kyiv, Ministry of Regional Development of Ukraine, 2009.
3. Provis J.L., Bernal S.A. (2014). Milestones in the analysis of alkali-activated binders. *Journal of Sustainable Cement-Based Materials*, 4(2), 74-84. <http://dx.doi.org/10.1080/21650373.2014.958599>
4. Winnefeld F., et al. (2015). Influence of slag composition on the hydration of alkali-activated slags. *Journal of Sustainable Cement-Based Materials*, 4(2), 85-100. <https://doi.org/10.1016/j.cemconres.2011.05.002>
5. Гузій С.Г., Забулонов Ю.Л., Злобенко Б.П., Лацівський В.В. Аналіз Парето чинників, які впливають на властивості лужних шлакопортландцементних матриць, наповнених низькоактивними фероціанід вмісткими радіоактивними відходами. Ресурсоекономні матеріали, конструкції, будівлі та споруди: наук.-техн. зб. – Рівне: НУВГП – 2023. - № 44. – С. 12-23
6. Guzii, S., Zlobenko, B. (2023). Application of alkali activated cements for immobilization of dry low-level radioactive waste containing copper ferrocyanide. *Technology transfer: fundamental principles and innovative technical solutions*, 3–8. doi: <https://doi.org/10.21303/2585-6847.2023.003200>
7. GOST 29114-91. Radioactive waste. Method for measuring the chemical stability of solidified radioactive waste by means of long-term leaching.
8. Пушкарьова К.К., Гончар О.А., Бондаренко О.П. Особливості процесів формування структури та властивостей швидкотверднучих бетонів на основі лужного шлакопортландцементу / К.К. Пушкарьова, О.А. Гончар, О.П. Бондаренко // Науково-технічний збірник “Будівельні матеріали, виробы та санітарна техніка”. – Київ: НДІБМВ, 2007. – Вип. 26. – С. 83-90.

USE OF ALKALINE SLAG PORTLAND CEMENT MATRICES FOR IMMOBILIZATION OF LOW-LEVEL RADIOACTIVE WATER TREATMENT PRODUCTS

Guzii Sergii

Annotation. The paper presents data on the optimisation of the composition of alkaline slag Portland cement as a binder for the immobilisation of low-level water treatment products. Taking into account the technological (sufficiently wide limits of setting time up to 90 minutes, which makes it possible to prepare a cement-radioactive solution of the compound) and economic indicators (increased slag content and reduced alkali content reduce the total cost of cement). The area of the factor space is defined, which is limited along the X1 axis by the amount of slag from 65 to 80%, along the X2

axis by the content of sodium metasilicate from 5 to 6% and along the X3 axis by the content of soda from 3 to 5% in cements. In terms of compressive strength (28-24 MPa), the considered cement compositions will fully meet the requirements for the strength.

The composition of the neoplasms, which affects the growth of strength, was determined. Among the hydrosilicate phases, there are low-basic calcium hydrosilicates such as $\text{CaO}\cdot\text{SiO}_2\cdot\text{H}_2\text{O}$ (B), tobermorite $\text{Ca}_5\text{Si}_6\text{O}_{16}(\text{OH})_2\cdot n\text{H}_2\text{O}$; pictolite $\text{NaCa}_2\text{Si}_3\text{O}_8\cdot(\text{OH})$; affilite $\text{Ca}_3(\text{SiO}_4)(\text{SiO}_2(\text{OH})_2)\cdot 2\text{H}_2\text{O}$; calcium chondrite (Ca, Mg, Fe^{2+}) $_5[(\text{SiO}_4)_2](\text{FOH})$, scoutite $\text{Ca}_7(\text{Si}_3\text{O}_9)_2(\text{CO}_2)\cdot 2\text{H}_2\text{O}$; X-ray amorphous hydroaluminium silicates of the $\text{Na}_2\text{O}\cdot\text{Al}_2\text{O}_3\cdot 2\text{SiO}_2\cdot\text{H}_2\text{O}$ type.

Zeolite phases have a high sorption capacity and are an additional factor of physical blocking of radioactive elements.

DYNAMICS OF CONCRETE TEMPERATURE AROUND LOCALIZATION AREA OF FUEL-CONTAINING MATERIALS WITH A HIGH URANIUM CONTENT IN ROOM 305/2 OF THE "SHELTER" OBJECT (2017 - 2023)

Doroshenko A. O., Mykhailov O. V., Muliar D. O.

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

Abstract

The data of temperature measurements of concrete and space around accumulations of fuel-containing materials with high uranium content in the room 305/2 of the Shelter of the new safe confinement of the Chernobyl NPP Unit 4, obtained with the using of the expert-research system, were analyzed. The peculiarities of temperature dynamics formation in different directions of heat dissipation from the zone of FCM localization with a high uranium content were established. The presence of residual heat from FCM accumulations continues to be observed, but the fact of a decrease in the intensity of such heat release is confirmed, and the temperature gradients that provide cooling are preserved. There is reason to believe that the trend towards a gradual increase in concrete temperature around the FCM, which took place during 2017-2020, has changed dramatically. There is no further temperature increase. Almost all control points show stabilization of the average annual concrete temperature with a weak downward trend.

Keywords: t, Shelter object, fuel-containing materials, concrete temperature, regression analysis, correlation coefficient, temperature gradients.

Fuel-containing materials with a high content of uranium are localized in the place of deep melting of the concrete of the sub-reactor plate (SP) in room 305/2 of the "Shelter" object of the New Safety Confinement. Access to the environment of this cluster is not possible. The results of the previously conducted modeling calculations

allowed us to establish that the uranium content in this cluster is significantly higher than in lava flows and can range from 30 to 50 wt. %. Boreholes in concrete, the penetrations of which reach the borders of this accumulation of FCM, make it possible to control the density of the neutron flow, the power of the exposure dose of gamma radiation and the temperature at the points of installation of measuring sensors.

The source of up-to-date information on the temperature of the concrete the SP is the data of measurements performed with the help of an expert-research system (ERS) created after the commissioning of the NSC-SO complex. As of the end of 2023, the number of measuring channels (MC) is 22, including: 4 MC of control of the neutron flow density (NFD); 2 MC of power of the exposure dose of gamma radiation (GDR) control; 16 MC temperature control. The ERS database is regularly updated in the course of its operation according to the program of scientific and technical support at the stages of commissioning and operation of the NSC-SO complex in terms of monitoring of FCM.

Within the framework of this work, the results of concrete temperature measurements obtained using 13 temperature measuring channels were analyzed. The layout of temperature sensors (TS) in the wells in the projection on the plane of the +9.0 m elevation in the construction axes of the ChNPP Unit 4 building and the coordinates of their installation are shown in Fig. 1 and Table 1.

Table 1. Location details of ERS temperature sensors (TS)

Item No	No TS	Monitoring zone (room)	Borehole legend	TS center coordinate – monitoring point*		
				Elevation, m	Axis	Line
1	5	304/3	3-9-P	+8,9	45+4400	И-2000
2	6	304/3	3-9-P	+8,9	45+5400	И-2000
3	7	305/2	Ю-12-109	+13,1	46+1100	И+3400
4	8	305/2	Ю-12-109	+12,9	46+1200	И+1900
5	23	305/2	Ю-12-83	+12,0	46+2800	К-3000
6	11	305/2	Ю-9-Б	+8,8	45+2700	И+1100
7	12	304/3	Ю-9-Б	+8,8	45+2700	И-1100
8	21	307/2	Ю-9-Б	+8,8	45+2700	К+2200
9	13	305/2	Ю-9-Б	+8,8	46+700	И+900
10	14	304/3	Ю-9-Б	+8,8	46+700	И-300
11	25	210/5	-	+6,5	45+3000	И-1800
12	26	210/5	-	+6,5	45+1500	И-1800
13	27	210/6	-	+6,5	46+3100	И-1800

* the construction marks of the Chernobyl NPP Unit 4 building ("Shelter" Object).

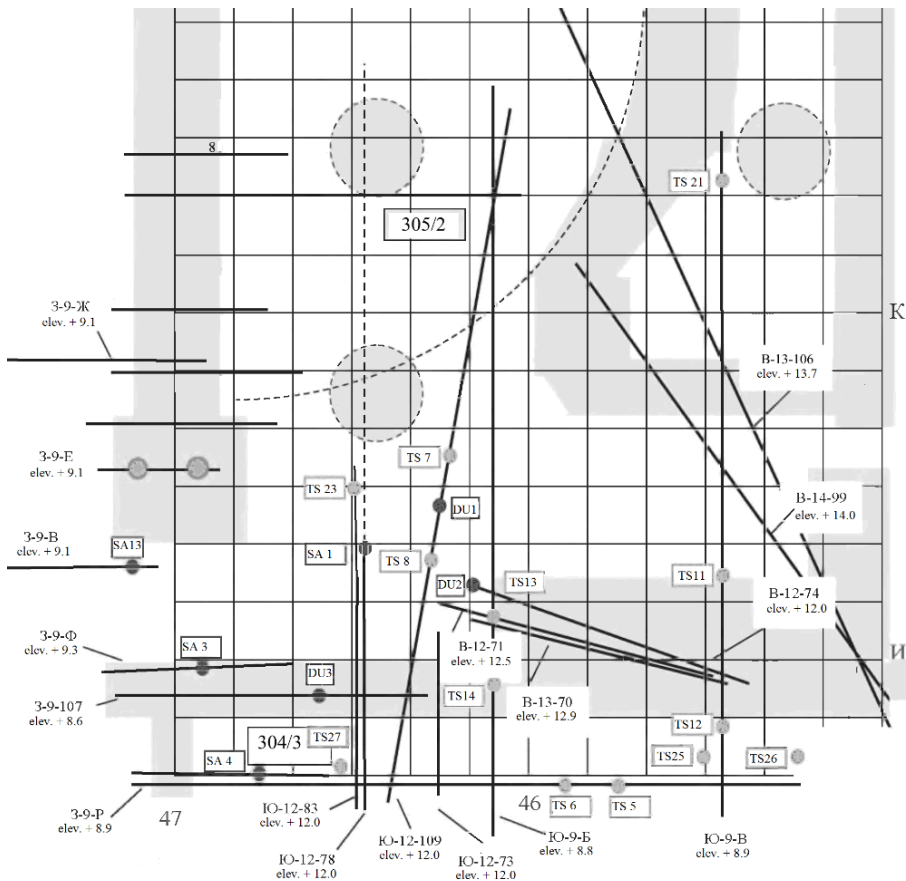


Fig. 1. Scheme of layout of ERS temperature sensors (TS). Designation of other sensors installed around the area of FCMs cluster with a high uranium content: DU 1, 2, 3 - NFD detection units of the ERS; SA 1, 3, 4, and 13 are sensor assemblies of the IAMS NSMS NSC-SO. Legend of boreholes are given in accordance with the original Cyrillic notation.

The temperature measurement data were analyzed to determine the dynamics of the average monthly temperature value at the control points (Fig. 1), to perform regression analysis, and to construct graphical illustrations using standard Excel 2003 functions. For each control point (temperature sensor - TS), the average annual temperature value was estimated (Table 2), and the identified trends in the dynamics of average monthly values (Figs. 2-3) were described by the regression equation (Table 3).

Table 2. Average annual concrete temperature values at ERS monitoring points ($M \pm \text{std}$)

Sensor (room)	Monitoring period						
	2017	2018	2019	2020	2021	2022*	2023
TS 5 (304/3)	15,2 ± 1,7	16,9 ± 3,2	20,7 ± 1,2	21,6 ± 1,1	21,7 ± 0,9	21,2 ± 0,4	21,3 ± 0,9
TS 6 (304/3)	14,6 ± 1,3	16,0 ± 3,2	19,7 ± 1,0	20,7 ± 1,0	22,0 ± 1,0	21,4 ± 0,5	21,4 ± 1,7
TS 7 (305/2)	17,8 ± 1,5	19,5 ± 3,2	23,1 ± 1,1	23,8 ± 0,9	23,3 ± 1,9	22,7 ± 1,4	21,9 ± 2,7
TS 8 (305/2)	16,6 ± 1,4	18,4 ± 3,1	21,5 ± 1,1	22,2 ± 0,7	22,9 ± 1,8	22,4 ± 0,3	22,2 ± 2,2
TS 23 (305/2)	13,0 ± 2,4	14,4 ± 4,9	18,7 ± 1,8	19,3 ± 1,7	18,2 ± 2,0	17,6 ± 0,6	17,5 ± 2,3
TS 11 (305/2)	15,2 ± 1,7	16,9 ± 3,2	20,7 ± 1,2	21,5 ± 1,0	21,1 ± 1,0	20,3 ± 0,4	20,4 ± 1,0
TS 12 (304/3)	14,6 ± 1,3	16,0 ± 3,2	19,7 ± 1,0	20,6 ± 1,0	20,1 ± 1,0	19,4 ± 0,4	19,4 ± 1,0
TS 21 (307/2)	18,8 ± 2,6	18,2 ± 3,1	21,9 ± 0,9	22,7 ± 0,9	22,2 ± 1,0	21,6 ± 0,4	21,6 ± 1,0
TS 13 (305/2)	17,8 ± 1,5	19,5 ± 3,2	23,1 ± 1,1	23,9 ± 0,9	23,3 ± 1,1	22,8 ± 0,4	22,7 ± 1,0
TS 14 (304/3)	16,6 ± 1,4	18,4 ± 3,1	21,5 ± 1,1	22,2 ± 0,7	21,9 ± 1,1	21,3 ± 0,3	21,3 ± 1,0
TS 25 (210/5)	15,1 ± 2,7	15,9 ± 3,1	19,0 ± 0,9	19,9 ± 0,8	19,2 ± 0,9	18,6 ± 0,2	18,6 ± 0,9
TS 26 (210/5)	14,9 ± 2,6	15,8 ± 3,1	18,9 ± 0,9	19,4 ± 0,6	19,0 ± 0,8	18,5 ± 0,2	18,4 ± 0,8
TS 27 (210/6)	15,6 ± 2,3	16,3 ± 3,2	19,0 ± 0,9	19,8 ± 0,9	19,2 ± 0,8	18,6 ± 0,2	18,6 ± 0,8

* - The average value is adjusted taking into account the insufficient statistics of the measurements, which were started in September 2022, when the employees of the Institute for NPP Safety problems were able to continue work in the NSC-SO and the operation of ERS equipment in the conditions of the Russian-Ukrainian war.

The obtained data indicate that the highest average annual temperature is observed near the FCM localization zone in the concrete of the SP of room 305/2 (TS 5, 6, 13, 14) and room 304/2 (DT 7, 8). The lowest temperatures are in the steam distribution corridor (TS 25, 26 and 27) and the reactor shaft (TS 21).

The data on the dynamics of the average monthly temperature shown in Figs. 2-3, provide a complete picture of the peculiarities of the formation of the thermal regime of concrete of the SP around the boundaries of FCM with a high uranium content during the research period. The regression analysis data shown in Table 3 quantitatively confirms that after 2020, the temperature dynamics of SP concrete has undergone radical changes. The data on the parameters of the regression equations established for the three monitoring periods are presented to demonstrate how significantly the trend towards a

steady increase in temperature has changed since 2017. The gradual increase in the average annual temperature of concrete around the FCM at all monitoring points has stopped. After 2020 (for TS 5 and 6 after 2021), a relative stabilization of the average annual temperature is observed with a weak tendency to some decrease (except for TS 8). This statement needs to be clarified, which can be done based on the results of the research of ERS data in the following years of temperature monitoring. To explain the causes of the observed phenomena, it is necessary to involve temperature measurement data from other systems, including those outside the SO, for example, temperature monitoring data in the main volume of the NSC, as well as weather stations outside the NSC.

Table 3. Regression equations parameters of the average monthly values of the concrete temperature, estimated for different monitoring periods

Sensor (room)	Parameter of regression equations $f(x) = A \cdot x + B$								
	A ₁	A ₂	A ₁₂	B ₁	B ₂	B ₁₂	R ₁ ²	R ₂ ²	R ₁₂ ²
TS 5 (304/3)	0,0050	-0,0002	0,0027	-197,4	30,8	-100,3	0,65	0,007	0,49
TS 6 (304/3)	0,0055	-0,0002	0,0033	-222,3	29,8	-126,0	0,74	0,002	0,60
TS 7 (305/2)	0,0064	-0,0009	0,0019	-257,6	62,4	-61,0	0,67	0,03	0,23
TS 8 (305/2)	0,0060	0,0006	0,0027	-239,0	-3,7	-95,6	0,67	0,02	0,47
TS 23 (305/2)	0,0076	-0,0005	0,0022	-312,7	42,2	-79,0	0,54	0,01	0,22
TS 11 (305/2)	0,0068	-0,0006	0,0023	-277,0	46,7	-81,3	0,70	0,06	0,38
TS 12 (304/3)	0,0065	-0,0007	0,0021	-264,5	50,1	-75,6	0,68	0,10	0,37
TS 21 (307/2)	0,0052	-0,0006	0,0017	-206,8	51,1	-54,3	0,52	0,10	0,28
TS 13 (305/2)	0,0065	-0,0007	0,0021	-262,8	55,0	-69,6	0,70	0,10	0,35
TS 14 (304/3)	0,0060	-0,0005	0,0020	-239,0	45,5	-65,8	0,67	0,06	0,35
TS 25 (210/5)	0,0056	-0,0008	0,0017	-226,0	55,6	-56,2	0,60	0,14	0,28
TS 26 (210/5)	0,0053	-0,0006	0,0016	-211,4	45,1	-54,4	0,56	0,11	0,28
TS 27 (210/6)	0,0050	-0,0007	0,0015	-200,0	49,0	-47,5	0,55	0,12	0,26

Note. The name of parameter index of regression equation corresponds to: 1 - for the monitoring period of sustainable increase in the average annual concrete temperature; 2 - for the monitoring period of relative stabilization of the average annual

concrete temperature with a low tendency to decrease; 12 - for the whole monitoring period. The unit of measurement x in the regression equation is a day.

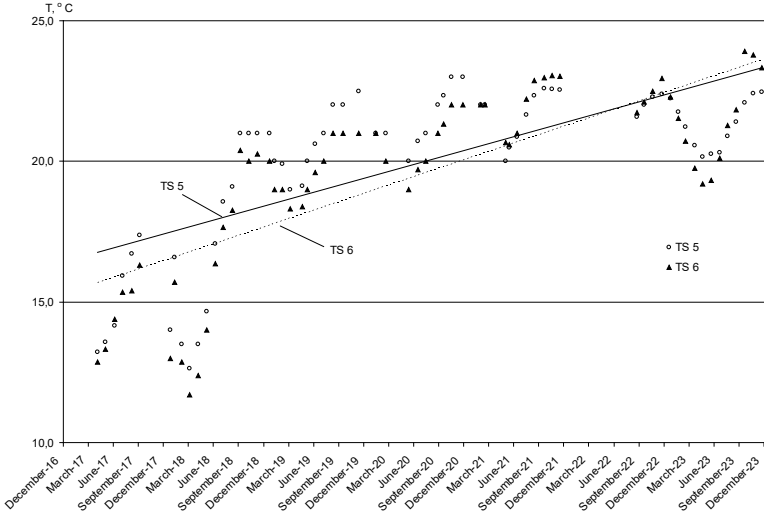


Fig. 2. Dynamics of the average monthly concrete temperature at the locations of TS 5 and 6

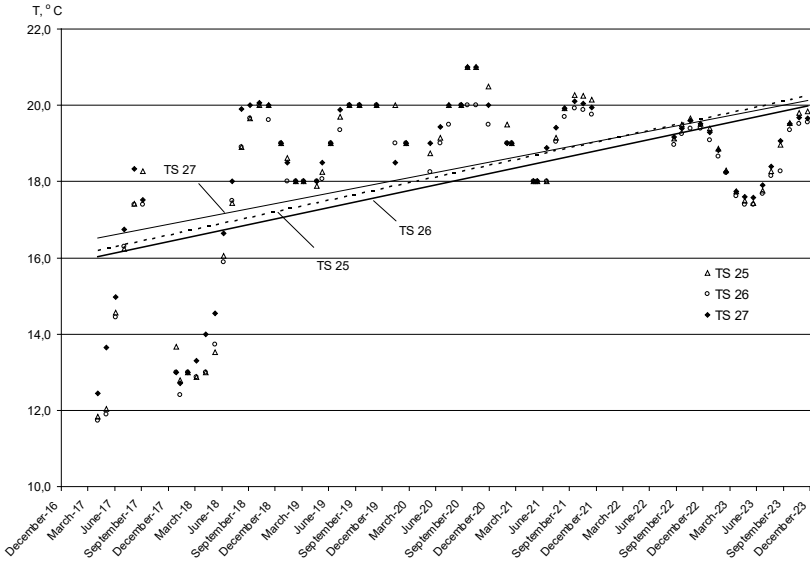


Fig. 3. Dynamics of the average monthly concrete temperature at the locations of TS 25, 26 and 27

If we refer to the scheme of the location of the ERS temperature sensors around the boundaries of FCM clusters with a high uranium content (see Fig. 1, Table 1), we can conclude that, unfortunately, after the NSC-SO complex was commissioned, temperature control was restored on a limited scale. The western direction of thermal energy dissipation into the environment from residual heat release of spent nuclear fuel in the FCM silicate matrix is not covered by the control at all. However, the coincidence of the coordinates of the IMS Finish and ERS monitoring points (Table 4) gives grounds for a limited but sufficiently correct comparative analysis of the identified features of the temperature dynamics around the FCM localization zone during the monitoring periods before and after NSC commissioning.

Table 4. ERS and IMS Finish temperature sensors whose coordinates coincide

Monitoring system	Number of temperature sensors								
	ERS	5	6	11	12	13	14	23	25
IMS Finish	5	51	8	9	60	61	15 (23)	16 (25)	18 (27)

According to the results of preliminary studies, before the NSC arch was moved and the NSC-OU complex was commissioned, the temperature gradients were estimated at the following values: for the western and southwestern directions - from 0.60 to 1.68 °C/m; for the eastern direction - from 0.65 to 1.34 °C/m; for the southeastern and southern directions - from 0.42 to 1.54 °C/m. The highest temperature drop rate was observed within 2 m of the heat source localization zone. At the same time, compared to the ambient temperature, the temperature in the central hall changed with a delay of one calendar month, and the temperature of the concrete of the SP and the ceiling of the control room - with a delay of two months. As a result, the minimum concrete temperature was observed in March-April, and the maximum temperature was observed in September-October.

According to the ERS data during the observation period, it can be stated that today, under the conditions of NSC-SO operation, the temperature gradients in the concrete of the containment are still preserved and are in the following intervals: for the eastern direction - from 0.48 to 0.60 °C/m; for the southeastern direction - from 0.50 to 0.80 °C/m; for the southern direction - from 0.42 to 1.0 °C/m. Unfortunately, it is not possible to make such estimates for the western direction due to the lack of temperature monitoring points. In the vertical direction, the temperature gradient in the concrete of the SP is estimated at 0.2 °C/m. At the same time, the minimum concrete temperature is still observed in March-April, and the maximum temperature is observed in October-November. The fact that today the maximum temperature has moved by one month can be explained by the fact that in the conditions of the NSC sealed building, the heat inside the Shelter is retained longer and dissipates more slowly into the environment.

Conclusion

The analysis of the temperature measurement data obtained with the help of the Expert-research system made it possible to determine the peculiarities of the formation of temperature dynamics in different directions of heat dissipation from the zone of

localization of FCM with high uranium content under the operating of the NSC-SO complex.

The results of the research confirm the fact that the intensity of heat release from nuclear-hazardous clusters gradually decreases over the years, but in the conditions of the NBK-OU complex, the temperature gradients that ensure their cooling are still preserved.

There is reason to believe that the trend of a gradual increase in temperature around the boundaries of the high-uranium FCM in room 305/2, which occurred during 2017-2020, has changed fundamentally. There is no further increase in temperature. At almost all control points, there is a stabilization of the average annual temperature of the concrete with a slight tendency towards its decrease, which requires clarification, which can be done in the following years of monitoring.

References

1. Анализ путей доступа к скоплениям топливосодержащих материалов в помещении 305/2 объекта «Укрытие». Ч. 2. Исследовательские скважины в подреакторном плите / Высотский Е. Д., Довыдьков А. И., Довыдьков С. А. [и др.]. – Чернобыль, 2011. – 36 с. – (Препринт / НАН України, Ін-т проблем безпеки АЕС; 11-2).

2. Высотский Е. Д. Температурные аномалии в зонах критмассового риска / Е. Д. Высотский, А. В. Михайлов // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. – 2011. – Вип. 16. – С. 101 – 109.

3. Высотский Е. Д. Динамика температуры подреакторной плиты на фоне спада остаточного тепловыделения топлива в зонах критмассового риска / Е. Д. Высотский, А. В. Михайлов, А. А. Дорошенко // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. – 2014. – Вип. 22. – С. 76–83.

4. Михайлов А. В. Результаты уточнения динамики температуры подреакторной плиты и суммарного тепловыделения из зоны локализации ядерно-опасных скоплений в помещении 305/2 объекта «Укрытие» ЧАЭС / А. В. Михайлов, А. А. Дорошенко // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. – 2017. – Вип. 29. – С. 105–111.

5. Long-term temperature dynamics at the peripherals on nuclearly hazardous clusters of fuel-containing materials located in room 305/2 of "Shelter" object before and after NSC installation into design position / O. V. Mykhailov, M. V. Saveliev, R. L. Godun, V. V. Avgustov // Ядерна фізика та енергетика. – 2022. – № 23 (4). – P. 245–254.

ПІСЛЯВОЄННЕ ВІДНОВЛЕННЯ ЛІСОВИХ ЕКОСИСТЕМ УКРАЇНИ

Забулонов Ю.Л., Мусич О.Г., Пугач О.В.

Забулонов Ю.Л. e-mail: Zabulonov@igns.gov.ua; ORCID: 0000-0001-8239-8654

Мусич О.Г. e-mail: nad79eva@ukr.net; ORCID: 0000-0003-3874-741X

Пугач О.В. e-mail: pav2810@ukr.net; ORCID: 0000-0002-1378-3820

ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України» (м. Київ, Україна)

Сьогодні в Україні через військові дії відбувається широке фізичне пошкодження екологічно чутливої інфраструктури. Це істотно впливає на забруднення довкілля, а масові викиди CO₂ при використанні палива сприяють зміні клімату. Ліси необхідні для пом'якшення впливу кліматичних змін завдяки поглинанню вуглецю, однак вони страждають від інтенсивної комерційної експлуатації через недотримання законодавства, що руйнує місцеве біорізноманіття та екосистеми. Проблеми посилюються через пошкодження і пожежі, спричинені бойовими діями, а також через збільшення обсягів лісозаготівлі, зокрема й незаконного вирубування.

22.06.2022 року Європейська комісія прийняла новаторські пропозиції щодо відновлення природи Європи до 2050 року, основною метою яких є повернення природи до всіх екосистем, від лісів і сільськогосподарських угідь до морських, прісноводних та міських екосистем [1].

Лісові екосистеми. Лісистість України становить 16,0% порівняно з 43,5% в ЄС; найвища – в Рівненській області – 36,4%; Житомирській, відповідно, 33,6%; Волинській – 31,0%. Найцінніші осередки лісового біорізноманіття – ліси в Поліському районі, Карпатському біосферному заповіднику для червонокнижних представників флори та фауни. Ліси зберігають ґрунтові та водні ресурси, зменшують антропогенне навантаження на довкілля та сприяють адаптації до змін клімату, мають високу економічну цінність. Природні та ландшафтні парки є історико-культурною спадщиною України, наслідком якої є розвиток екотуризму.

З початку війни постраждало 280000 га лісів, а 600000 га наразі знаходяться в зоні бойових дій та на окупованих територіях, що є високим ризиком їх знищення. Пошкоджено лісове господарство, масштабні території забруднені вибухонебезпечними об'єктами і розмінувати їх важко через специфіку рослинного та ґрунтового покриву в лісах [2].

При відновленні лісових екосистем пропонуємо наступний алгоритм дій:

- розмінування лісів та лісових насаджень;
- оцінка впливу воєнних дій на екологічний стан та інвентаризація лісової інфраструктури;
- збільшення кількості теплиць для вирощування саджанців з високою адаптивною здатністю до змін клімату;
- селекція деревних культур для виключення неконкурентноздатних монокультур;
- тестування ґрунтів та лісового фонду;

- система цифрових даних для моніторингу та звітності;
- ландшафтний підхід з перевагою місцевих деревних порід;
- підвищення цілісності та стійкості насаджень до пожеж.

Стратегія відновлення включає фінансово-економічний, організаційний, технологічний, правовий та інформаційний механізми:

- залучення грантових коштів від ЄС, США та партнерів-побратимів на реалізацію проектів локального та регіонального розвитку;
- використання внутрішніх ресурсів;
- розробка програм державного і регіонального рівнів для лісовідновлення;
- законодавчий контроль над незаконним вирубуванням та деградацією лісової екосистеми;
- інноваційні технології у підприємства деревообробної, меблевої промисловості;
- «каскадне» використання деревини – спочатку для будівництва, виготовлення меблів, потім після переробки її спалюють для отримання енергії або закладають в ґрунт як компост;
- розвиток рекреаційно-туристичної інфраструктури.

Література

1. <https://ecolog-ua.com/news/green-deal-novitni-propozyciyi-shchodo-vidnovlennya-pryrody-yevropy-do-2050-roku>
2. <https://doi.org/10.51599/is.2023.07.01.02>

Abstract

The strategy of forest infrastructure greening and its restoration in the conditions of the post-war period includes financial and economic, organizational, technological, legal and informational mechanisms:

- demining of forests and forest plantations;
- assessment of the impact of military actions on the ecological state and inventory of forest infrastructure;
- increasing the number of greenhouses for growing seedlings with high adaptability to climate changes;
- selection of tree crops to exclude uncompetitive monocultures;
- soil and forest testing;
- digital data system for monitoring and reporting;
- a landscape approach with a preference for local wood species;
- increasing the integrity and resistance of plantations to fires.
- attraction of grant funds from the EU, the USA and sister partners for the implementation of local and regional development projects;
- use of internal resources;
- development of state and regional programs for reforestation;
- legislative control over illegal felling and degradation of the forest ecosystem;
- innovative technologies at woodworking and furniture industry enterprises;
- development of recreational and tourist infrastructure.

PRODUCTION OF NANO- AND MICRO POWDERS AND COMPOSITES FROM RADIOACTIVE WASTE FOR THE SPACE INDUSTRY

V. A. Kizka

Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, Chernobyl, Ukraine
E-mail: v.kizka@ispnpp.kiev.ua

Abstract: Taking into account modern technologies in the mining industry and in the processing of industrial waste, we propose to reprocess cemented low- and intermediate level radioactive waste by extracting all chemical compounds from them. Because of the low cost of space flights in the near future, we propose to use chemical compounds, extracted from radioactive waste, in the production of space electronics and structural materials for automatic space probes and rovers. At the same time, since nano- and micro powders, as well as composites with these fillers, are widely used today in electronics and technology, including in the space industry, the production of radioactive powders and composites will provide new scientific results in the field of materials science and solid-state physics, since nothing is known today about the properties of radioactive powders and composites containing radioactive sources inside.

Keywords: radioactive powders, radioactive composites, radioactive devices, radioactive waste, disposal, space industry.

1. Introduction

Disposal of radioactive waste (RW) remains a current and largely unsolved problem due to the increasing volumes of this waste and the continuing threat of leakage of radioactive contamination into the environment at RW storage sites. The time of disposal of RW at disposal sites, ranging from several hundred to thousands of years, remains questionable due to the lack of practical experience of mankind in such long-term control of hazardous objects. No state has existed for so long without the destruction of its industry and economy due to wars, crises and revolutions. The ever-increasing amounts of RW remain as a legacy for future generations, onto whose shoulders we shift the solution to the problem of radionuclide leaks into the environment, protection and monitoring of RW storage facilities. And all this against the backdrop of growing terrorist threats. The latter will inevitably increase due to the trends already observed today in coalition of terrorist organizations with drug trafficking, which gives terrorists huge financial profits [1], and this will inevitably give access to weapons of mass destruction [2]. The main method used by terrorists to influence the authorities and the population is fear. The more dangerous weapons terrorists possess, the greater the effect will be achieved. It is necessary to take into account the peculiarities of the psychology of modern terrorism. Participants in terrorist organizations are represented mainly by mentally ill people, with an inferiority complex and poor people trying to solve their material problems and improve their social status through criminal methods [3]. Today, the number of such citizens is growing catastrophically around the world due to escalating international conflicts, the development of scientific and technological progress, accompanied by the emergence

of distorted spiritual values [4], [5], which indicates the inevitable increase of terrorism in the future. The presence of a “dirty bomb” in the hands of terrorists can be eliminated if we begin now to solve the problem of disposing of RW into space using unconventional methods.

In the mid-20th century, the idea of sending RW into space as passive ballast arose, but it was abandoned due to the high cost. Now the cost of sending a payload into space has decreased several times and is about \$1500/kg compared to \$6000/kg in the 1960s [6]. If the Starship project is successfully completed, the cost of sending a payload will be about \$200/kg [6]. Given the further decrease in the cost of space flights, the question arises about the possibility of sending RW into space as a payload. That is, taking into account the current level of technology development, is it possible to consider RW stored in cemented and vitrified form as an artificial rock from which we can isolate all the main chemical compounds that could be used for the manufacture of devices and structural materials for spacecraft?

Since space equipment is designed to operate under the influence of ionizing radiation, the presence of the equipment's own radioactivity should theoretically not disrupt its operation. The idea of using radioactive silica and silicon, extracted from cemented and vitrified RW, for the creation of space electronics was expressed in [7]. Since scientific research studies the properties of the radiation resistance of various materials (semiconductors, dielectrics, metals) under the influence of external irradiation, information about the properties of these same materials, but containing radionuclides inside them, would be a completely new scientific and technical result. The production of radioactive powders of various levels of dispersion would also be a new result from a scientific and technical point of view.

2. Review of modern technologies

To immobilize low- and intermediate-level radioactive waste (LLW, ILW), cementation is used, and for high-level radioactive waste (HLW), vitrification is used. When cementing RW, Portland cement is mainly used, the composition of which is as follows, wt.% [8]: 65 – CaO, 23 – SiO₂, 8 – Al₂O₃, 4 – Fe₂O₃. During vitrification, various glasses are used - aluminophosphate, borosilicate, aluminosilicate, etc. One of the most common is borosilicate glass with the composition, wt.% [9]: 47 – SiO₂, 24 – Na₂O, 12 – B₂O₃, 10 – CaO, 5 – Al₂O₃, 2 – TiO₂. The amount of radioactive waste encapsulated in cement is up to 30% by weight, in glass - no more than 20% [10]. During the storage of RW, radionuclides migrate into cement or glass and the matrix containing the RW also becomes radioactive. Let us assume that we have the technology for extracting these compounds from radioactive waste. Where can these compounds be used in space industry?

CaO, Ca: From [11] it is known that the addition of CaO nanoparticles (0.5-1 wt.%) to the Mg-1Zn alloy improves its mechanical and anti-corrosion properties, and magnesium alloys are used in the aerospace industry [12]. In addition, the addition of Ca (0.6-1 wt.%) to magnesium alloys (ZAX421, ZAX422 alloys) not only improves their mechanical properties, but also increases their ignition temperature [13].

SiO₂, Al₂O₃: Silicon dioxide is the main source of silicon for electronics. In addition, SiO₂ nanoparticles themselves are used in the space industry [14]. In particular,

SiO₂ is used in polymer composites for thermal control coatings of spacecraft [15]. Alumina Al₂O₃ in the form of sapphire is widely used in electronics due to its high hardness, good electrical insulating and optical properties, in particular, in SOS (silicon on sapphire) technologies that are used in space industry [16].

Fe₂O₃: In radio electronics, polymer composites with fillers made from a mixture of alumina and hematite are used [17]. Hematite is the main ore of iron. Iron-based alloys are used in space industry, such as Incoloy MA956, PM2000, etc. [18].

Na, Ti, TiO₂: Alloys based on the Al-Si, Al-Si-Mg systems, which are used in space industry, are modified with sodium additives in amounts up to 0.1 wt.% and Ti – up to 0.05 wt.% to improve ductility [19]. Titanium alloys are used in space technology [20]. A composite with a matrix of vinyl methyl silicone rubber and a TiO₂ filler is used as protection against gamma radiation [21]. The space industry uses NaS batteries in flying vehicles [22] and plans to use them on future rovers [23].

B, B₂O₃: Boron oxide is used to produce boron, boron carbide, boron nitride. Boron, boron nitride and boron carbide fibers are used to strengthen metal composites in space technology [24], [25]. Additions of boron and boron carbide to aluminum alloys are used to reduce the radiation permeability of the alloy to neutron and gamma radiation [26].

By treating cemented and vitrified RW as an artificial rock, we can apply mining technologies to extract the above compounds. Or we can apply technologies for recycling industrial and household waste - ash and slag. A review of these technologies is given in [27]. We shall complement them here with a few examples.

The rock-forming minerals of kaolin clays are kaolinite and quartz. Chemical composition of the original clay (wt.%): 69.4 – SiO₂, 21.4 – Al₂O₃, 3.2 – Fe₂O₃, 1.8 – CaO, 0.8 – MgO, 0.6 – Na₂O, 0.7 – K₂O, 1.2 – TiO₂ [28]. To separate alumina from this aluminosilicate, the clay is treated with sulfuric acid at a temperature of 280°C for 90 min. Next, it is treated with water at 90°C for 30 minutes and the resulting pulp is filtered. The filtrate is treated with lime, the precipitated aluminum hydroxide is separated and heated to 1100°C. The hydroxide decomposes into aluminum oxide with a purity of up to 98.5%.

Ash and slag waste from coal combustion at thermal power plants contains (wt.%) [29]: 2.54 – Ca, 27.16 – Si, 14.12 – Al, 5.34 – Fe, 0.52 – Mg, 0.67 – Ti, and others. The technological procedure for extracting of silicon and alumina is as follows: grinding, magnetic separation to obtain hematite concentrate with a purity of 50%, the non-magnetic charge is dried, fired, treated with hydrochloric acid, filtered to obtain silica in the sediment, which is washed and dried (commercial SiO₂ has ultimately 99% of purity), and the solution with AlCl₃ is crystallized, thermally decomposed and metallurgical alumina grade G-0 is obtained (suitable for producing Al).

Slags from the processing of copper-nickel raw materials contain (wt.%) [30]: 37.5 – SiO₂, 38.5 – FeO, 7.94 – MgO and 0.4 – sums of copper, nickel and cobalt. To extract silica and iron, the slag is crushed to a size of less than 80 microns, treated with 10% sulfuric acid at 20°C for 1 hour, dried at 50°C and then in drying cabinets at 250°C, the resulting gel is washed with water and ferrous sulfate is separated from SiO₂. The silica is further washed with 20% hydrochloric acid at 60°C for 15 min, obtaining silica with a purity of 93%.

Theoretically, these technologies can be transferred to the processing of RW, taking into account that all operations must take place indoors to prevent leaks of radioactive dust generated during the grinding of RW into the environment. Since only part of the RW encapsulated in the original matrix will be transferred into the compounds, discussed above, extracted from mixture RW and cement, the remainder is planned to be mixed in small portions with non-radioactive charge used for the production of structural elements and parts of automatic spacecraft. That is, it is necessary to consider the residue of RW as a modifier for metal alloys or composites used in the space industry. Since the residue will contain a wide range of chemical elements, the amount of radioactive waste added to a non-radioactive charge, to a metal melt, etc. is selected in each specific case.

It should be especially noted that the production of radioactive powders of varying degrees of dispersion with the subsequent study of their properties is in itself a new scientific and technical problem, which has not been considered anywhere before.

Let us consider a 200-liter barrel for storing cemented LLW or ILW. The mass of such an empty steel barrel is 47 kg [31]. Let us take the density of concrete for encapsulating RW equal to 3500 kg/m³ [32], not taking into account the difference between the density of radioactive waste and the density of cement, the mass of cemented waste is then $m_w = 700$ kg (or $m_{brl} = 747$ kg together with the barrel). Let the specific activity of the compound (a mixture of cement with radioactive waste): $A_{rw} = 10^8$ kBq/kg. Because the mass of radioactive waste encapsulated in cement does not exceed 30% of the mass of cement, then the mass of radioactive waste in the barrel: $m_{rw} \approx 210$ kg, weight of cement: $m_{cem} \approx 490$ kg. Let us assume that we have been able to extract the main components of radioactive cement:

- silica SiO₂ weighing 23% of m_{cem} : $m_{SiO_2} \approx 113$ kg. Let the purity of the extracted silica be 98%, then 2% of its mass is radioactive waste: $m_{rw_SiO_2} \approx 2.26$ kg.

- alumina Al₂O₃ weighing 8% of m_{cem} : $m_{AlO} = 39.2$ kg. Let the degree of extraction of the isolated alumina be 98%, then the mass of radioactive waste in it is: $m_{rw_AlO} = 0.8$ kg.

- hematite Fe₂O₃ weighing 4% of m_{cem} : $m_{FeO} = 19.6$ kg. Let the degree of hematite extraction be 86%, which we take from the possibilities of processing tailings dumps of an iron processing plant for the extraction of iron from ferruginous quartzites [33]. Then the mass of radioactive waste in hematite is: $m_{rw_FeO} = 2.75$ kg.

- quicklime CaO weighing 65% of m_{cem} : $m_{CaO} \approx 319$ kg. Most likely, when processing radioactive waste, they will immediately obtain calcium, but let us assume that the yield of CaO is approximately equal to the yield of calcium - 90% when it is obtained by the aluminothermic method [34]. Then the mass of radioactive waste in calcium oxide is: $m_{rw_CaO} \approx 31.9$ kg.

As a result, the remainder we get: $m_{res} = m_{rw} - (m_{rw_SiO_2} + m_{rw_AlO} + m_{rw_FeO} + m_{rw_CaO}) \approx 172$ kg of radioactive residue. A steel radioactive barrel, into which radionuclides diffused during the storage of radioactive waste and its own activity was also induced, melts and mixes with metal alloys used in space industry. It is also possible to obtain iron radioactive powders of various dispersion from this steel.

Let us assume that isolated radioactive chemical compounds and elements are mixed with non-radioactive analogues to reduce the specific activity to the level of waste

removed from regulatory control or to the level of very low-level waste VLLW according to classification abroad. That is, for example, radioactive silica with inclusions of radioactive waste is mixed with non-radioactive silica and the resulting mixture is then used in the production of materials for space equipment. The radioactive residue inevitably must be mixed with a non-radioactive charge as a modifier, which will either improve the properties of future materials or at least not worsen their properties.

Today, composites and alloys for space applications have been obtained that are resistant to radiation and even improve their properties when irradiated. Thus, a composite of a polypropylene matrix and a filler of Fe_2O_3 powder (7% by weight of the matrix) is resistant to radiation (its electrical conductivity does not change at large absorbed doses) and is used in electronics [35]. Radiation strengthening of SiO_2 quartz glasses up to absorbed doses of 1 MGy and an increase in the strength of a composite with a quartz glass filler after irradiation with a dose of 10^5 Gy were observed in [36]. In [37], strengthening of aluminum-magnesium alloys under low-intensity electron irradiation was observed. In [38], it was found that gamma irradiation with doses up to 10^4 Gy has no effect on the thermoelectric properties of the SiGe alloy, and damage from neutron irradiation with doses up to 10^{15} n/cm² is neutralized by heating the material. And so on. The creation of radioactive analogues of radiation-resistant materials will be a new scientific and technical result and direction. Since work with radioactive materials is robotic, it is of interest to create radioactive structural materials for robots working with RW.

Let us calculate how much non-radioactive charge is needed in order to obtain, after mixing the radioactive waste with it, a material with an activity corresponding to waste removed from regulatory control or corresponding to the activity of VLLW abroad. Let the total mass of RW $m_{\text{rw}} \approx 750$ kg, its specific activity $A_{\text{rw}} = 10^8$ kBq/kg (LLW), the final activity should be $A = 10^6$ kBq/kg (corresponds to the activity of VLLW). We also take into account that a steel barrel of RW, with the same specific activity A_{rw} , is melted down and added to the non-radioactive alloy in the form of a melt. Let us denote the mass of non-radioactive material (charge) as m_0 . Because the total activity before and after mixing should be the same, then from the formula:

$$A \cdot (m_{\text{rw}} + m_0) = m_{\text{rw}} \cdot A_{\text{rw}}$$

we find m_0 : $m_0 = m_{\text{rw}} \cdot ((A_{\text{rw}}/A) - 1) \approx 74$ tons. Let us assume that the entire automatic space installation that will need to be launched into space can be made from this very low-level radioactive material. Then this mass m_0 is less than the payload of the future Starship carrier, which is $100 \div 150$ tons [39]. That is, one Starship launch can dispose of two containers with LLW. Since 2010 there have been 334 Falcon9 launches with a 23 tons payload, 46 Dragon launches with a 6 tons payload, since 2018 year 9 Falcon Heavy launches with a 64 tons payload [40]. Assuming that the cheap Starship will be no less in demand, we can assume that 11 recycled LLW containers will be sent into space as a payload within 15 years. We assume that with the development of technology, the volume of recycled LLW launched into space will grow exponentially.

We can apply the same calculation for ILW ($A_{rw} = 10^{11}$ kBq/kg) assuming a decrease in specific activity by two orders of magnitude and find the same mass of non-radioactive material of 74 tons for mixing with ILW.

Before applying any technology to RW recycling, it is necessary to test this technology with non-radioactive material mixed with RW simulators - non-radioactive atoms of cesium, cobalt, manganese, etc. Having received information about the distribution of simulators in the final products, the rates of chemical reactions, side processes, etc., it is possible to estimate the final specific activity, the volumes of the initial non-radioactive charge, etc.

3. Quantitative cost estimates

Let us estimate the cost of processing one container of LLW (mass is around 750 kg, volume is 0.2 m^3), provided that the cost of sending the Starship payload is expected to be 200 \$/kg [6]. The cost of disposal (capital and operating costs) of long-lived LLW (and ILW) in Belgium is 235 thousand \$/m³ in 2009 prices [41] or \$47000 for one 200-liter barrel, or 63 \$/kg. Taking into account inflation, this cost already exceeds \$100/kg. The cost of disposal of non-heat-emitting LLW and ILW in Germany at 2016 prices is \$12320/m³ [41] or \$2460 for one 200-liter barrel, or \$3.3/kg. That is, the average in Europe is \$33/kg, or taking into account inflation is about \$50/kg. Considering that the burial time of LLW and ILW is 300 - 500 years and more than a thousand years for long living LLW and ILW, and the cost of sending a payload decreases by 4 - 5 times over 50 years [6], [42], we assume that by the end of this century the cost of disposal of 1 kg of LLW and ILW and the cost of launching the same mass into space will be equal.

The cost of HLW disposal in Belgium in 2009 prices is \$3.03 million/m³ [41] or \$607 thousand for one 200-liter barrel. Let us take the density of the vitrified HLW equal to 2500 kg/m³ [43], then the mass of a 200-liter barrel is 500 kg. As a result, the cost of HLW disposal in Belgium is \$1200/kg. The cost of HLW disposal in France in 2012 prices is 470 thousand \$/m³ [41] or 94 thousand \$ for one 200-liter barrel, or 190 \$/kg. On average in Europe, we will get \$1350/kg. That is, already now the cost of burying 1 kg of HLW and launching into space the same mass of cargo is approximately equal [42]. But in this case, the HLW will be passive ballast.

For prices for disposal of spent nuclear fuel we have [41]: Canada – 170 \$/kg (2015 prices), Spain – 340 \$/kg (2009 prices), Czech Republic – 270 \$/kg (2009 prices), Sweden – 350\$/kg (2009 prices), Finland – 770\$/kg (2017 prices). The world average is \$380/kg. It turns out that the cost of burying 1 kg of spent nuclear fuel is comparable to the cost of launching 1 kg into space on a Starship carrier [6]. But again, spent nuclear fuel will be passive ballast.

Since in the production of structural materials is now widely switching to additive technologies, where the initial raw material is powder, we will estimate the cost of recycling of cemented LLW and ILW based on the cost of the final product: micro- and nanopowders of CaO, SiO₂, Al₂O₃, Fe₂O₃. Prices from [44] for nanopowders (\$/kg): 2500 – CaO, 140 – SiO₂, 320 – Al₂O₃, 330 – Fe₂O₃; for micropowders: 14300 – CaO, 360 – SiO₂, 470 – Al₂O₃, 300 – Fe₂O₃. Averaging, taking into account the percentage composition of each chemical compound in the cement mixture, we get \$1390/kg. That is, the cost of producing 1 kg of powders from LLW and ILW is comparable to the cost of sending 1 kg of payload into space on modern carriers [42].

For the prices of powders that could be obtained from the vitrified HLW, we obtain from [44] for nanopowders (\$/kg): 140 – SiO₂, 4740 – B₂O₃, 2500 – CaO, 320 – Al₂O₃, 460 – TiO₂; for micropowders: 360 – SiO₂, 14300 – CaO, 470 – Al₂O₃, 254 – TiO₂. Averaging, taking into account the percentage composition of chemical compounds in glass, we get \$1270/kg. The same result as for LLW and ILW, but we must understand that processing HLW will cost significantly higher than for LLW and ILW.

4. Conclusion

In this work, we came to the conclusion that with the launch of Starship, sending 1 kg of HLW or spent nuclear fuel into space as passive ballast will be cheaper than storage them at disposal points. The cost of disposing of LHW and spent nuclear fuel has already become equal to the cost of sending 1 kg of cargo into space on modern carriers (Falcon9), which has not been indicated anywhere before. Reprocessing of the LLW and LLW, and with the development of technology in the future, spent nuclear fuels and HLW, in order to obtain radioactive powders and composites based on them, is advisable now for several reasons. Firstly, we get a new material with unknown properties. Secondly, we ensure the safety of future generations for hundreds and thousands of years to come from man-made disasters and terrorist attacks by creating radioactive equipment for working in space. Also, this will reduce the amount of RW that needs to be stored at disposal points and reduce the number of created radioactive waste disposal points and ultimately reduce them to zero.

References

- [1] Любач Д.В., Смирнова Е.А. Терроризм и наркотрафик в условиях перманентного вооруженного конфликта в современной Колумбии. *Азиатско-Тихоокеанский регион: экономика, политика, право*, 3, 2016, 135-148. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/terrorizm-i-narkotrafik-v-usloviyah-permanentnogo-vooruzhennogo-konflikta-v-sovremennoy-kolumbii>
- [2] Тенгизова Ж.А. Международный терроризм и оружие массового поражения. *Юридический журнал*, 4, 2014, 223-234. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/mezhdunarodnyy-terrorizm-i-oruzhie-massovogo-porazheniya>
- [3] Ливанова Л.О., Чикишева В.А. Психология современного терроризма. *Colloquium-journal*, 11(63), 2020, 174-175. DOI: 10.24411/2520-6990-2020-11762
- [4] Мусаева С.Д., Магдиева Н.Т. К вопросу об актуальных проблемах сохранения здоровья подрастающего поколения. *Вестник науки и образования*, 22(76), 2019, 44-46. DOI: 10.24411/2312-8089-2019-12201
- [5] Буткалюк В.А. Проблема социально-экономического неравенства в глобальном и национальном измерении. *Наука. Культура. Общество*, 27(4), 2021, 66-75. DOI: 10.19181/nko.2021.27.4.6
- [6] Bruno Venditti, Carmen Ang, Sam Parker “The Cost of Space Flight Before and After SpaceX” 2022 *Visual Capitalist online publisher*: <https://www.visualcapitalist.com/the-cost-of-space-flight/>
- [7] Kizka V.A. Nanocomposites and Semiconductor Devices Based on Recycled Radioactive Waste. *Preprints 2023*, <https://doi.org/10.20944/preprints202207.0188.v1>

[8] Гафарова В.В., Кулагина Т.А. Безопасные методы утилизации радиоактивных отходов. *Журнал Сибирского федерального университета. Техника и технологии*, 2016, 9(4), 585-597. DOI: 10.17516/1999-494X-2016-9-4-585-597

[9] Lebedev A. S., Eremyashev V. E., Rassomahin M. A., Korinevskaya G. G. Влияние защитного покрытия на процессы коррозии металлических контейнеров для иммобилизации высокоактивных радиоактивных отходов. *Радиоактивные отходы*, 2024, no.1 (26), pp. 47—56. DOI:10.25283/258-9707-2024-1-47-56.

[10] Шубабко О.Э. и др. Преимущества использования керамических матриц для иммобилизации радиоактивных отходов. *Труды Кольского научного центра*, 2-2(9), 2018, DOI: 10.25702/KSC.2307-5252.2018.9.1.911-913

[11] Guangxin Shen et al. Effect of nano-CaO particle on the microstructure, mechanical properties and corrosion behavior of lean Mg-1Zn alloy. *Journal of Magnesium and Alloys*, V. 12(2), 2024, 794-814. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jma.2022.12.009>

[12] Jingying Bai et al. Applications of magnesium alloys for aerospace: A review. *J. Magnes. Alloy*, 11(10), 2023, 3609-3619. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jma.2023.09.015>

[13] Hanieh Yeganeh et al. Enhanced oxidation and overheating resistance of the extruded Mg-Zn-Al-Mn magnesium alloy by Calcium addition. *J. Magnes. Alloy*, 11(4), 2023, 1276-1291. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jma.2023.03.004>

[14] Elchin Huseynova, Adil Garibova, Ravan Mehdiyeva. TEM and SEM study of nano SiO₂ particles exposed to influence of neutron flux. *J. Mater. Res. Technol.* 5(3), 2016, 213-218. DOI: <http://dx.doi.org/10.1016/j.jmrt.2015.11.001>

[15] Павленко В.И., Черкашина Н.И., Манаев В.А., Сидельников Р.В. Изменение морфологии и термооптических характеристик композита с кристаллическим диоксидом кремния при вакуумно-тепловом воздействии. *Вестник БГТУ*, 11, 2018, 83-90. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/izmenenie-morfologii-i-termoopticheskikh-harakteristik-kompozita-s-kristallicheskim-dioksidom-kremniya-pri-vakuumno-teplovom>

[16] Мустафаев Г.А. и др. Влияние технологических факторов на дефектность структур кремний на сапфире. *Электроника и электротехника*, 1, 2017, 7-15. DOI:10.7256/2453-8884.2017.1.22388

[17] Ахмедов Ф.И., Кулиев А.Д. Изучение электропроводности полимерных композитов на основе полипропилена с различным содержанием наполнителей α -Al₂O₃ и α -Fe₂O₃. *Электронная обработка материалов*, 49(5), 2013, 98–101. URL: <https://eom.ifa.md/en/journal/shortview/938>

[18] Батиенков Р.В., Бурковская Н.П., Большакова А.Н., Худнев А.А. Высокотемпературные композиционные материалы с металлической матрицей (обзор). *Труды ВИАМ*, 6-7(89), 2020, 45-61. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/vysokotemperaturnye-kompozitsionnye-materialy-s-metallicheskoj-matritsey-obzor>

[19] Долгополов В.Г. и др. Способы влияния на структуру и свойства алюминиевых сплавов, используемых в авиакосмической отрасли. *Вестник ПНИПУ*, 18(2), 2016, 50-63. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/strukturnye-osobennosti-gomogenizirovannogo-silumina-ispolzuemogo-v-aviakosmicheskoy-otrasli-s-modifitsirovaniem-i-bez-nego>

[20] Антипов В.В. Перспективы развития алюминиевых, магниевых и титановых сплавов для изделий авиационно-космической техники. *Авиационные материалы и технологии*, 5, 2017, 186-194. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/perspektivy-razvitiya-alyuminievyh-magnievyh-i-titanovyh-splavov-dlya-izdeliy-aviatsionno-kosmicheskoy-tehniki>

[21] R. Chaitra et al. Investigation of gamma shielding parameters of VMQ/W/TiO2 polymer composites. *Nuclear and Particle Physics Proceedings*, 339–340, 2023, 139-141. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nuclphysbps.2023.08.011>

[22] Garner J.C., Baker W.E., Braun W., Kim J. Sodium sulfur battery cell space flight experiment. 1995, *U.S. Department of Energy, Office of Scientific and Technical Information, official web-site*: <https://www.osti.gov/biblio/187010>

[23] Geoffrey A. Landis, Rachel Harrison. Batteries for Venus Surface Operation. *Journal of Propulsion and Power*, 26, 2010. DOI: <https://doi.org/10.2514/1.41886>

[24] Yingying Zhou et al. Preparation of boron nitride fiber by organic precursor method. *Results in Physics*, 7, 2017, 705-708. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.rinp.2016.12.004>

[25] Беліков С.Б., Волчок І.П., Мітяєв О.А., Плєскач В.М., Савченко В.О. Композиційні матеріали в авіабудуванні (огляд). *Нові матеріали і технології в металургії та машинобудуванні*, 2, 2017, 32-39. URL: <http://nmt.zntu.edu.ua/article/view/131033/126779>

[26] Zübeyde Özkan, Uğur Gökmen, Sema Bilge Ocak. Analyses of Gamma and Neutron Attenuation Properties of the AA6082 composite material doped with boron carbide (B₄C). *Radiation Physics and Chemistry*, 206, 2023, 110810. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2023.110810>

[27] Kizka, V. Recycled Radioactive Waste in the Space Industry. *Preprints 2022*, 2022050198. DOI: <https://doi.org/10.20944/preprints202205.0198.v1>

[28] Наимов Н.А. и др. Комплексная переработка каолиновых глин месторождения "Зидды". *Доклады Академии наук Республики Таджикистан*, 61(3), 2018, 286-292. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/kompleksnaya-pererabotka-kaolinovyh-glin-mestorozhdeniya-ziddy>

[29] Досмухамедов Н.К. и др. Технология комплексной переработки золы: технологические расчеты по переработке золы. *Наука и техника Казахстана*, 3, 2023, 133-144. DOI: <https://doi.org/10.48081/RTBP8301>

[30] Тимощик О.А. Комбинированный способ комплексной переработки отвального шлака комбината «Печенганикель». *Вестник Кольского научного центра*, 4(11), 2019, 69–74. DOI: 10.25702/KSC.2307-5228.2019.11.4.69-74

[31] Report of Dnipro National University named after Oles Honchar “Containers and materials for low and intermediate level radioactive waste management”. URL: <https://knute.edu.ua/file/MjA=/a482fa000fd437de8ee25d63ab1d88c6.pdf>

[32] Павленко В.И. и др. Контейнерная технология утилизации твердых радиоактивных отходов АЭС. *Вестник БГТУ*, 5, 2013, 165-169. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/konteynernaya-tehnologiya-utilizatsii-tverdyh-radioaktivnyh-othodov-aes>

[33] Шелепов Э.В., Игнатова Т.В. Выбор технологии получения гематитового концентрата из хвостов мокрой магнитной сепарации обогащательной фабрики ОАО

«Михайловский ГОК» по результатам лабораторных исследований и пилотных испытаний. *Горный информационно-аналитический бюллетень*, 10, 2013, 139-144. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/vybor-tehnologii-polucheniya-gematitovogo-kontsentrata-iz-hvostov-mokroy-magnitnoy-separatsii-obogatitelnoy-fabriki-oao-mihaylovskiy>

[34] Фалин В.В., Сухарев А.В. Термические методы получения металлического кальция. *Технические науки – от теории к практике*, 26, 2013. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/termicheskie-metody-polucheniya-metallicheskogo-kaltsiya>

[35] Ахмедов Ф.И. и др. Влияние гамма-облучения на электропроводность полимерных композитов полипропилена с оксидами алюминия и железа. *Электронная обработка материалов*, 49, 2013, 94-97. URL: <https://eom.ifa.md/ru/journal/shortview/992>

[36] Никулина О.В., Степанов В.А. Радиационные изменения оптических и механических свойств материалов на основе SiO₂. *Рос. Хим. Ж.*, 65(3), 2021, 51-56. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/radiatsionnye-izmeneniya-opticheskikh-i-mechanicheskikh-svoystv-materialov-na-osnove-sio2>

[37] Дмитриевский А.А., Ефремова Н.Ю., Гусева Д.Г. Микротвердость алюминий-магниевого сплава в условиях действия низкоинтенсивного бета-облучения. *Вестник ТГУ*, 7(5), 2012, 9-10. URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/mikrotverdost-alyuminiy-magnievyh-splavov-v-usloviyah-deystviya-nizkointensivnogo-beta-oblucheniya>

[38] Yixiao Li et al. Influence of fast neutron and gamma irradiation on the thermoelectric properties of n-type and p-type SiGe alloy. *Journal of Nuclear Materials*, 528, 2020, 151856. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2019.151856>

[39] SpaceX official site: <https://www.spacex.com/vehicles/starship/>

[40] SpaceX official site: <https://www.spacex.com/>

[41] Сорокин В.Т., Павлов Д.И. Стоимость захоронения РАО: зарубежные оценки. *Радиоактивные отходы*, 1(6), 2019, 46—55. URL: https://radwaste-journal.ru/docs/journals/6/6ithe_cost_of_radwaste_disposal_a_foreign_assessment.pdf

[42] Thomas G. Roberts “Space Launch to Low Earth Orbit: How Much Does It Cost?” Aerospace Security web-site: <https://aerospace.csis.org/data/space-launch-to-low-earth-orbit-how-much-does-it-cost/>

[43] Сорокин В. Т., Павлов Д. И., Кашеев В. А., Мусатов Н. Д., Баринов А. С. Научные и проектные аспекты остекловывания жидких радиоактивных отходов АЭС с ВВЭР-1200. *Радиоактивные отходы*, 2020, no. 2 (11), pp. 56—65. URL: https://radwaste-journal.ru/docs/journals/22/scientifi_c_and_design_aspects_of_liquid_radioactive_waste_vitrification.pdf

[44] <https://nanografi.com/>

ЦИФРОВИЙ ПАСПОРТ ОБ'ЄКТА ДОВКІЛЛЯ ДЛЯ КОНТРОЛЮ ПРОЦЕСІВ ВІДНОВЛЕННЯ У РАЗІ ЗАБРУДНЕННЯ

Кряжич Ольга,¹ Коваленко Олександр²

¹ Інститут телекомунікацій і глобального інформаційного простору
НАН України, м. Київ, Україна,

² Інститут ядерних досліджень НАН України, м. Київ, Україна,
economconsult@gmail.com

Анотація. Запропоновано новий підхід до розуміння цифрового паспорту об'єкта довкілля, запропоновано інструмент для оперативного створення цифрових паспортів. Такі електронні паспорти несуть в собі не лише зібрану та систематизовану інформацію, а й сервіси для обробки інформації, проведення оперативного моделювання, відслідковуванні дій інших дослідників, що працюють над спільною задачею.

В роботі було представлено підхід до реалізації такого інструменту на веб-платформі, описані основні особливості реалізації. А також подана логіка підходу до формування електронного паспорту об'єкта довкілля. Для користувача інструменту паспорт представлений як форма, в якій за графами внесена інформація у вигляді html-шаблону за кожним типом об'єкту. Первинний шаблон дозволяє переходити за ідентифікатором до більш поглибленої інформації за окремими пунктами або отримувати довідки щодо окремих позицій з розподіленого банку даних чи мережі в цілому. В базі паспортів окремий паспорт являє собою табличну форму, перехід до якої здійснюється за ідентифікатором. Ідентифікатор реалізовано за онтологіями з предметної області дослідження.

На основі запропонованого триває робота з реалізації цифрового паспорту для контролю процесів відновлення в рамках підготовки до робіт з довкіллям на деокупованих територіях України.

Екоцид в Україні, пов'язаний з повномасштабним вторгненням, призвів до значних втрат рослинного та тваринного світу, забруднення ґрунтів, води та повітря, для відновлення яких будуть потрібні нові технології, підходи та комплексні методи вирішення проблеми. В цьому дослідникам та фахівцям в галузі екології може допомогти новий інструмент обробки інформації, що дозволятиме створювати електронні паспорти об'єкта довкілля, який потребує відновлення.

Під паспортом об'єкту зараз розуміють стислу інформація про об'єкт дослідження, його характеристики та властивості, яка була представлена у вигляді строго структурованої таблиці.

За результатами даного дослідження пропонується розглядати паспорт об'єкта довкілля як інструменти обробки інформації з метою збору, систематизації, класифікації даних, порівняння, аналітики і представлення переробленої інформації на загал для візуалізації та подальшої роботи з нею.

По аналогії з порталом «Тритій на планеті Земля», що розроблявся раніше, пропонується виділяти інформацію для внутрішнього користування та зовнішнього представлення – тобто, розкриття певної екологічної інформації для інформування громадян про наслідки та процеси, що відбуваються в довіллі згідно діючого законодавства та розмежування з робочою інформацією, необхідною для прийняття рішень та досліджень у сфері екологічної безпеки.

Для створення цифрового паспорту об'єкта довкілля використовуються три інтегровані технології: «клієнт-сервер»; спільного використання ресурсів в глобальних мережах; універсального користувальницького спілкування у вигляді внутрішньої системи повідомлень.

Основний підхід до реалізації такого інструменту для створення електронного паспорту базується на наступних положеннях: формується розподілений банк даних та реалізується низка сервісів [1], що була розроблена раніше для сайту «Тритій на планеті Земля», а саме – 3D моделювання поверхні дослідження (як правило, це складна пересічена місцевість або місцевість з промисловою та інфраструктурною забудовою), додаток для моніторингу температурних коливань та додаток з моделювання розповсюдження деякої небезпечної речовини за низкою параметрів, які попередньо вводяться до таблиць бази даних системи або використовуються із розподіленого банку даних. В перспективі планується також використовувати технології штучного інтелекту для додаткового пошуку необхідної вузкоспрямованої інформації.

Для користувача інструменту паспорт представлений як форма, в якій за графами внесена інформація у вигляді html-шаблону за кожним типом об'єкту. Первинний шаблон дозволяє переходити за ідентифікатором до більш поглибленої інформації за окремими пунктами або отримувати довідки щодо окремих позицій з розподіленого банку даних чи мережі в цілому. В базі паспортів окремий паспорт являє собою табличну форму, перехід до якої здійснюється за ідентифікатором. Ідентифікатор реалізовано за онтологіями з предметної області дослідження.

Створений паспорт об'єкту на веб-сервісі обробки інформації реалізується на окремій сторінці HTML з використанням стилю CSS та елементів JavaScript. Варто зазначити, що інформацію для користувачів інтернету можна представити у традиційному вигляді Wiki-сторінок. Це дозволяє використовувати такі сторінки в подальшому у приватних та публічних базах знань, в тому числі, реалізованих у великих хмарних базах з дотриманням вимог до структуризації інформації та її постійної актуалізації. Wiki-сторінка вміщає в себе, декілька <div> блоків: блок-заголовку, блок-тексту та блок-таблиці. Блок-заголовку, утримує структуру заголовку, та основні дані для наслідування інших блоків. Блок-таблиця, яка є одним з найважливіших блоків, відображає стислу інформацію про обговорюваний об'єкт. Блок-тексту представлений у вигляді абзаців та підзаголовків, які створюють структуру документу, відповідно до коротких відомостей, представлених у паспорті об'єкту.

В якості джерела для систематизації та структуризації даних, як тих, що використовуються в сервісі обробки застосовано Державний класифікатор України «Класифікатор системи позначень одиниць вимірювання та обліку». Для створеної системи обрані ключові елементи: множини одиниць вимірювання для вибору зі списку та одиниці обліку для вибору зі списку при позначенні показників (як розрахункових, так і статистичних).

В цілому за підсумками проведеної роботи можна зробити наступні висновки:

1) Методологія побудови веб-сервісу обробки інформації апробована при створенні веб-порталу проекту «Третій на планеті Земля».

2) Реалізовані моделі та алгоритми, запатентований спосіб дослідження [2], також виконана реалізація окремих блоків для обробки інформації.

3) Пропонується розглядати цифровий паспорт об'єкта довкілля не у вигляді вихідної інформації, а як інструмент, який дозволяє проводити обробку інформації та первинне моделювання можливого розвитку події. Це підвищує оперативність роботи фахівців, які працюють над проблемами відновлення довкілля після катастроф та військових дій.

Список використаної літератури

1. Свідоцтво про реєстрацію авторського права на твір № 67750 «Комп'ютерна програма з реалізації способу опису забрудненої території «Випадкова точка» («Випадкова точка (Random point)»). Автори: Кряжич Ольга Олександрівна, Коваленко Олександр Васильович. Дата заявки: 12.07.2016. Дата реєстрації: 12.09.2016.

2. Кряжич О.О., Коваленко О.В. Спосіб дослідження екологічного стану території при техногенному забрудненні. Патент України на корисну модель 113110. Зареєстровано в державному реєстрі патентів України на корисні моделі 10.01.2017.

Resume

O. Kryazhych, O. Kovalenko

DIGITAL PASSPORT OF THE ENVIRONMENTAL OBJECT FOR CONTROL OF RECOVERY PROCESSES IN CASE OF CONTAMINATION

A new approach to understanding the digital passport of an environmental object is proposed, a tool for the rapid creation of digital passports is proposed. Such passports contain not only collected and systematized information, but also services for processing information, conducting operational modeling, and tracking the actions of other researchers working on a common task.

The paper presented an approach to the implementation of such a tool on a web platform, described the main implementation features. And the logic of the approach to the formation of the electronic passport of the environmental object is also presented.

For the user of the tool, the passport is presented as a form in which the columns contain information in the form of an html template for each type of object. The primary template allows you to navigate by identifier to more in-depth information on individual items or to get help on individual items from a distributed data bank or the network as a whole. In the passport database, a separate passport is a tabular form, which can be accessed by identifier. The identifier is implemented according to ontologies from the subject area of research.

On the basis of the proposal, work continues on the over development of a digital passport to control recovery processes as part of preparations for environmental work in the de-occupied territories of Ukraine.

ДОСЛІДЖЕННЯ МОЖЛИВОСТІ ВИКОРИСТАННЯ ГАММА-ВИПРОМІНЮВАННЯ ДЛЯ ВИЯВЛЕННЯ МІН

Машиністов В.Е., Балакін В.Ф., Рак П.В.

Український Державний Університет Науки та Технологій

Анотація: З метою забезпечення надійного і безпечного виявлення мін пропонується рішення, що базується на опроміненні ділянки місцевості. Ця ділянка досліджується на предмет наявності мін за допомогою гамма-випромінюванням, яке має високу проникну здатність. Під його дією в ґрунті створюється вторинне об'ємне джерело електромагнітних коливань. Це випромінювання розсіюється практично рівномірно по всіх напрямках, в тому числі і в зворотному. Розсіяні в ґрунті електромагнітні коливання приймаються детектором, в якості якого виступає скануючий гамма-спектрометр. Аналізуючи енергетичний спектр розсіяного гамма-випромінювання, можна визначити кількісний і якісний склад речовин, через які поширюються дане коливання.

Якщо опромінюється ґрунт, в якому знаходиться деякий об'єкт, який має фізико-хімічні характеристики інші, відмінні від ґрунту, в такому разі й отриманий сигнал буде мати інший енергетичний спектр. Отриманий гамма-спектр зворотного розсіяного сигналу порівнюється із гамма-спектром випромінювання відомих мін. На підставі цього приймається рішення про відсутність або наявності міни на території, що обстежується.

Результати проведених експериментів показали принципову можливість використовувати розсіяне гамма-випромінювання для виявлення, ідентифікації та локалізації мін. Оцінки показують, що використання гамма-випромінювання для виявлення мін дозволить обстежувати великі території за відносно невеликий проміжок часу при порівняно прийнятних масо-габаритних характеристиках обладнання та високому рівні безпеки виконання пошукових робіт.

Ключові слова: виявлення мін, гамма-випромінювання, опромінення, енергетичний спектр.

Вступ. По даним Державної служби України з надзвичайних ситуацій сьогодні наша держава перша у світі за площею замінованих територій. Потенційно небезпечними для життя і господарювання є 30% території України (174 тис. кв.км.). Взагалі проблема розмінування великих територій надзвичайно актуальна для всього людства. Відомі способи виявлення мін, що базуються на фіксації змін характеристик шару ґрунту (магнітних, електростатичних, теплових та інших), в якому знаходиться міна, складні, трудомісткі, мають невисокий темп пошуку і, головне, недостатньо надійні та безпечні [1,2,3].

Основний матеріал. З метою забезпечення надійного, безпечного і швидкого виявлення мін під поверхню землі пропонується технічне рішення, що базується на опроміненні ділянки території, яка досліджується на предмет наявності мін, гамма- випромінюванням. Це електромагнітне коливання, яке випромінюється ядрами атомів при їх радіоактивних перетворюваннях у вигляді високоенергетичних квантів, має високу проникаючу здатність. Зокрема, товщина шару половинного ослаблення гамма-випромінювання в ґрунті складає 10-14 см.

Вся енергія гамма-випромінювання поглинається речовиною, в якій воно поширюється, шляхом іонізації її атомів. Встановлено, що в середньому на один акт іонізації витрачається енергія гамма-випромінювання в 33,85 електрон-Вольт. Саме вказана властивість поширення гамма-випромінювання в речовині створює умови для реалізації способу виявлення мін, що пропонується, причому за допомогою відомих технічних засобів Для вирішення задач сформульованих в рамках підходу, що пропонується, до виявлення вибухонебезпечних речовин і, зокрема, мін, передбачається використовувати гамма-випромінювання з енергією $E\gamma$, яка не перевищує значення 2 МеВ. В цьому діапазоні енергій основними процесами, що супроводжують поширення гамма-випромінювання в речовині, є фотоэффект і ефект Комптона [4].

При фотоэффекті має місце повне поглинання гамма кванту, в результаті чого зв'язаний електрон атому вивільнюється і вся енергія гамма-кванту перетворюється в кінетичну енергію фотоелектрону.

Ефект Комптона - це процес розсіювання гамма-квантів на вільних електронах речовини і на електронах зовнішньої оболонки атому. В результаті цього гамма-квант передає електрону енергію E_e , яка є частиною від енергії $E\gamma$ і електрон покидає атом, а гамма-квант $E\gamma' = E\gamma - E_e$ зі зменшеною енергією поширюється далі, змінивши напрям свого руху на кут θ між напрямом руху падаючого і розсіяного гамма-кванту. В подальшому розсіяний гамма-квант може таким же чином послідовно взаємодіяти з іншими атомами речовини, в якій він поширюється. якщо його енергії буде достатньо для вибивання електрону із атому. Загалом при опроміненні речовини гамма-квантами з енергією порядку 1 МеВ, в середньому може бути десятки тисяч таких взаємодій. При кожній із них із атомів речовини вторинного джерела електромагнітних коливань вибивається електрон, змінюється напрям руху налітаючого гамма-кванту та зменшується його енергія.

Суть підходу, що пропонується, ілюструється за допомогою рис. 1. Ділянка земної поверхні опромінюється моноенергетичним первинним джерелом гамма-квантами з енергією $E\gamma$. В результаті багатократної взаємодії з атомами речовини

грунту, в ньому відтворюється вторинне об'ємне джерело гамма-випромінювання великого об'єму, спектр якого є суцільним, від енергії E_γ до 0. Вторинне випромінювання, на відміну від первинного, розсіюється рівномірно у всіх напрямках, в тому числі і в зворотному ($\theta=180^\circ$). Атоми речовини, в якій поширюються гамма-кванти, поглинають і практично зразу випромінюють енергію строго певного значення E_e для кожного із них. Це створює умови для визначення кількісного і якісного хімічного складу даної речовини. Описані процеси відображаються у вигляді спектру енергії розсіяного гамма-випромінювання, вимірюючи і аналізуючи який, можна здійснювати пошук, локалізацію і ідентифікацію об'єктів з відомими фізичними та хімічними властивостями.

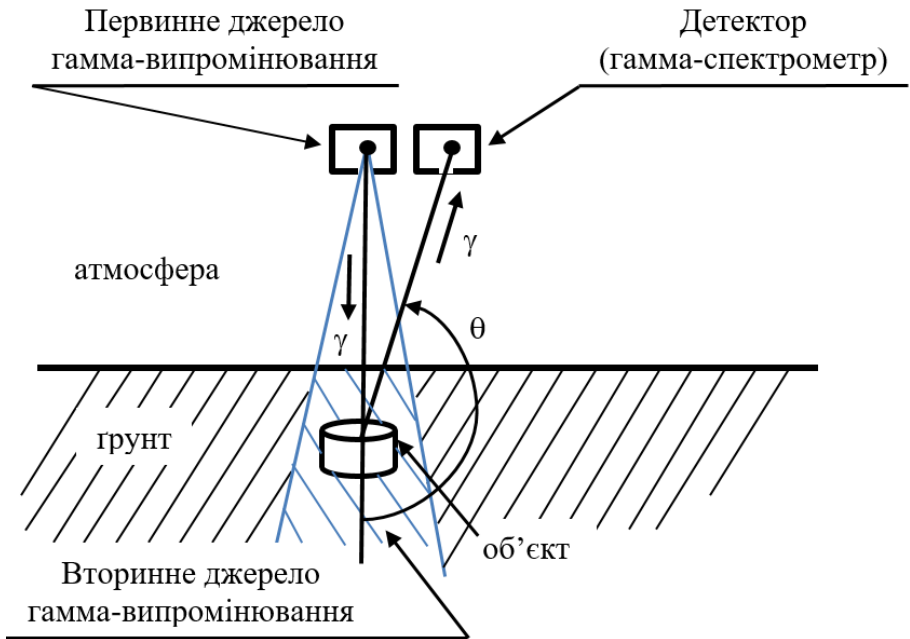


Рис. 1. Геометрія виявлення об'єктів в ґрунті

Так, коли опромінюється ґрунт, в якому знаходиться об'єкт, наприклад, міна, який має фізико-хімічні характеристики, які відмінні від характеристик навколишнього середовища, то він буде мати суттєво інший спектр гамма-випромінювання, ніж ґрунт. Цю властивість і пропонується використовувати для виявлення мін. Детектор (скануючий гамма-спектрометр) розміщується поряд із первинним джерелом, щоб запобігти попаданню в детектор прямого випромінювання від первинного джерела. Одержаний гамма-спектр зворотного розсіяного сигналу порівнюється із гамма-спектром випромінювання відомих мін,

на підставі чого приймається рішення про відсутність або наявність міни на території, що обслідується.

Для оцінки можливості використання підходу, що пропонується для виявлення мін, був проведений експеримент. Вид проби, яка використовувалась як вторинне джерело випромінювання, показаний на рисунку 2. Нижні дві третини ємності проби заповнювались в сумішню ґрунту та калійного добрива. Відомо, що в калійному добриві міститься радіоактивний ізотоп калій-40 в 0,012% кількості його маси. Цим джерелом опромінювались суміші різних речовин, якими заповнювалась верхня третина проби. Гамма-спектрометр розміщувався на поверхні проби.

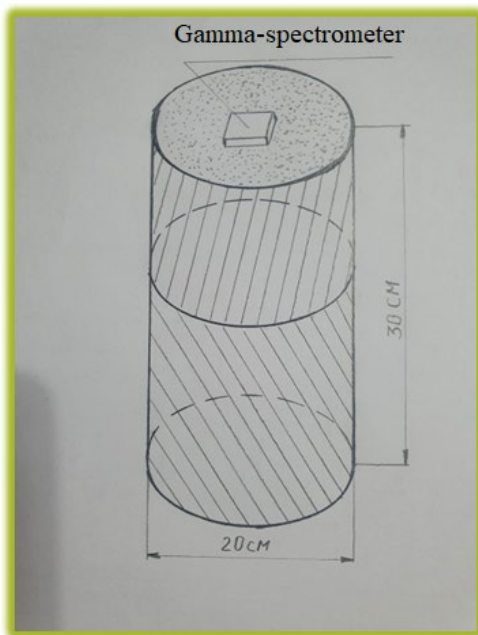


Рис.2 Модель проби

Деякі результати експериментів приведені на рис. 3, на якому показана якісна залежність кількості гамма-квантів, що потрапляють в канали спектрометра (ось Y) від енергії гамма-квантів, що випромінювались вторинним джерелом (ось X). На ньому спектри різних сумішей показані різними кольорами. Досліджувались калій і азот в складі відповідних добрив. Об'єкт-це імітатор вибухонебезпечних речовин, в склад яких, крім азоту, обов'язково входить вуглець (графіт). В експерименті використовувалась суміш саме цих елементів.

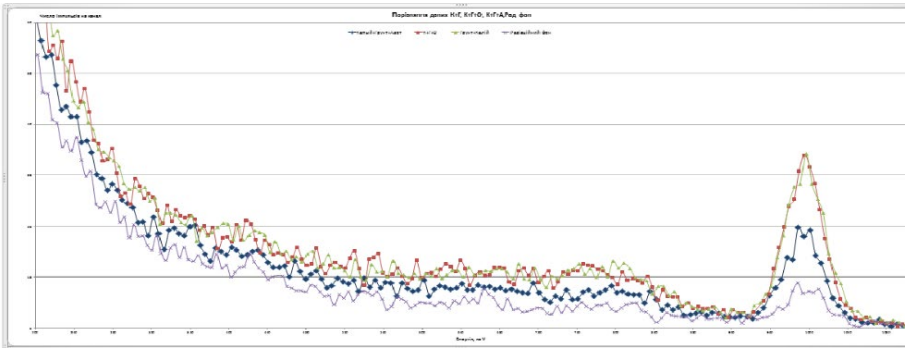


Рис. 3 Гамма-спектрограми (якісна залежність)

Із рис.3 видно, що для різних сумішей вид отриманих спектрограм різних. Зокрема, вони відрізняються видом і рівнем пагорбів і впадин на приведених залежностях. Таким чином, можна сподіватись, що пропонуванний підхід може використовуватися для виявлення мін. Тому потрібно і далі проводити дослідження в цьому напрямі, Тим більше, що для цього не потрібно вкладати значні кошти, При позитивних результатах це дасть можливість сформулювати вимоги до конкретних технічних засобів для виявлення мін, що може допомогти вирішити глобальну проблему очищення територій від них.

Результати експерименту показали, що в принципі можливо використовувати розсіяне гамма-випромінювання для виявлення та локалізації мін.

В подальшому необхідно провести натурні експерименти з використанням джерел гамма-випромінювання як на імітаторах мін, так і на їх реальних зразках. Також необхідно виявити можливості даного підходу в залежності від властивостей ґрунту та об'єктів, що знаходяться в них, характеристик джерела опромінення, а також по часу пошуку та точності виявлення їх місцезнаходження. Це дасть можливість сформулювати шляхи конкретних інженерних розробок, виходячи із фізико-технічних вимог та забезпечення потрібного рівня надійності пошуку мін та його безпечності.

Оцінки показують, що для отримання енергії гамма-випромінювання, достатньої для використання її в якості зондуючого сигналу при пошуку мін, достатньо маси радіонуклідів в декілька десятків міліграм.

Пристрій, в якому може бути реалізований запропонований підхід, складається з двох основних модулів: джерела, що генерує зондує гамма-випромінювання, яке має локальну систему радіаційного захисту, та скануючий гамма-спектрометр, який приймає зворотний сигнал у вигляді спектру електромігнітного випромінювання. На підставі аналізу спектральних характеристик робиться висновок щодо виявлення та ідентифікації мін. Завдяки скануванню поверхні, що досліджується, з частотою, наприклад, 50 Гц, створюються умови для отримання одного її енергетичного зображення за час не більш ніж 20 мсек.

Висновки. Використання гамма-випромінювання для виявлення мін дозволить досліджувати значні території за відносно невеликий проміжок часу при його прийнятних масогабаритних характеристиках. В цілому пошукові пристрої, які можуть бути розроблені з використанням гамма-випромінювання, можуть повністю відповідати вимогам, які пред'явлені ООН (International Standards for Humanitarian Mine Clearance Operations/-UN-1996).

Список літератури

1. Сравнительный анализ существующих методов обнаружения взрывоопасных предметов при проведении контртеррористических операций. А. И. Примакин, И. В. Кузнецов. Вестник СПУ МВД России , №4(44), 2009.
2. Возможность создания ИК-миноискателя, Осборн Р. «Электроника», 1963, №31, с.32-33.
3. Патент.RU2122224C1 Способ обнаружения мин в почве. О. А. Морозов, М. Ф. Воскобойник; 1998 г. МКИ Г01 В3/12.
4. А. Г. Исаев, С. М. Иевлев, А. С. Казимиров, Е. В. Чорный. Спектрометрия ионизирующих излучений. Учебное пособие; ИПБ АЭС НАН Украины; Киев,2021.

Foreword: *The solution based on irradiating a site is proposed for ensuring a reliable and safe detection of mines. An area is inspected for mines using a gamma radiation, which has a high penetrating capacity. Under its impact, a secondary volumetric source of electromagnetic oscillations is created in a soil. This radiation is scattered almost uniformly in all directions, including a back direction. Electromagnetic vibrations that are scattered in a soil are received by detector, which acts as a scanning gamma spectrometer. Analyzing an energy spectrum of scattered gamma radiation, it is possible to determine the quantitative and qualitative composition of substances through which this oscillation spreads.*

If an irradiated soil contains some objects that have the different physical and chemical characteristics against a soil, then the received signal will have a different energy spectrum. The obtained gamma spectrum of a backscattered signal is compared with the gamma spectrum of radiation of the mines etalons. Based on this, a decision is made about the absence or presence of a mine in the surveyed territory.

The results of the conducted experiments showed the fundamental possibility of using a scattered gamma radiation for detecting, identifying and localizing the mines. Assessments demonstrate that usage of gamma radiation for mine detection will allow surveying of large areas in a relatively short period of time with relatively acceptable weight and size characteristics of the equipment and a high level of safety in conducting the searching measures.

ЛАБОРАТОРНІ ДОСЛІДЖЕННЯ ВИКИДІВ ^{137}Cs ПРИ СПАЛЮВАННІ ЗАБРУДНЕНОЇ БІОМАСИ

Новіков А.М., Шинкаренко В.К

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

Вступ

Лісові пожежі та спалювання біомаси супроводжуються викидами в атмосферу аерозольних частинок, вуглекислого та чадного газів, а також парів широкого спектру органічних сполук [1, 2]. На радіоактивно забруднених територіях пожежі можуть спричинити викиди акумульованих радіонуклідів, що становить потенційну небезпеку. Оцінка таких викидів в атмосферу [3-8] та їхніх радіоекологічних наслідків як на місцевому, так і на глобальному рівнях, є предметом активних досліджень [9-16].

Спалювання біомаси, котре є одним з найпотужніших джерел генерації аерозольних часток у світі, ретельно вивчається з точки зору його радіаційного, геохімічного та екологічного впливу. Ці дослідження проводились у різних формах, включаючи лабораторні спалювання, натурні експерименти, дистанційне зондування й моделювання. Однак, різноманітність методів дослідження, ускладнює порівняння та аналіз результатів [17].

Аналогічна ситуація спостерігається і в області дослідження викидів радіонуклідів під час лісових пожеж на забруднених територіях. Зокрема, для ^{137}Cs , одного з головних компонентів радіоактивного забруднення біосфери, літературні дані про його частку, що потрапляє в атмосферу під час лісових пожеж, розходяться більш ніж на порядок. Так в роботі [3] проводили лабораторне спалювання різних видів палива рослинного походження з домішкою стабільного ^{133}Cs . В результаті викид цезію в атмосферу під час лісової пожежі, було оцінено в 40-70 % від його вмісту в паливі. В іншій роботі, де теж в лабораторних умовах спалювали лісовий опад, збагачений ^{133}Cs , у зібраних аерозольних частках було зафіксовано рівень викиду ^{133}Cs від 1% до 2,5% [4].

Метою даної роботи є огляд літературних даних щодо викидів Cs при спалюванні забрудненої біомаси та експериментальна перевірка впливу режиму горіння на ефективність цього процесу.

Вхідні дані та методи дослідження

Для дослідження була використана проба лісової підстилки з зони відчуження ЧАЕС, відібрана поблизу с. Копачі. Проба після витримання в сухому приміщенні і досягнення повітряно-сухої вологості була старанно перемішана і розділена на кілька частин масою 50 - 60 грамів. Після визначення активності ^{137}Cs за допомогою напівпровідникових спектрометрів *SBS* та *Camberra* частини проби були спалені в умовах полум'яного та тліючого режимів

горіння в спеціально виготовленій пічці, що забезпечувала повне уловлювання димових часток на пористому скляному фільтрі [18]. Для створення полум'яного режиму горіння пробу розпушували й запалювали знизу крізь колосникову сітку. Для забезпечення ж переважно тліючого горіння пробу злегка обтискували, під пробу на колосникову сітку вкладали листок цигаркового паперу, а саму пробу підпалювали зверху.

Результати та обговорення

Виявлені в літературі дані щодо лабораторних визначень атмосферних викидів Cs при спалюванні забруднених матеріалів рослинного походження наведені в табл. 1. Спробуємо пояснити наявні розбіжності визначень відсотків викиду Cs. Здавалося б, що завдяки контрольованим умовам лабораторного спалювання, результати, одержані різними дослідниками, повинні були б бути більш близькими. На наш погляд існує кілька причин таких розбіжностей.

Насамперед це невизначеність терміну "викид з димом". Справа в тому, що аерозольні частки в димі від спалювання органічних решток являють собою суміш дрібних, переважно субмікронних часток конденсаційного походження, більш крупних агрегатів таких часток (зазвичай діаметром 2,5 - 15 мкм), грубих (2 - 20 мкм) та гігантських частинок попелу діаметром до міліметра і більше [1, 1717]. І якщо субмікронні частки здатні до трансграничного і навіть трансконтинентального перенесення вітром, то гігантські частки попелу випадають, як правило, поблизу місця пожежі. Залежно від мети дослідження та конструктивних особливостей задіяного обладнання, цей термін може набувати різного змісту – починаючи від фракцій аерозольних часток певного розміру й до того, що не залишилося в золі те й вилетіло з димом.

У разі визначення відсотку викиду по залишку в золі до викиду з димом поряд з власне димовими аерозольними частками зараховуються усі частинки попелу, що покинули зону горіння. Існує також ризик завищення результату внаслідок втрат частини золи на етапі від закінчення спалювання до вимірювання її активності. Так, деяка частина золи неминуче залишається в контейнері для спалювання, частина може бути втрачена в процесі пересипання, при відкритому спалюванні частина золи розноситься вітром, і т.п. Як видно з табл. 1 незважаючи на вказані недоліки метод набув широкого поширення завдяки простоті технічної реалізації.

Таблиця 1. Результати визначення частки викинутих в атмосферу радіонуклідів при спалюванні біомаси.

Об'єкт дослідження	Методика дослідження	Спосіб визначення	% Cs в повітрі	Літ.
Дерево, сосна, дошки з корою, окроплені розчином солі Cs перед спалюванням	Додавання стабільного ^{133}Cs до палива. Відкрите спалювання. Дрова – вогнище у великому контейнері, солома - валок з контейнерами для збору золи під валком.	Вміст ^{133}Cs у паливі мінус вміст у золі	89	3
Дерево, осика, дошки з корою, окроплені розчином солі Cs та витримані протягом доби перед спалюванням			44	
Солома (три спалювання)			7; 60; 35	
Сумарна оцінка викиду при спалюванні рослинності під час польової пожежі (деревина, солома, торф та зелені рослини).			40-70	
Забруднені лісові горючі матеріали	Спалювання в пічці, відбір частини димового потоку	Об'ємна активність ^{137}Cs у димі	3-5*	8
Поверхнева підстилка та гілки	Спалювання малих наважок (≈ 50 мг) забруднених матеріалів у трубчатій печі при 800°C .	Активність ^{137}Cs в аерозольних частках	45±7	5
Гілки вільхи			77±9	
Листя вільхи			92±5	
Органічний ґрунт			2,4±0,5	
Хвоя сосни			^{133}Cs на фільтрі	1-2,5
Торф, тління	0			

Хвоя сосни	Додавання стабільного ^{133}Cs до палива. Відкрите спалювання, відбір аерозолю на висоті 15 м	Вміст ^{133}Cs у паливі мінус вміст у золі	40-50	
Бореальний ліс. Суха лісова підстилка.	Моделювання умов верхової пожежі, нагрівання зразка ПЧ випромінюванням.	Активність ^{137}Cs в паливі мінус активність в золі	29	6
Органічний ґрунт (потенційно можливі значення)			< 37	
Органічний ґрунт (вміст кисню в повітрі 21%)			49,6±7,5	7
Органічний ґрунт (вміст кисню в повітрі 5-13%)			14,3±13,2	
Торф			< 39	6
Торф (вміст кисню в повітрі 21%)			31,4 ± 2,1	7
Торф (вміст кисню в повітрі 5-13%)			7,6 ± 6,3	
Лісова підстилка (соснові голки, тощо) зібрані в зоні відчуження ЧАЕС	спалювання в піщці, полум'яне горіння	повне уловлювання диму, активність на фільтрі	8,7	**
	спалювання в піщці, тліюче горіння		<1	

8

* Автори наводять цифри без пояснення способу їхнього одержання, ** - дана робота.

Встановлено, що відсоток викинутого в атмосферу Cs значно зростає з підвищенням температури спалювання чи нагрівання золи [3, 5, 17, 19]. Це пов'язано з процесами утворення та випаровування летких сполук Cs з подальшою конденсацією їхніх парів на аерозольних частках по мірі охолодження диму. Такими леткими і стійкими за характерних для полум'я умов сполуками Cs насамперед є його галогеніди. На рис. 1 представлені залежності тиску насичених парів галогенідів деяких лужних металів від температури. Бачимо, що галогеніди цезію більш леткі порівняно з елементами аналогами – калієм і рубідієм і що найбільш летким серед них є йодид цезію. Щоправда ймовірність утворення такої сполуки досить низька через низьку концентрацію атомів йоду в навколишньому середовищі. Але відмінність у пружності парів для хлориду цезію не така вже й велика.

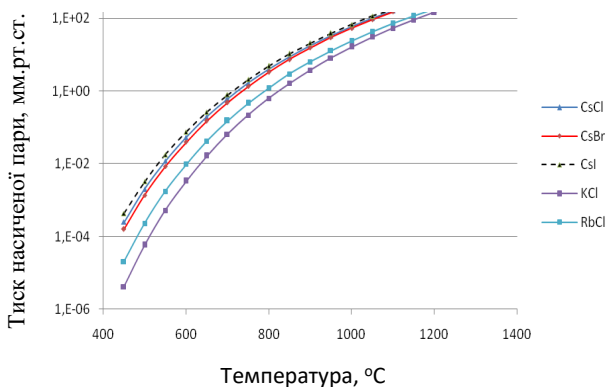


Рис. 1. Залежність тиску насиченої пари галогенідів деяких лужних металів від температури [20].

Концентрація атомів Cs в рослинній масі мала в порівнянні з вмістом інших елементів, у процесі згорання атоми Cs входять до складу зольних сполук у вигляді домішки. Нагрівання золи буде супроводжуватись зсувом рівноваги реакцій в бік утворення летких сполук, які будуть покидати зону реакції. Цей процес в твердому середовищі контролюється дифузією і, отже, буде пришвидшуватись з ростом температури та часу перебування золи в зоні нагрівання. Основним компонентом деревної золи є оксифосфат кальцію - $\text{Ca}_2\text{O}(\text{PO}_4)_2$. Утворення самостійних фаз цезію не було виявлено навіть у разі штучного збільшення його вмісту в золі до 10%. Зі збільшенням температури термообробки до 700 °C спостерігається часткове руйнування фосфатів, яке корелює зі зменшенням вмісту цезію в золі. В інтервалі температур 20 - 500 °C цезій перебуває у складі золи [19].

Ще більша різниця у відсотках викиду (іноді більш ніж на порядок) спостерігається при переході від полум'яного горіння до тліючого [3-5, 7, 14, 17]. Цьому сприяють два фактори – по перше – зниження температури горіння, по

друге – зона тління як правило вкрита шаром більш холодного попелу, який може виступати субстратом для конденсації парів сполук цезію. Так в нашому експерименті при спалюванні лісової підстилки на аерозольному фільтрі осіло 8,4 % активності ^{137}Cs для полум'яного режиму горіння і менше 1 % для тліючого.

В процесі горіння під дією високих температур відбувається піроліз органічного палива з утворенням широкого спектру органічних сполук в газоподібному стані. Згорання цих сполук і утворює полум'я. Коли з целюлозного палива вивітряється більшість летючих речовин починається тліюче горіння, яке по своїй суті є поверхневим процесом. Кисень дифундує до поверхні і екзотермічно реагує з вуглецем при температурі $>440^\circ\text{C}$ з утворенням чадного газу CO . При підвищенні температури до $640\text{--}710^\circ\text{C}$, і наявності кисню CO може окислюватись до CO_2 [17].

Дрібні частинки палива з високим співвідношенням поверхні до об'єму, нещільно упаковане паливо і низький вміст вологи сприяють полум'яному горінню. Трава, листя, нещільно упакована підстилка і дрібні деревні уламки мають схильність переважно до полум'яного горіння за умови помірного або низького вмісту вологи. Тління є важливим процесом при згоранні деревного палива великого діаметру, домінуючим при горінні дернини, органічного ґрунту і торфу. Відносна частка тліючого горіння збільшується зі збільшенням вологості палива [1].

Для тління характерні більш низькі температури горіння, неповне згорання органічних продуктів піролізу палива а також значне зростання вмісту чадного газу в продуктах згорання, що говорить про дефіцит кисню в зоні горіння. Тління супроводжується появою густого білого диму, аерозольні частки якого часто рідкі або напіврідкі, вони містять воду та широкий спектр органічних речовин (так званий білий вуглець). В якості індикатора співвідношення полум'яне горіння – тління широко використовується модифікований коефіцієнт згорання /МКЗ, MCE, modified combustion efficiency/:

$$\text{МКЗ} = \frac{C_{\text{CO}_2}}{C_{\text{CO}} + C_{\text{CO}_2}}$$

де CO і CO_2 – концентрації чадного та вуглекислого газу в продуктах згорання, відповідно [1].

У лісових пожежах процеси горіння - займання/дистиляція, полум'я, тління і тління/окислення вугілля - відбуваються одночасно і часто в безпосередній близькості [1]. Лабораторне спалювання може бути застосоване для дослідження кожного з цих процесів, але не їх сукупності. Крім того, камери згорання не можуть адекватно відтворити розмір пожежі, температуру та вентиляцію [17].

Оскільки температура та час нагрівання визначається впливом ряду факторів, насамперед складом палива, його вологістю та щільністю

розташування, а також надходженням повітря, можна зробити висновок, що для тієї ж ділянки лісу, при тому ж рівні забруднення, викид ^{137}Cs з димом за різних умов (вологість, насамперед підстилки, напрям та сила вітру) буде суттєво різним. До цього ж потрібно врахувати, що основна активність ^{137}Cs в лісах зони відчуження зосереджена саме в підстилці, для якої співвідношення горіння/тління, в залежності від умов спалювання здатне змінюватись в широких межах.

Висновки

Виявлені в літературі розбіжності щодо визначення коефіцієнта емісії Cs під час лабораторних спалювань найбільш ймовірно пов'язані з відмінностями у дисперсному складі досліджених фракцій диму, використанням методики визначення викиду по залишку у золі, а також відмінностями у режимах горіння, обумовленими конструкційними особливостями камер згорання та варіаціями в паливних матеріалах.

Коефіцієнт викиду ^{137}Cs навіть для тієї ж ділянки лісу буде змінюватись в залежності від типу пожежі, режиму горіння та його температури, які значною мірою будуть визначатись вологістю горючих матеріалів та надходженням кисню в зону горіння, відповідно швидкістю та напрямком вітру.

Лабораторне спалювання може бути застосоване для дослідження окремих процесів горіння, але воно не може характеризувати вкладів цих окремих процесів в ході реальної пожежі. Крім того, камери згорання не можуть адекватно відтворити розмір пожежі, температуру і вентиляцію.

Перелік посилань

1. Peterson D. L. Wildland Fire Smoke in the United States: A Scientific Assessment / D. L. Peterson, S. M. McCaffrey, T. Patel-Weynand. // Springer Nature, 2022. - 341 p. <https://library.oapen.org/bitstream/handle/20.500.12657/57899/978-3-030-87045-4.pdf?sequence=1>

2. Koppmann R. A review of biomass burning emissions, part I: gaseous emissions of carbon monoxide, methane, volatile organic compounds, and nitrogen containing compounds / R. Koppmann, K. Von Czapiewski, J. S. Reid. // Atmospheric chemistry and physics discussions 5.5 – 2005. - 10455-10516. <https://acp.copernicus.org/preprints/acpd-2005-0301/acpd-5-10455-2005.pdf>

3. Amiro B. D. Burning radionuclide question: What happens to iodine, cesium and chlorine in biomass fires? / B. D. Amiro, S. C. Sheppard, F. L. Johnston, W. G. Evenden, D. R. Harris // The Science of the Total Environment. – 1996. – Vol. 187. – pp. 93-103. [https://doi.org/10.1016/0048-9697\(96\)05125-X](https://doi.org/10.1016/0048-9697(96)05125-X)

4. Hao W. M. Cesium emissions from laboratory fires / W. M. Hao, S. Baker, E. Lincoln, S. Hudson, S. D. Lee, P. Lemieux // Journal of the Air & Waste Management Association. - 2018. - Vol. 68 (11). - pp. 1211-1223. <https://www.tandfonline.com/doi/pdf/10.1080/10962247.2018.1493001>

5. Zhou L. J. Distribution of radionuclides between atmosphere and ash during combustion of contaminated vegetation / L. J. Zhou, R. Rao, E. Corcoran, D. Kelly //

Journal of environmental radioactivity. – 2016. - Vol. 165, pp. 159-167.
https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/49/103/49103588.pdf

6. Martinsson J. Experimental wildfire induced mobility of radiocesium in a boreal forest environment / J. Martinsson, G. Pédehontaa-Hiaa, V., D. Madsen, C. Rääf // Science of the Total Environment. - 2021. - 792, 148310.
<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0048969721033817>

7. Martinsson J. Influence of variable oxygen concentration on the combustion derived release of radiocesium from boreal soil and peat / J. Martinsson, G. Pédehontaa-Hiaa, V., D. Madsen, C. Rääf // Science of the Total Environment. – 2022. - 815, 152725. <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0048969721078049>

8. Дворник А. М. Радиоактивные продукты горения / А. М. Дворник, А. А. Дворник // Проблемы лесоведения и лесоводства: Сборник научных трудов ИЛ НАН Беларуси. Выпуск 74. - Гомель: Институт леса НАН Беларуси. - 2014. С. 431-435.

9. Yoschenko V. I. Resuspension and redistribution of radionuclides during grassland and forest fires in the Chernobyl exclusion zone: part I. Fire experiments / V. I. Yoschenko, V. A. Kashparov, V. P. Protsak, S. M. Lundin, S. E. Levchuk, A. M. Kadygrib, S. I. Zvarich, Yu. V. Khomutinin, I. M. Maloshtan, V. P. Lanshin, M.V. Kovtun, J. Tschiersch / Journal of Environmental Radioactivity V. 86, Issue 2, 2006, P.143-163.

https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/52/067/52067297.pdf

10. Yoschenko V. I. Resuspension and redistribution of radionuclides during grassland and forest fires in the Chernobyl exclusion zone: part II. Modeling the transport process / V. I. Yoschenko, V. A. Kashparov, S. E. Levchuk, A. S. Glukhovskiy, Y. V. Khomutinin, V. P. Protsak, J. Tschiersch // Journal of Environmental Radioactivity. –2006. Vol. 87(3), pp. 260-278.
https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/52/067/52067292.pdf

11. Sydorenko, V. Distribution and influence of forest fires on the ecological and radiation situation in radioactively contaminated areas. / V. Sydorenko, S. Yeremenko, V. Vambol, S. Vambol, L. Poberezhna // Procedia Structural Integrity. - 2022. Vol. 36, pp. 318-325.
<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S2452321622000427/pdf?md5=c9fe036aec2ad12f4f00f157d28476ee&pid=1-s2.0-S2452321622000427-main.pdf>

12. Newman-Thacker F. Investigating the drivers of the unprecedented Chernobyl Power Plant Wildfire in April 2020 and its effects on 137Cs dispersal / F. Newman-Thacker, L. Turnbull // Natural hazards. - 2021. Vol. 109(2), pp. 1877-1897.
<https://link.springer.com/article/10.1007/s11069-021-04902-7>

13. Пазухин, Э. М. Лесной пожар как фактор перераспределения радионуклидов чернобыльского генезиса в окружающей среде / Э. М. Пазухин, А. А. Боровой, Б. И. Огородников // Радиохимия. – 2004. т. 46(1), С. 93-96.
http://www.physchembio.ru/mediafiles/journals/9_journal/issues/2004_46_1/R_2004_46_1_93-96.pdf

14. Kashparov V. A. Forest fires in the territory contaminated as a result of the Chernobyl accident: radioactive aerosol resuspension and exposure of fire-fighters. / V. A. Kashparov, S. M. Lundin, A. M. Kadygrib, V. P. Protsak, S. E. Levchuk, V. I.

Yoschenko, V. A. Kashpur, N. M. Talerko // Journal of environmental radioactivity. – 2000. – Vol. 51(3), pp. 281-298. [https://doi.org/10.1016/S0265-931X\(00\)00082-5](https://doi.org/10.1016/S0265-931X(00)00082-5)

15. Talerko M. M. Evaluation of radioactive air contamination due to a forest fire within the Exclusion Zone on June 5–8, 2018. / M. M. Talerko, T. D. Lev, S. I. Kireev, V. O. Kashpur, G. G. Kuzmenko // Ядерна енергетика та довілля. - 2019. вип. 2, С. 47-57. <https://scholar.archive.org/work/fs6egep7wbchrfvzmlui7rn4dq/access/wayback/http://npe.org.ua/wp-content/uploads/2019/09/N2-49-59.pdf>

16. Paatero J. Resuspension of radionuclides into the atmosphere due to forest fires / J. Paatero, K. Vesterbacka, U. Makkonen, K. Kyllönen, H. Hellen, J. Hatakka, P. Anttila, // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. - 2009. Vol. 282(2), pp. 473-476. <https://doi.org/10.1007/s10967-009-0254-9>

17. Reid J. S. A review of biomass burning emissions, part II: Intensive physical properties of biomass burning particles. / J. S. Reid, R. Kopppmann, T. F. Eck, D. P. Eleuterio. // Atmos. Chem. Phys. Discuss., 4, 5135–5200, 2004 DOI: 10.5194/acp-5-799-2005 · <https://acp.copernicus.org/articles/5/799/2005/>

18. Шинкаренко В. К. Патент на корисну модель № 153772. Пристрій для спалювання твердих матеріалів і відбору проб для аналізу речовин, що містяться в диму. / В. К. Шинкаренко, А. М. Новіков. <https://sis.nipo.gov.ua/uk/search/detail/1755183/>

19. Белкин Ф. В. Цезийсодержащие фазы в древесных золах чернобыльского района. / Ф. В. Белкин, С. В. Габелков, Р. В. Тарасов, Н. С. Полтавцев, Л. М. Литвиненко, Т. П. Рыжова. // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля вип. 11 2009 С.136-141. <http://dspace.nbuv.gov.ua/bitstream/handle/123456789/7417/18-Belkin.pdf?sequence=1>

20. Vapour Pressure Chart, accessed on January 12, 2015. <http://luxel.com/wp-content/uploads/2013/04/Luxel-Vapor-Pressure-Chart.pdf>

LABORATORY STUDIES OF ¹³⁷CS EMISSIONS FROM BURNING CONTAMINATED BIOMASS

Forest fires and biomass burning in radioactively contaminated areas pose a potential threat of atmospheric emissions of accumulated radionuclides. The paper reviews the literature on Cs emissions from laboratory burning of contaminated biomass and presents the results of comparing ¹³⁷Cs emissions in burning and smoldering modes obtained by the authors. A sample of forest litter collected in the Chernobyl Exclusion Zone was burned in a specially designed furnace in flame and smoldering modes. During flame combustion, 8.4% of ¹³⁷Cs activity was recorded on the aerosol filter, while only 0.2% was released for the other part of the same sample during smoldering. The result is in good agreement with the known literature data and demonstrates a strong dependence of ¹³⁷Cs emissions on the combustion mode. The identified discrepancies in the emission factors described in the literature can be explained by the difference in the dispersed composition of the studied smoke fractions, as well as the use of a not entirely correct methodology for determining the emission

activity, in which all activity losses during the experiment can be automatically attributed to smoke emission. It is concluded that under different initial conditions of a forest fire, ^{137}Cs emission factors, even for the same forest area, can be significantly different.

ВИЛУГОВУВАННЯ УРАНУ І РАДІОНУКЛІДІВ З ҐРУНТІВ ЛОКАЛЬНОЇ ЗОНИ ОБ'ЄКТА «УКРИТТЯ»

Одінцов О.О.

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36-а, Чорнобиль, 07270, Україна, oodoin@ukr.net

Визначення джерел надходження природних радіоактивних елементів (урану, торію, радію та ін.) і штучних радіонуклідів (Sr-90 , Cs-137 , $\text{Pu-238,239,240,241}$ і Am-241) в поверхневі і ґрунтові води необхідно для прийняття рішень по мінімізації цих процесів, особливо це важливо для ближньої зони ЧАЕС. Моніторинг вмісту урану і радіонуклідів в ґрунтовій воді, відібраної з спостережних свердловин розташованих в локальній зоні (ЛЗ) об'єкта «Укриття» (ОУ), показує що в деяких свердловинах при значному збільшенні рН і концентрації гідрокарбонатів і карбонатів спостерігається значне збільшення концентрації урану і об'ємних активностей радіонуклідів Sr-90 , Pu-238,239,240 і Am-241 . Надходження радіонуклідів в ґрунтові води можливо з кількох джерел, наприклад вилуговування чи розчинення урану і радіонуклідів з активного шару ґрунту з яким контактує вода.

В доповіді представлені данні по вилуговуванню урану і радіонуклідів з ґрунту, відібраному при будівництві північної стрічки фундаменту нового безпечного конфайнменту (НБК) - ОУ. Вилуговування радіонуклідів з зразків ґрунту проводили лужними розчинами NaOH з концентрацією від 0,001 до 0,1 моль/л і розчинами NaHCO_3 та Na_2CO_3 з концентрацією по іонам HCO_3^- і CO_3^{2-} до 1000 мг/л. Вилуговуючі розчини мали лужність з значенням рН від 8 до 11 та іонною силою 1 – 60 ммоль/л. Лужні та карбонатні розчини добре вилуговували з дослідженого піщаного ґрунту радіонукліди урану - 234,238, стронцію-90, плутонію-238,239,240 і америцію -241.

Методом послідовних екстракцій визначено кількість водорозчинних, обмінних, карбонатних і кислото розчинних форм урану, продуктів ділення (^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{154}Eu) і трансуранових елементів (^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{244}Cm) в ґрунті локальної зони об'єкту «Укриття». Значна кількість ^{90}Sr знаходиться у вигляді карбонатних сполучень розчинних в слабо кислому середовищі при рН 4,8. Радіонукліди плутонію ^{238}Pu і $^{239+240}\text{Pu}$ в ґрунтах ЛЗ знаходяться в кислото розчинних формах, а також пов'язані з аморфними окислами заліза та алюмінію.

LEACHING OF URANIUM AND RADIONUCLIDES FROM THE SOIL OF THE “SHELTER” OBJECT LOCAL ZONE

Odintsov Oleksii

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants NAS of Ukraine,
Kirova str., 36a, Chernobyl, 07270, Ukraine, oodind@ukr.net*

Determining the sources and speciation of natural radioactive elements (uranium, thorium, radium, etc.) and artificial radionuclides (Sr-90, Cs-137, Pu-238,239,240,241 and Am-241) in surface and ground water is necessary for making decisions to minimize these processes, especially this is important for the near zone of the ChNPP.

Monitoring of the content of uranium and radionuclides in groundwater taken from observation wells located in the local zone (LZ) of the "Shelter" object (SO) shows that in which wells, with a significant increase in pH and the concentration of hydrocarbons and carbonates, a significant increase in the concentration of uranium and volumetric activities of radionuclides Sr-90, Pu-238,239,240 and Am-241.

Inflow of radionuclides into groundwater is possible from several sources, such as leaching or dissolution of uranium and radionuclides from the active layer of the soil with which the water is in contact.

The report presents data on the leaching of uranium and radionuclides from the soil taken during the construction of the northern strip of the foundation of the new safe confinement (NSC) - SO.

Leaching of radionuclides from soil samples was carried out with alkaline solutions of NaOH with a concentration of 0.001 to 0.1 mol/l and solutions of NaHCO₃ and Na₂CO₃ with a concentration of HCO₃⁻ and CO₃²⁻ ions up to 1000 mg/l.

The leaching solutions had alkalinity with a pH value from 8 to 11 and an ionic strength of 1 to 60 mmol/l.

Alkaline and carbonate solutions leached uranium-234,238, strontium-90, plutonium-238,239,240 and americium-241 radionuclides from the investigated sandy soil.

The water-soluble, exchangeable, carbonate and acid-soluble forms of uranium, fission products (90Sr, 137Cs, 154Eu) and trans-uranium elements (238Pu, 239+240Pu, 241Am, 244Cm) in the soil of the local area of the SO was determined by the method of sequential extractions.

A significant amount of 90Sr is in the form of carbonate compounds soluble in a weakly acidic medium at pH 4.8. Radionuclides plutonium 238Pu and 239+240Pu in the soils of LZ are in acid-soluble forms and are also associated with amorphous oxides of iron and aluminum

Keywords: *uranium, radionuclides, leaching, sequential extraction, soil, “Shelter” object.*

ДОСЛІДЖЕННЯ РАДІОАКТИВНОГО АЕРОЗОЛЮ ВІДБРАНОВОГО ПРИ ВИКОНАННІ РОБІТ В ПРИМІЩЕННЯХ ОБ'ЄКТА «УКРИТТЯ»

Одінцов О.О., Паламар Л.А., Сабенін П. В.

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36- а, Чорнобиль,
07270, Україна, oodoin@ukr.net

Представлені експериментальні данні визначення дисперсного і радіонуклідного складу радіоактивного аерозолю відбраного при виконанні робіт в 2023 р в приміщеннях на нижніх позначках об'єкту "Укриття" (ОУ). Встановлення арки НБК у проектне положення зумовило зміни режиму надходження води в під покрівельний простір ОУ. Змінилися умови вентиляції приміщень ОУ та температурно-вологісного режиму в ньому. Це привело до значних змін умов утворень радіоактивного аерозолю у приміщеннях комплексу НБК-ОУ. Основні джерела утворення радіоактивного аерозолю в приміщеннях НБК-ОУ це деградація і руйнування паливо вмисних матеріалів, руйнування поверхневого шару (бетону, фарбового покриття, металевих конструкцій) стін, підлоги, стелі і технологічного обладнання приміщень забруднених радіонуклідами під час активної стадії аварії на 4-му блоці Чорнобильської АЕС в квітні – травні 1986 року. Висихання скупчень радіоактивно забрудненої води (РЗВ) яка постійно знаходилася в приміщеннях на нижніх позначках ОУ до встановлення арки НБК в проектне положення призводить до утворення високоактивних донних відкладень у приміщеннях НБК-ОУ [1]. Вторинний вітровий підйом високодисперсної фракції донних відкладень визначає радіонуклідний склад і фізико-хімічні властивості радіоактивних аерозолів у приміщеннях басейну- барботеру [2,3]. Радіоактивному аерозолю з різних джерел утворення і надходження до повітря притаманні свої специфічні фізико-хімічні, радіаційні характеристики, радіонуклідний склад і співвідношення між радіонуклідами ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$ і ^{241}Am .

Проведення робіт в приміщеннях НБК-ОУ пов'язано з отриманням персоналу доз зовнішнього і внутрішнього опромінення (ДВО). Визначення доз зовнішнього опромінення не становить ніяких проблем. Внутрішнє опромінення складається з доз обумовлених пероральним та інгаляційним надходження радіонуклідів. Величина ДВО при інгаляційному надходженні радіонуклідів залежить від дисперсного і радіонуклідного складу аерозолю, класу їх розчинності та дозового коефіцієнту, якій найбільший для трансуранових елементів (ТУЕ).

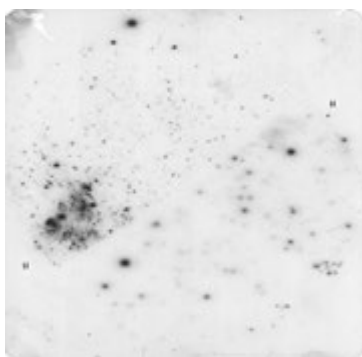
В роботі [4] протипилові маски, зібрані у відвідувачів Чорнобильської зони відчуження і фільтри однієї військової маски МР-5 були проаналізовані за допомогою альфа-, бета- та гамма-спектрометрії для визначення доз актиноїдів і продуктів ділення. Результати показали, що середня ефективна доза від

вдихання забрудненого аерозолі у випадку одноденної поїздки (уникнення через використання маски) становила 1,3 мкЗв на людину.

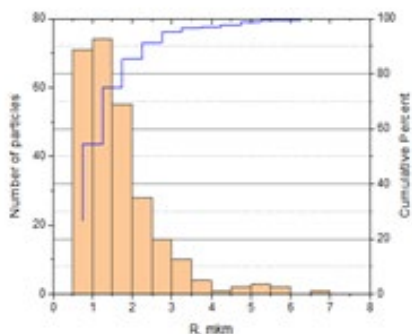
Ціль даної роботи – визначення дисперсного складу, вмісту радіонуклідів ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$ і ^{241}Am , специфіки розчинності радіоактивного аерозолі відібраного в приміщеннях на нижніх позначках об'єкту «Укриття» та оцінка дози внутрішнього опромінення персоналу при виконанні робіт в цих приміщеннях.

Для досліджень відібрані засоби індивідуального захисту (ЗІЗ) респіратори «Лепесток» Л-200 (РЛ) які використовувались співробітниками ПБ АЕС НАН України при виконанні робіт по обстеженню приміщень 01/3, 001/3, 009/4, 017/2, 012/5-8 і 012/13-16 НБК - ОУ та відбору зразків РЗВ в період квітень – листопад 2023 р. Час виконання робіт складав 25 – 30 хвилин.

Гама-спектрометричний і радіохімічний аналіз ЗІЗ РЛ показав наявність радіоактивного забруднення респіратора радіонуклідами ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{238}Pu , $^{239+239}\text{Pu}$ і ^{241}Am . Авторадіографічні дослідження РЛ виконувалися відповідно методик наданих в роботах [5,6]. Авторадіографія респіратора показала наявність більш ніж 260 «гарячих» часток на поверхні тканини респіратора рис. 1-а. Математична обробка отриманого знімку респіратора надала змогу оцінити розміри «гарячих» часток і їх відносний внесок в забруднення рис. 1-б. Максимальний розмір часток становить 12 – 14 мкм. Майже 45 відсотків «гарячих» часток мають розмір 1 – 2 мкм ці частки найбільш небезпечні при інгаляційному надходженні радіонуклідів і можуть давати значний внесок в формуванні ДВО персоналу НБК-ОУ.



а



б

Рис. 1. А - авторадіограма респіратора «Лепесток» після використання в приміщеннях об'єкта «Укриття», б - розподіл «гарячих» часток по розмірам

В табл. 1 наведені результати визначення активності радіонуклідів в зразках РЛ які використовувались при виконанні робіт в приміщеннях НБК-ОУ в 2023 році. Як то слідує з таблиці 1 в період з квітня по листопад активність

аерозолу в обстежених приміщення ОУ змінюється в широкому діапазоні від 76 до 870 Бк на зразок.

Результати дослідження хімічної стійкості і розчинності аерозолу при послідовній обробці кислотами які розчиняють відповідні хімічні сполуки радіонуклідів наведено в табл. 2. Виходячи з макро компонентного складу РЗВ ОУ яка є лужною гідро карбонатною водою можна припустити що при висиханні РЗВ утворюються гідроокиси та солі карбонатів радіонуклідів які добро розчиняються в 0,16 М НСІ. Внесок вторинного пило підйому висохлих донних відкладень в радіоактивне забруднення повітря приміщень басейну-барботеру можна оцінити приблизно як 60 %.

Таблиця 1. Вміст радіонуклідів на респіраторі, Бк

Дата	⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs	¹⁵⁴ Eu	²³⁸ Pu	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am
04.04.23	472 ± 67	383 ± 68	0,78± 0,17	1,39±0,19	3,11±0,42	10,6 ± 1,8
02.06.23	341 ± 51	301 ± 46	0,48± 0,09	0,61±0,11	1,41±0,24	7,23± 1,41
05.07.23	380 ± 54	236 ± 36	0,49± 0,13	1,21±0,19	2,82±0,41	7,08± 1,39
06.08.23	329 ± 52	369 ± 47	0,36± 0,08	0,83±0,14	2,01±0,31	6,24± 1,11
01.09.23	40,5±6,9	34,8±4,9	< МДА	0,056±0,015	0,18±0,04	0,77±0,13
03.10.23	116 ± 17	54,1±6,7	< МДА	0,18±0,04	0,47±0,07	1,44±0,21
02.11.23	171 ± 29	73,6±10,3	0,22±0,06	0,37±0,08	0,95±0,14	3,85±0,35
Середньо	264±156	207±151	0,47±0,38	0,66±0,51	1,56±1,13	5,32±3,49

Таблиця 2. Розчинність аерозолу в розведених кислотах, відсоток від сумарної активності на респіраторі

Реагент	⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am	Сполуки які розчиняються	Можливе походження аерозолу
0,16 М НСІ (імітатор шлункового соку)	70,6	57,4	9,79	24,7	Гідроокиси Me(OH) _x Карбонати MeCO ₃ MeHCO ₃	Вторинний підйом донних відкладень в приміщеннях після висихання РЗВ
8 М HNO ₃	26,7	35,7	52,6	38,2	Оксиди Me _x O _y (UO _x)	Паливні «гарячі» частинки
HNO ₃ + HF	12,4	6,85	37,5	37,4	Силікати MeSiO ₃ , MeSiO ₄ U _x Zr _y SiO ₄ U _x Zr _y O _z	Диспергуванні лавоподібні паливо вмісні частинки

Таблиця 3. Активність акумульована на респіраторі (середня для 7 респіраторів) після виконання робіт в приміщеннях ОУ у 2023 р. Використані коефіцієнти дози (ДК) є найвищими значеннями, наведеними в публікаціях 60 і 119 МКРЗ для робітників (консервативний підхід)[7].

Радіонуклід	Активність, Бк	Дозовий коефіцієнт, Зв/Бк	Доза, Зв
⁹⁰ Sr	264	1,5 E-7	3,96 E -5
⁹⁰ Y	264	1,7 E-9	4,49 E -7
¹³⁷ Cs	207	6,7 E-9	1,39 E -6
¹⁵⁴ Eu	0,47	5,0 E-8	2,35 E -8
²³⁸ Pu	0,66	4,3 E-5	2,84 E -5
²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	1,56	4,7 E-5	7,33 E -5
²⁴¹ Am	5,32	3,9 E-5	2,07 E -4
Загалом			3,50 E -4 (0,35 мЗв)

Оціночний розрахунок ефективної дози при інгаляційному надходженню радіонуклідів зроблено в табл. 3 при найбільш консервативному підході використання дозового коефіцієнта (Зв/Бк). Без використання засобів захисту денна ДВО може становити 0,35 мЗв. Захисні властивості фільтруючих матеріалів оцінюються за допомогою коефіцієнта проникності ($K_{пр}, \%$). Враховуючи ефективність респіратора «Лепесток» рівної 1,9 відсотків найбільш консервативна оцінка [8] ДВО персоналу може сягати 0,0067 мЗв за одну зміну.

Активність аерозолів які потенційно можуть надходити при диханні (фактично вдихання через уникненні використання масок) здається вищою, ніж визначається при моніторингу радіоактивного аерозолу в приміщеннях на нижніх позначках ОУ. Швидше за все, це пов'язано з місцевим повторним суспендуванням радіоактивного пилу персоналом під час виконання робіт всередині приміщень ОУ. Це підтверджує, що існує реальний ризик вдихання актиноідів під час виконання робіт в приміщеннях НБК – ОУ.

Використання захисних масок є необхідним при виконанні робіт в приміщеннях НБК - ОУ для мінімізації доз, які також можуть виникати внаслідок вдихання частинок паливного типу мікронного розміру, що містять як паливний матеріал, ТУЕ і довго існуючі продукти ділення.

Список використаної літератури

1. Odsntsov O.O., Palamar L.A., Chikur L.B. Speciation of uranium and radionuclides in the bottom sediments of premises 012/7 “Shelter” Object // Nuclear Power and the Environmen. 2021. - № 3 (22). – С. 58 – 66.

2. Lagunenکو A.S., Khan V. E., Odintsov O.O., et. al. (2019). Radioactive aerosols near lava-like fuel contained materials in premise 012/15 of Shelter object in 2017 – 2018 гг., Nuclear power and environment, no. 2 (14), pp. 31
3. Khan V. Ye., Lagunenکو O. S., Krasnov V. A., et. al Radioactive aerosols in sub-reactor rooms of the Shelter object within conditions of the New Safe Confinement // Nuclear Power and the Environment. 2023. - № 1 (26). – P. 35
4. Mietelski J. W., Mróz T., Brudecki K., et. al On a risk of inhalation exposure during visits in Chernobyl exclusion zone // J. of Environmental Radioactivity. – 2022. – Vol. 251 – 252. P. 1 – 3.
5. Yoschenko V.I., Kashparov V.A., Protsak V.P., Tschiersch J. Autoradiographical methods for the assessment of radionuclides in hot particles on filter samples // Applied Radiation and Isotopes. – 2003. – Vol. 58, No. 1. – P. 95 – 102.
6. Garger E. K., Meisenberg O., Odintsov O., et. al Solubility of hot fuel particles from Chernobyl – influencing parameters for individual radiation dose calculations // Talanta. – 2013. – Vol. 115, - P. 40 – 46.
7. ICRP, 2012. Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60. ICRP Publication 119. Ann. ICRP 41(Suppl.).
8. Коробейникова А. В., Астахов В. С., Подплетнева Г. В. Использование легких респираторов в радиационной защите, проблемы и пути их решения // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. - 2005. - Вип. 3, Ч. 1. - С. 70 – 78.

***STUDY OF RADIOACTIVE AEROSOL SAMPLED DURING
THE PERFORMANCE OF WORK IN THE PREMISES
OF THE “SHELTER” OBJECT***

Odintsov Oleksii, Palamar Larisa, Sabenin Pavel

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants NAS of Ukraine,
Kirova str., 36a, Chernobyl, 07270, Ukraine, oodin@ukr.net*

Experimental data on the determination of the dispersed and radionuclide composition of the radioactive aerosol selected during the performance of works in 2023 in the premises at the lower marks of the "Shelter" object (SO) are presented.

The main sources of radioactive aerosol formation in the premises of NSC-SO are the degradation and destruction of fuel containing materials, the destruction of the surface layer (concrete, paint coating, metal construction) of the walls, floor, ceiling and technological equipment of the premises contaminated with radionuclides during the active phase of the accident on the 4-th units of the Chornobyl NPP April - May 1986.

The drying of accumulations of radioactively contaminated water (RCW), which was constantly in the premises at the lower marks of the SO before the NSC arch was

installed in the design position, leads to the formation of highly active bottom sediments in the premises NSC-SO.

Carrying out work in the premises of the NBK-OU is associated with the personnel receiving doses of external and internal radiation. The magnitude of the dose of internal radiation during inhalation of radionuclides depends on the dispersed and radionuclide composition of the aerosol, their solubility class, and the dose coefficient (Sv/Bq), which is the largest for transuranic elements (TUE).

The purpose of this work is to determine the dispersed composition, the content of radionuclides ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$ and ^{241}Am , the solubility characteristics of the radioactive aerosol sampled in the premises at the bottom marks of the "Shelter" object, and the assessment of the dose of internal radiation to personnel when performing work in these premises.

For research, anti-dust masks (respirators "Lepestok" L-200 (RL) were selected, which were used by employees of the ISP of NPP of the NAS of Ukraine during the inspection of premises 01/3, 001/3, 009/4, 017/2, 012/5-8 and 012/13-16 of the NSC-SO and selection of RCW samples in the period from April to November 2023.

Gamma-spectrometric and radiochemical analysis of RL showed the presence of radioactive contamination of the respirators with radionuclides ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{238}Pu , $^{239+239}\text{Pu}$ and ^{241}Am . Autoradiography of the respirator showed the presence of more than 260 "hot" particles on the surface of the respirator fabric. Almost 45 percent of the "hot" particles have a size of 1-2 microns, these particles are the most dangerous in the case of inhalation of radionuclides and can make a significant contribution to the formation of the internal radiation dose of the personnel of NSC-SO.

Keywords: aerosols, inhalation doses, radionuclides, "Shelter" object.

ДИНАМІКА ТЕМПЕРАТУРИ В ПРИМІЩЕННЯХ НБК - ОУ В ПЕРІОД ОСІНЬ 2022 –ЗИМА 2023-24

***Павлюченко Микола, Краснов Віктор, Михайлов Олександр,
Дорошенко Анатолій***

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій
Національної академії наук України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль,
07270, Україна, m.pavlyuchenko@isnpp.kiev.ua

Анотація

В роботі представлені та обговорені результати вимірювання температури в приміщеннях НБК-ОУ в період осінь 2022- зима 2023-24.

Вимірювання проводили за допомогою логерів температури і вологості повітря типу DLT-11-Pt, RC-4НС та метеостанцій типу PCE-FWS-20.

Аналізу піддані середньомісячні значення температури за вказаний період, встановлено, що динаміка температурного поля всередині НБК-ОУ відповідна до

сезону і корелює з температурою зовнішнього середовища та його добовим коливанням.

Фіксується теплова інерція по вертикалі, яка пов'язана теплопровідністю та об'ємною теплоємністю матеріалів.

Середня температура в приміщеннях, в яких проводились вимірювання, знаходиться в межах $14,9 \pm 3,3^\circ\text{C}$ з ймовірністю 0,95, коефіцієнт варіації 10,46%, що характеризує мінливість як середню, стандартне відхилення від $0,58^\circ\text{C}$ на нижніх відмітках до $6,38^\circ\text{C}$ на верхніх.

В приміщеннях, в яких присутні ПВМ (012/7, 210/7, 305/2), температура на $1,5\text{-}2,0^\circ\text{C}$ і більше вища, ніж в сусідніх з ними де відсутні ПВМ (наприклад, прим. 318/2, 006/2, 207/4), тепловий перегрів в приміщеннях не спостерігається, ПВМ мають не значні температури і охолоджуються природним шляхом.

В даний час проблема теплової безпеки відсутня і може розглядатися лише при варіантах перетворення ОУ, при яких природні шляхи охолодження ПВМ будуть перекрыті.

Ключові слова: температурне поле, температура, НБК-ОУ, ПВМ, середньомісячна температура.

Вступ

Узагальнені знання про 4-й енергоблок Чорнобильської атомної електростанції (ЧАЕС) станом на середину травня 1986 р. було вміщено в довідці, підписаній керівниками і відповідальними працівниками Інституту атомної енергії ім. Курчатова, ВНДПІЕТ, НДКІЕТ та Радієвого інституту ім. Хлопіна та затвердженій заступником міністра Мінсередмашу.

В довідці також приведені дані про температури в реакторі: « ... при обльотах розваленого реактора 27, 28 та 29 квітня 1986 р. чітко спостерігались два вогнища: велике – на поверхні обвалених конструкцій в районі краю шахти реактора по осі 45 і басейну витримки, інше вогнище – нижче, на дні воронки, приблизно по центру активної зони. Температура верхнього шару вогнища по кольору і тепловізору визначалась в межах $600 - 700^\circ\text{C}$, а в момент піку потужності паливо могло досягнути температури вище 3000°C , аж до температури 3700°C » [1].

Після засипки реактора (27.04.86 – 10.05.86) свинцем, карбідом бору, доломітом та піском і глиною [2] розрахункові оцінки стану реактора показали, що температура суміші палива, піску і осколків графіту складала $300\text{-}400^\circ\text{C}$ під засипкою в шахті реактора [3].

До осені 1986 р. вдалося пройти багатьма внутрішніми приміщеннями зруйнованого 4-го блоку ЧАЕС та встановити контролюючі прилади у відносно доступних зонах. Це дозволило виявити місця, в яких знаходилось ядерне паливо шляхом непрямих вимірювань, а також уможливило використання результатів при оцінках маси палива в окремих приміщеннях.

Наприклад, в приміщенні 213/2 температура на поверхні змінювалась від 40 до 60°C , а в стіні, в свердловині, яка пройдена під кутом вгору (в простір підреакторних приміщень), досягала 150°C . Ці дані вказували на значне

скупчення палива в приміщеннях, що розташовані вище і на захід від цього приміщення.

В цілому, дослідження температурних полів і теплових потоків зіграли важливу роль у вивченні ядерного палива в умовах об'єкта «Укриття» (ОУ).

Наступним етапом контролю (дослідження) температурних полів, уже після побудови ОУ і комплексу НБК-ОУ (Новий безпечний конфайнмент), стали вимірювання їх в приміщеннях, перекриттях та в численних свердловинах, які були пройдені в шахту реактора і скупчення паливовмістних матеріалів (ПВМ).

Завдання контролю - отримати чисельну інформацію в режимі моніторингу про динаміку основних метеорологічних параметрів (мікроклімат) в просторі НБК-ОУ. До мікрокліматичних показників відносяться температура, вологість і швидкість руху повітря, температура поверхонь конструкцій, що захищають, предметів, устаткування, а також деякі їх похідні: градієнт температури повітря по вертикалі і горизонталі приміщення, інтенсивність теплового випромінювання від внутрішніх поверхонь. Мета робіт - оцінити вплив мікроклімату в НБК-ОУ на ядерну і радіаційну безпеку (ЯБ і РБ), стан ПВМ, будівельні конструкції, зміни динаміки випаровування-конденсації вологи, рекомендувати коригувальні заходи щодо роботи систем вентиляції [4].

В даній роботі розглянуті результати контролю температури в режимі моніторингу в період з вересня 2022 р. по лютий 2024 р., включно (6 сезонів або 18 місяців), на легкій покрівлі і в деяких приміщеннях ОУ в умовах комплексу НБК-ОУ.

Стан проблеми та аналіз літературних даних

Зданий в експлуатацію в кінці листопада 1986 р. ОУ не мав опалювання, оболонка його споруди, що локалізує, не була герметична [5], усередині ОУ мікроклімат підтримувався лиш в окремих приміщеннях блоку Г і ДСРВ.

У приміщеннях блоку Б, ДЕ та машинного залу ОУ температуро - вологістний режим залежав від метеорологічних умов зовнішнього середовища та схильний до сезонних змін температури та вологості атмосферного повітря [6].

Температура, за результатами багаторічних спостережень середня літня всередині ОУ була приблизно 5°C нижче, а зима приблизно стільки ж вище, ніж зовні ОУ [6].

У приміщеннях ОУ вона коливалась в широких межах у зимово-весняну пору року та має досить стабільні значення у літо - осінній сезон. Така ситуація обумовлена наявністю техногенних джерел тепла (обігрів приміщень) в зимовий період.

У літо - осінній період у приміщеннях блоку Б на нижніх позначках значення температур спостерігались найменші, наприклад, її середньомісячні значення у басейні - барботері досягають +7°C - +10°C, при температурі +20°C та вище на верхніх відмітках.

Як показали регулярні виміри (1 раз на тиждень протягом 1998 - 2004 рр.) температури в 29 контрольних точках блоків Б і Г значення її коливалися в межах від -10 ° С (1998) до +39 ° С (2003 р.), в 1997 р. при вимірюваннях температури в ЦЗ (прим. 914/2) і на трубному накаті фіксували мінімальні середньодобові значення в межах -9,2°C -12,8°C, максимальні +19,5 - +27, 4 ° С [7 - 9, 10].

Окрім вказаного, вимірювання температури виконувались в свердловинах, забої яких розташовані в прим. 305/2, 304/3 і 207/5,6, в цих приміщеннях по різних оцінках розташовані значні скупчення ПВМ, що містять приблизно до 80-100 т ядерного палива.

Після установки НБК в проектне положення в кінці 2016 р., починаючи з середини 2017 р., почали моніторинг температури та інших основних метеорологічних параметрів:

- 1) на легкій покрівлі ОУ (під аркою) і в прим. 6004;
- 2) в просторі біля західної опори балки «Мамонт» і на сходах 059/2 (відм. 41.500);
- 3) в приміщенні 318/2 (сусіднє з 305/2 і 304/3) – підреакторні приміщення;
- 4) приміщеннях 012/7 (відм. 0.000) і 210/7 (відм. 6.000).

Окрім вказаного, $t^{\circ}\text{C}$ вимірювалась в свердловинах (системами «Фініш» з 1994 р. та ЕДС з травня 2017 р.), що пройдені в скупчення ПВМ, які розташовані в прим. 210/5,6 304/3, 305/2 , 307/2 (довідь на INUDESCO 2023, на даний час вимірювання ведуться в 13 точках в 6 свердловинах). В цих приміщеннях по різних оцінках розташовані значні скупчення ПВМ, що містять приблизно до 80-100 т ядерного палива.

На даний час найвищі температури фіксуються в свердловинах, які пройдені в приміщення 305/2 (підреакторне), а саме в свердловині Ю.9.Б.

Нижче, на рисунку представлений графік, що характеризує динаміку максимальних і мінімальних $t^{\circ}\text{C}$ в свердл. Ю.9.Б з 1994 по 2022 р. включно (забій свердловини в прим. 305/2).

Як видно з графіка, річні варіації $t^{\circ}\text{C}$ після установки НБК в проектне положення (27 листопада 2016 р.) зменшились, стабілізувалися, а мінусові $t^{\circ}\text{C}$ не спостерігаються.

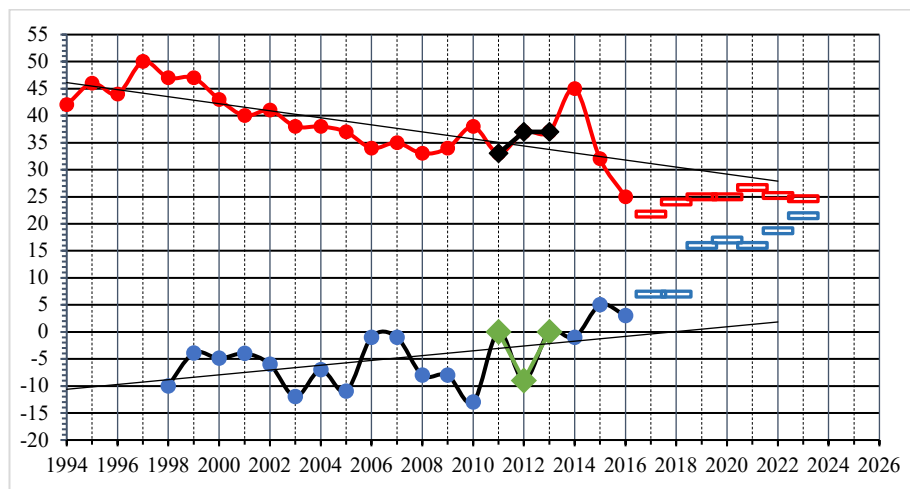


Рис. 1. Динаміка (зміни) максимальних і мінімальних температур ($T^{\circ}\text{C}$) в часі в прим. 305/2

Матеріали і методи

Технічні засоби. Для контролю динаміки температури в приміщеннях НБК-ОУ застосовувались три типи приладів:

б) метеорологічні станції типу PCE-FWS-20 (рис. 1) – 2 комплекти;

б) логери (датчики) температури ($T^{\circ}\text{C}$) і відносної вологості Rh% типу DLT-11-Pt в комплекті з зовнішнім датчиком температури ТСП-1-6 (рис. 2) – 3 комплекти;

в) реєстратори (датчики) температури ($T,^{\circ}\text{C}$) і відносної вологості (Rh, %) типу Elitech RC-4HC (рис. 3) – 2 прилади.

Калібрування приладів виконано виготовлювачем (дійсно 2 роки з дати виготовлення), прилади виготовлені і прийняті у відповідності з обов'язковими вимогами державних стандартів і ТУ У 33.2-14242882-004-2011.

При цьому точність застосованих приладів по температурі $\pm 0,5^{\circ}\text{C}$ ($-20^{\circ}\text{C}/+40^{\circ}\text{C}$) і $\pm 1^{\circ}\text{C}$ (в інших інтервалах) [11, 12, 13].



Рис. 1 (Fig. 1)



Рис. 2 (Fig. 2)



Рис. 3 (Fig. 3)

Процедура (методика) проведення вимірювань та об'єми робіт

а) Підготовка приладів до роботи:

- ознайомлення з інструкцією по експлуатації приладів;
- перевірка джерел живлення;

- інсталяція ПЗ на комп'ютери домашнього та польового офісів та налаштування параметрів (періоду архівування, дати, часу, формату, мінімумів/максимумів та інших параметрів, відповідно до динаміки величин, що очікуються);

- тестування (порівняння показів із зразковим приладом) приладів в лабораторних умовах в Чорнобилі перед установкою їх в НБК-ОУ.

б) Проведення вимірювань:

- транспортування (доставка) вимірювальних пристроїв у місця установки (місця установки визначають в ТЗ на НДР);

- регулярні зняття показань з приладів на персональний комп'ютер (нетбук), на якому встановлено відповідне до приладу програмне забезпечення (не рідше одного разу в 1-2 місяці);

- при знятті показань паралельно виконують: 1) зовнішній огляд, 2) оцінку стану джерела живлення, 3) перевірку заповнення пам'яті (при необхідності очищення пам'яті), 4) перевірку показів дати і часу, 5) перевірку періоду архівування (період архівування складає 60 хв. або 80 хв), 6) перевірку повноти поточних показів метеорологічних параметрів (верифікація);

- контрольні вимірювання.

в) Доставка інформації в домашній офіс, верифікація, обробка, інтерпретація, звітність.

Результати і обговорення

Результати вимірювання температури в приміщеннях архівувались (записувались) в пам'ять приладів з інтервалом 60-80 хв., що складало 400-700 і більше вимірювань в місяць в одному приміщенні.

Після зняття показів з пам'яті приладів і верифікації даних щогодинних спостережень температури складались репрезентативні вибірки даних з метою аналізу і оцінки температурних полів та висновки загального характеру на базі математичної статистичної обробки.

В таблиці 1 приведені середньомісячні значення температури в приміщеннях та в двох свердловинах в період осінь 2022 р. – зима 2023-24 рр., а в таблиці 2 показники описової статистики цих середньомісячних значень, на рисунках 4 і 5 візуалізація динаміки середньомісячних значень у вказаний період.

Таблиця 1. Середньомісячні значення температури в точках вимірювання в приміщеннях та свердловинах в період 01.09.22 – 29.02.24 рр.

Date	rooms 6004 (+65.0)	л/п ОУ (+67.0)	сходи 059/2 (+42.0)	опора б/м (+45.0)	прим. 318/2 (+9.0)	*прим. 304/3 (+9.0)	прим. 210/7 (+6.0)	прим. 012/7 (0.0)	**прим. 305/2 (+13.1)
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Вер.22	20.1	20.6	21.7	21.4	16.8	19.56	15.32	13.37	24.6
Жов.22	17	18.3	18.2	17.4	17.07	19.98	15.57	13.42	25.2
Лис.22	13.4	15.1	14.5	13.6	16.49	19.83	15.63	13.59	25
Гру.22	7.8	11.2	10.9	10.7	14.39	18.69	15.6	13.45	22.1
Січ.23	7.5	10.1	10	9.9	12.68	17.21	15.3	13.01	20.4

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Лют.23	5.7	9	9.1	9	11.48	16.05	14.78	12.65	19
Бер.23	5.7	9.8	9.4	9.4	11.76	15.27	14.29	12.16	18.3
Кві.23	9	12.5	11.8	11.9	11.39	15.18	13.88	12.35	19.2
Тра.23	11.5	14.5	14.9	15.1	11.81	15.47	13.71	12.56	19.7
Чер.23	16.1	17.9	18.5	18.7	13.04	16.21	13.88	12.76	20.7
Лип.23	21.1	22.6	21.3	21.4	15.27	17.41	14.21	13.06	22.2
Сер.23	22.6	24.2	23.3	22.3	16.43	18.63	14.57	13.36	23.1
Вер.23	21.8	23.2	22.9	22.8	17.3	19.67	15.17	13.63	24.3
Жов.23	18.8	19.6	20.2	19.6	18.2	20.27	15.4	13.96	25.8
Лис.23	15.3	18.2	16.7	16	17.75	20.27	15.58	13.87	26.1
Гру.23	7.4	12.2	11.8	11.8	15.12	19.1	15.64	13.72	23.3
Січ.24	4.6	9.6	9.7	9.6	12.5	17.47	15.32	13.22	20.1
Лют.24	5.4	9.99	9.6	9.6	11.46	15.73	14.94	12.66	19.3

* - вимірювання виконуються логером з виносним детектором температури через трубу, яка проходить з прим. 318/2 в приміщення 304/3 на глибину приблизно 4 м.

** - вимірювання виконуються системою ЕДС.

Таблиця 2. Показники описової статистики середньомісячних значень температури в приміщеннях та свердловинах в період 01.09.22 – 29.02.24 рр.

Статистичні параметри	прим. 6004 (+65.0)	л/п ОУ (+67.0)	сходи 059/2 (+42.0)	опора б/м (+45.0)	прим. 318/2 (+9.0)	*прим. 304/3 (+9.0)	прим. 210/7 (+6.0)	прим. 012/7 (0.0)	**прим. 305/2 (+13.1)
середнє	12.82	15.48	15.25	15.01	14.50	17.89	14.93	13.16	22.13
мін.	4.60	9.00	9.10	9.00	11.39	15.18	13.71	12.16	18.30
макс.	22.60	24.20	23.30	22.80	18.20	20.27	15.64	13.96	26.10
амплітуда	18.0	15.2	14.2	13.8	6.8	5.1	1.9	1.80	7.80
станд. відх.	6.38	5.19	5.16	5.03	2.48	1.88	0.68	0.53	2.61
коєф. вар.	49.74 %	33.53 %	33.86 %	33.49 %	17.13 %	10.49 %	4.53%	4.05%	11.81 %

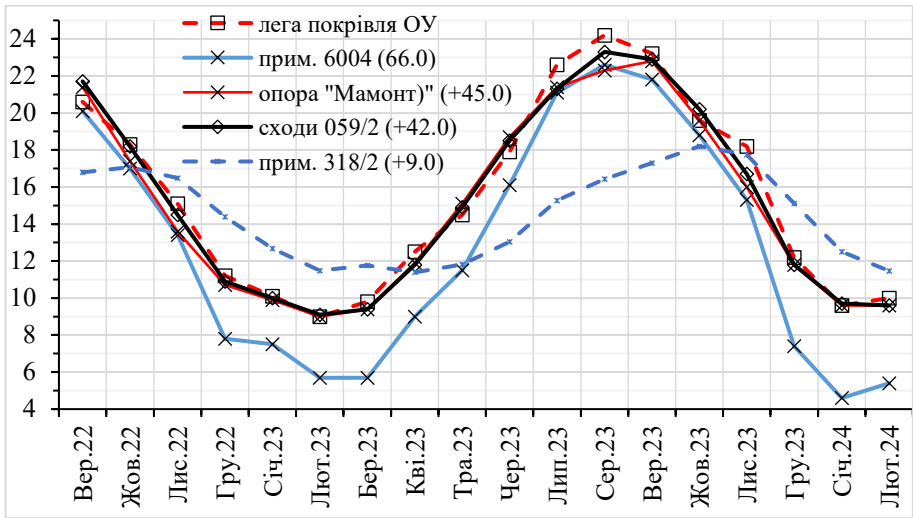


Рис. 4. Динаміка температурного поля в інтервалі будівельних відміток 9.000 – 67.000

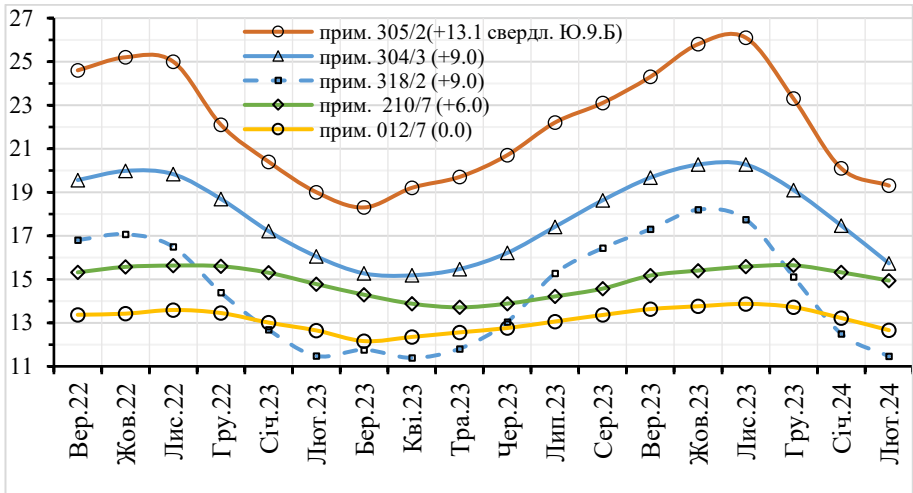


Рис. 5. Динаміка температурного поля в інтервалі будівельних відміток 0.000 – 9.000

Динаміка температурного поля всередині НБК-ОУ відповідна до сезону і корелює з температурою зовнішнього середовища та його добовим коливанням. Мінливість (розсіяння) середньомісячних значень параметру за досліджуваний період слабка (коєф. вар. <10%) на відмітках 0.000 – 6.000, середня (коєф. вар. 11% - 25%) на відмітках 9.000 – 13.000 і значна (коєф. вар. >25%) на відмітках 42.000 – 67.000 (див. табл.2).

Середня температура по всім приміщенням (в розрахунок не включено прим. 305/2 свердл. Ю.9.Б табл. 2) знаходиться в межах $14,9 \pm 3,3^\circ\text{C}$ з ймовірністю 0,95, коефіцієнт варіації 10,46%, що характеризує мінливість як середню, стандартне відхилення від $0,58^\circ\text{C}$ на нижніх відмітках до $6,38^\circ\text{C}$ на верхніх.

При аналізі графіків (рис. 4, 5) видно, що екстремуми (мін., макс.) на відмітках 0.000-13.100 зміщені по відношенню до відміток 42.000 – 67.000 на 1-1,5 міс., що пов'язано з ефектом «підвалу», де відчутна значна теплова інерція по вертикалі (термін «інерція» безпосередньо не пов'язаний з використовуваним в механіці), яка пов'язана з теплопровідністю та об'ємною теплоємністю матеріалів, в цілому, динаміка температури в приміщеннях залежать від сезонних її коливань в навколишньому середовищі.

Для порівняння динаміки і величин температур в свердловинах та приміщеннях на рис. 5 і в таблицях 1, 2 приведена динаміка середньомісячних температур в свердловині Ю.9.Б (прим. 305/2 – підреакторне), де фіксується найвища температура серед 13 точок вимірювання в свердловинах (виконуються системою ЕДС).

Амплітуда (розмах) середньомісячних температур коливається в межах $1,8^\circ\text{C}$ (найменша на нижніх відмітках) до 18°C на верхніх.

В приміщеннях, в яких присутні ПВМ (012/7, 210/7, 305/2), температура на $1,5-2,0^\circ\text{C}$ і більше вища, ніж в сусідніх з ними де відсутні ПВМ (наприклад, прим. 318/2, 006/2, 207/4), тепловий перегрів в приміщеннях не спостерігається, скупчення ПВМ мають не значні температури і охолоджуються природним шляхом.

Висновки

Динаміка температурного поля всередині НБК-ОУ в основному залежить від температури зовнішнього середовища та його сезонних коливань.

На даний час проблема безпеки, яка зв'язана з тепловим випромінюванням ПВМ відсутня і може розглядатися лише при варіантах перетворення ОУ, при яких природні шляхи охолодження ПВМ будуть перекриті.

Використана література

1. Н. П. Барановська. Об'єкт «Укриття»: проблеми, події, люди.
2. Радиоактивные аэрозоли объекта «Укрытие»: 1986-2026 гг.: монография / Б. И. Огородников, С. М. Пазухин, А. А. Ключников; НАН Украины, Ин-т проблем безопасности АЭС. – Чернобыль (Киев. обл.): Ин-т проблем безопасности АЭС, 2008. – С 11.
3. Самойленко Ю. Н., Черноученко В. М. Применение полимерных покрытий для улучшения радиационной обстановки при ликвидации последствий аварии на ЧАЭС // Чернобыль '88. Доклады I Всесоюзного научно-технического совещания по итогам ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС / Под общей редакцией д.т.н. Е. И. Игнатенко. Т.7 Локализация последствий аварии

на блоке № 4, промплощадке Чернобыльской АЭС и прилегающих территориях ч. II. Чернобыль, 1989. - С. 152-184.

4. Програма моніторингу паливовмісних матеріалів (ПВМ) ОУ (ядерна та радіаційна безпека ОУ) / ДСП «Чернобыльська АЕС». Інв. № 04, Чернобыль, 2018. – 72 с.

5. О состоянии безопасности объекта «Укрытие». // Отчет / SIP-P-PM-22-460-SAR-124-01. Том 1. 28.11.2006. – 430 с.

6. Документ по безопасности в рамках концепции проекта ПК-1 НБК. Глава 3 –Исходные данные для проектирования ПК-1 НБК. SIP-N-LI-22-A500_-CDS-001-01. 2008. – 238 с.

7. Про стан безпеки об'єкта «Укриття» за 2014 рік: Звіт / ДСП Чернобыльська АЕС. – 2015. – 55 с.

8. Про стан безпеки об'єкта «Укриття» за 2015 рік: Звіт / ДСП Чернобыльська АЕС. – 2016. – 54 с.

9. Про стан безпеки об'єкта «Укриття» за 2016 рік: Звіт / ДСП Чернобыльська АЕС. – 2017. – 58 с.

10. Щербин В.Н., Августов В.В., Барильченко В.П., Кучмагра А.А. Комплекс измерения температур в составе системы контроля топливосодержащих материалов объекта «Укрытие» // Проблемы Чернобыля. – 1998. - Вып. 3. – С. 89 - 93.

11. Manual Meteorological Station PCE-FWS-20. Version 2.1

12. DLT-11-Pt. Логер температури та відносної вологості в комплекті з ТСП-1-6. www.ao-tera.com.ua

13. RC-4HC Quick Start Guide. Elitech Technology. Inc.

TEMPERATURE DYNAMICS IN THE PREMISES OF NSC-SO IN THE PERIOD AUTUMN 2022 - WINTER 2023-24

Mykola Pavliuchenko, Viktor Krasnov, Oleksandr Mihaylov, Anatolii Doroshenko

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plant,
National Academy of Sciences of Ukraine, Chornobyl, 07270, Ukraine,
m.pavlyuchenko@isnpp.kiev.ua*

Abstract

In this paper presents and discusses the results of temperature measurements in the premises of NSC-SO in the period autumn 2022 - winter 2023-24.

Measurements were made using temperature and air humidity loggers of the DLT-11-Pt, RC-4HC type and weather stations of the PCE-FWS-20 type.

The average monthly temperature values for the specified period were analyzed, and it was established that the dynamics of the temperature field inside the NSC-SO corresponds to the season and correlates with the temperature of the external environment and its daily fluctuations.

Vertical thermal inertia is fixed, which is related to thermal conductivity and volumetric heat capacity of materials.

The average temperature in the rooms where the measurements were taken is within $14.9 \pm 3.3^\circ\text{C}$ with a probability of 0.95, the coefficient of variation is 10.5%, which characterizes the variability as average, the standard deviation from 0.6°C per lower marks to 6.4°C on the upper ones.

In the rooms in which there are FCM (012/7, 210/7, 305/2), the temperature is $1.5\text{-}2.0^\circ\text{C}$ higher than in the adjacent ones where there are no FCM (for example, premise 318 /2, 006/2, 207/4), thermal overheating in the premises is not observed, FCM have low temperatures and cool down naturally.

Currently, there is no problem of thermal danger and it can be considered only in the case of SO conversion options, in which the natural ways of cooling the FCM will be blocked.

Key words: *temperature field, temperature, NSC-SO, FCM, average monthly temperature.*

IMPACT OF THE NSC – SHELTER OBJECT COMPLEX EXPLUATATION AND CHORNOBYL OCCUPATION ON CHANGES IN RADIONUCLIDE AND CHEMICAL COMPOSITION OF GROUNDWATER

Panasiuk⁽¹⁾ M. I., Kovalenko⁽¹⁾ I. O., Sosonna⁽¹⁾ N. V., Roenko⁽¹⁾ G. K., Levin⁽¹⁾ G. V., Khan⁽¹⁾ V. E-I., Buzynnyi⁽²⁾ M. G., Tretiak⁽³⁾ O. G.

⁽¹⁾ Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, Ukraine,

⁽²⁾ State Institution “O. M. Marzieiev Institute for Public Health,” Ukraine

⁽³⁾ SSE “Central Enterprise for Radioactive Waste Management”, Ukraine

After the 1986 accident at the Chornobyl nuclear power plant, the concentration of ^{90}Sr in groundwater have a tendency to increase.

According to radiogeochemical conditions, the following are distinguished in underground waters:

- areas affected by the NSC – Object Shelter complex, located downstream of the underground water flow, where increased concentrations of ^{90}Sr are associated with strongly alkaline groundwater;

- areas beyond the direct influence of the NSC – Object Shelter complex, where the sources of radioactive contamination of groundwater are concentrated infiltration of atmospheric precipitation through radioactively contaminated soils and water losses from water-bearing communications.

Within the influence of the NSC – Object Shelter (Fig 1), the volumetric activity of ^{90}Sr reaches 100- 600 Bq/L and the following is observed:

- an increase to almost 40% in strongly alkaline groundwater concentrations of radiostrontium in the form of SrCO_3^0 and SrOH^+ , which are little or not absorbed by soils;

-increasing the ionic strength (IS) of groundwater, due to which the sorption capacity of soils decreases (Kovalenko and al., 2024);

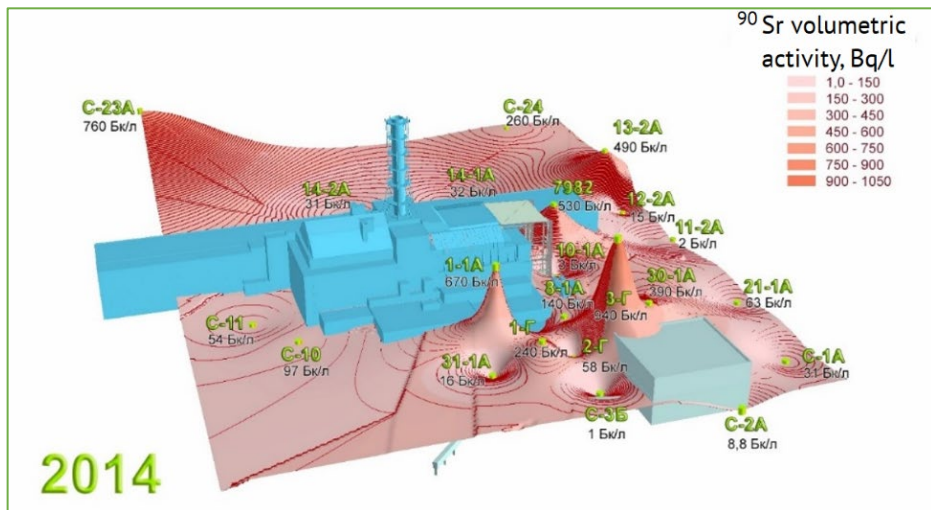


Fig. 1. 3-D Visualization of the Distribution of Strontium in Groundwater.

-increasing the concentration of Ca^{2+} ions, which, in combination with the high ionic strength of the groundwater solution, create competition with ^{90}Sr for ion exchange sites on the soil surface, thereby ensuring the desorption of radiostrontium and reducing the sorption properties of soils;

Within the flow belt of groundwater downstream from the NSC – Object Shelter complex during its operation, the concentrations of ^{90}Sr did not generally decrease.

The impact of the NSC-Object-Shelter complex is caused by the inflow of high-level block water from the premises of the destroyed Unit 4 into the groundwater. Block water was formed in the Object Shelter due to precipitation before the NSC was installed over it in November 2016.

Beyond the influence of the NSC – Object Shelter complex, the volumetric activity of ^{90}Sr in neutral groundwater in individual wells reaches 600-2500 Bq/L. The reasons for this are the conditions for reducing the sorption properties of soils:

- high ionic strength values;
- increase in Ca^{2+} and K^+ concentrations;
- finding part of radiostrontium in the composition of the soluble compound SrSO_4^0 , which is not sorbed by soils.

After the installation of the NSC over the "Shelter" facility in 2016, the tritium concentration decreased from 1100 Bq/L to 30-150 Bq/L. The source of tritium in groundwater is Object Shelter block water.

That is, under the influence of the termination or significant reduction of the block water flow in the areas where the observation wells are located, the concentration of isotopes and chemical compounds that are not sorbed by the soil decreased in the groundwater.

The «Shelter» facility is a significant source of nitrates (NO_3^-), nitrites (NO_2^-), as well as Na^+ and K^+ in groundwater, increasing the overall mineralization of groundwater beneath the NSC - Object-Shelter complex.

Installation of trenches on the Yaniv Station RWTLS site does not affect radioactive contamination of groundwater. Fig. 2 shows the location of the trenches and the direction of groundwater flow from the trenches towards the wells of the Yaniv water intake. However, low concentrations of radiocesium 0.41 Bq/L and radiostrontium 12 Bq/L in the water flooding the trenches cause insignificant impact on groundwater contamination. In addition, sector 3.3 of the Yaniv RWTLS includes a significant number of historical pits and trenches with buried real radioactive waste in the soil (Fig. 3), which offset any impact of the pits on any impact of the trenches on groundwater contamination.

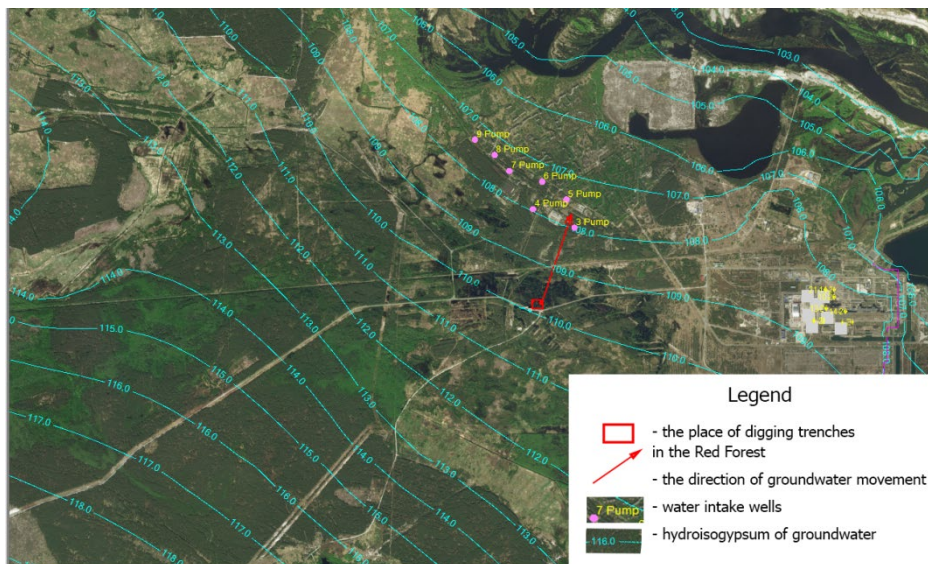
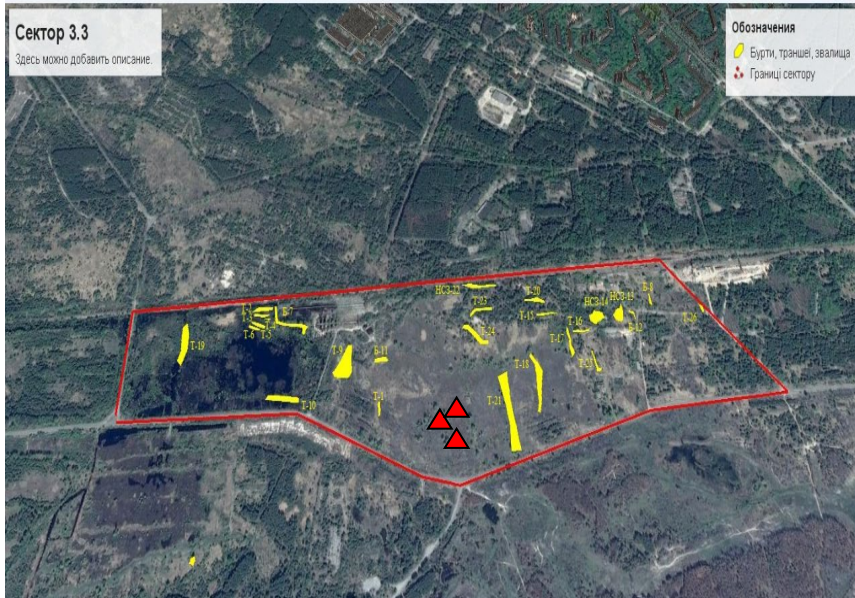


Fig. 2. The impact of the occupation of the Chernobyl zone on groundwater pollution



--Disturbance of soil cover as a result of hostilities, site 3.3

Fig. 3. Trench area and placement of "historical" pits and trenches at the RWTLS "YANIV STATION"

References

Kovalenko, I. O., Panasiuk, M. I., Sosonna, N. V., Khan, V. E.-I., Buzynnyi, M. G., Koliabina, I. L., & Onyshchenko, I. P. (2024). Factors influencing the increased ⁹⁰Sr radioisotope migration in highly alkaline groundwater at Chernobyl NPP site. *Journal of Environmental Radioactivity*, 275, 107431. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2024.107431>

ДОСЛІДЖЕННЯ ФІЗИКО-МЕХАНІЧНИХ ВЛАСТИВОСТЕЙ РАДІОАКТИВНО ЗАБРУДНЕНОГО МЕТАЛУ, ДЕЗАКТИВОВАНОГО МЕТОДОМ МЕТАЛУРГІЙНОЇ ПЛАВКИ

Рак П.В., Балакін В.Ф., Машиністов В.Є.

Анотація

Метою цієї наукової роботи є вивчення впливу корозії на кінцевий стан та зміну фізико-механічних властивостей сталей, використаних в якості конструкційних матеріалів компонентів, обладнання та конструкцій об'єктів ядерної енергетики в процесі її експлуатації, які можуть бути дезактивовані від радіоактивного забруднення методом металургічної плавки.

Підсумком дослідження зразків металів, які працювали в складі систем та конструкцій АЕС та опісля були дезактивовані методом металургічної плавки, буде інженерне твердження та рекомендації на підставі результатів досліджень, щодо можливого використання та певні обмеження (або їх відсутність) для виробництва металургічного сортаменту, а також подальшого використання у виробництві товарів, деталей, обладнання та конструкцій.

Додатково, під час проведення лабораторних металургічних плавок, будуть занотовані зміни (зменшення) рівнів радіоактивного забруднення зразків металу для підтвердження можливості дезактивації певних типів радіоактивно забруднених металів без попередньої хімічної та механічної дезактивації, що зробить таку технологію дезактивації більш економічно привабливою в порівнянні з аналогічними.

Мета та зміст наукового дослідження

Загальновідомим є той факт, що найпоширенішим конструкційним матеріалом в структурі цивільних ядерних об'єктів, зокрема, атомних електричних станцій (АЕС), які були спроектовані та побудовані у 80-х роках і наприкінці минулого сторіччя та експлуатуються в теперішній час, є метали та їх сплави [1].

В процесі експлуатації АЕС невідворотно відбувається радіаційне опромінювання (забруднення) певної частини конструкційних матеріалів, використаних для виробництва технологічного обладнання та трубопроводів ядерної енергетичної установки (ЯЕУ) та компонентів і обладнання систем та конструкцій, які безпосередньо задіяні в процесах поводження з ядерним паливом та радіоактивними відходами (РАВ), що генеруються та накопичуються під час її експлуатації [2].

Проблема поводження з радіоактивним металом на майданчиках тимчасового зберігання на інфраструктурних об'єктах та на АЕС сьогодні є надзвичайно актуальною в умовах військових дій на території України через те, що будучи потенційним джерелом радіоактивного забруднення, при можливих військових впливах (влучаннях) в тимчасові сховища, вони можуть нести загрозу здоров'ю людей та оточуючому середовищу.

Тому на сьогоднішній день надважливою задачею є проведення дезактивації та повернення в обіг для обмеженого чи вільного використання певної частини металів, в той час, як решту металів, накопичених на майданчиках тимчасового зберігання РЗМ, дезактивація яких є неможливою, відправити на довгострокове зберігання в спеціально обладнані сховища.

Найбільш поширеними методами дезактивації металів є хімічні, механічні та термічні методи дезактивації металів, а також методи, засновані на електролізі та нанесенні на поверхні РЗМ захисного покриття.

Вибір конкретного методу дезактивації залежить від типу радіоактивного забруднення, властивостей металу, доцільності його очищення, нормативних вимог діючого законодавства (НРБУ) та доступності фінансових коштів на впровадження тої чи іншої технології.

Практичний досвід показує, що вміст забруднюючих радіонуклідів в РЗМ може бути суттєво зменшено, а вплив залишків радіоактивного забруднення на оточуюче середовище та здоров'я людини мінімізовано до прийнятних рівнів, що створює умови для його подальшого обмеженого чи вільного використання.

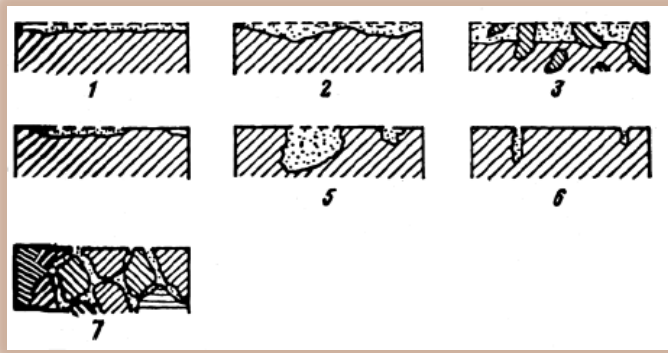
В цьому дослідженні планується зосередитися на вивченні зразків металів, дезактивованих методом металургійної плавки з використанням лабораторної індукційної печі з вмістом тигля до 4 кг металу.

Треба відмітити, що дезактивація РЗМ методом металургійної плавки не є новітньою та використовується в світі з позитивними результатами. Відмінність технології, яку планується впровадити в Україні полягає у відсутності попередньої дезактивації РЗМ перед плавкою, що робить такий підхід значно більш економічно привабливим.

Необхідно визначити наявність та ступінь деградації металів, яка відбувається в них, під час експлуатації на ядерному об'єкті (АЕС) під впливом таких шкідливих чинників, як іонізуюче випромінювання, високі температури, корозійно-ерозійні процеси, але, крім того, треба врахувати, що зразки металів для дослідження будуть отримані після дезактивації методом металургійної плавки при температурах понад 1500 °С, що також може мати певні впливи на кінцевий стан та фізико-механічні властивості отриманих злитків металу.

Найбільший інтерес в цій роботі викликає вивчення кінцевого стану та змін фізико-механічних властивостей металів внаслідок корозійних процесів в них, з урахуванням того, що окремим фактором під час експлуатації АЕС, є радіаційне випромінювання, яке, внаслідок опромінення металу, прискорює процеси його корозії [3].

Різні види корозії, як показано на рис. 1, по-різному впливають на механічні властивості матеріалів. Види корозії класифікують і залежно від характеру пошкодження корозійного матеріалу [4].



1-3 – загальна корозія; 4-7 – місцева корозія; 1 – рівномірна;
2, 3 – нерівномірна, 5 – виразкова; 6 – точкова; 7 – міжкристаліна

Рис.1 Види корозійних ушкоджень

Серед інших видів корозії, які можуть бути виявлені в структурі зразків металу, що досліджується, особлива увага буде приділена явищу міжкристалітної корозії, яка виникає внаслідок накопичення газів у металах в процесі трансмутаційних реакцій при нейтронному опроміненні.

Серед причин виникнення міжкристалітної корозії є нагрівання металу при обробці тиском або зварюванні, а також тривала експлуатація обладнання при температурах вище 450 С.

З застосовуваних у енергетиці сталей, до міжкристалітної корозії схильні хромонікелеві, хромонікельмолібденові, хромонікельмарганцеві корозійностійкі сталі аустенітного, феритного, аустенітно-феритного та аустенітно-мартенситного класів, а також високолеговані нікельні сплави[5].

Основною відмінністю ЯЕУ є наявність потужних радіаційних полів, що викликають структурні зміни в обсязі матеріалу і на поверхні і, як наслідок цього, погіршення властивостей матеріалу, що опромінюється.

Властивості металів і сплавів істотно залежать від дефектів кристалічних решіток. Такі властивості металів, як здатність чинити опір механічним навантаженням, радіаційна стійкість, сумісність, пов'язані з властивостями точкових та лінійних дефектів кристалічних решіток.

Специфіка радіаційного впливу ядерного випромінювання ЯЕУ на пошкодження та зміну структури в обсязі матеріалу полягає у наявності швидких (понад 1 МеВ) нейтронів, які вибивають атоми твердого тіла налітаючою (бомбардуючою) частинкою.

Зміщення атомів супроводжується накопиченням у матеріалі дефектів: міждузельних атомів та вакансій, як показано на рис.2.

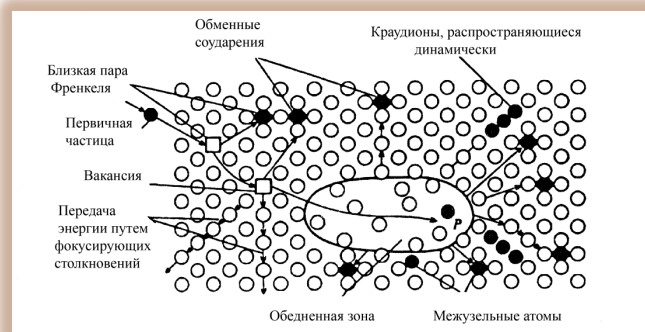


Рис. 2. Модель радіаційних пошкоджень, що виникають при зіткненні нейтронів з атомами кристалічних ґрат (модель Зеегера)

Внаслідок різної рухливості дефектів, взаємодії їх між собою та з елементами структури конструкційні матеріали розпухають, зазнають радіаційно-прискореної повзучості та структурно-фазових змін [6].

Тому основними критеріями оцінки довговічності КМ ЯЕУ, є: радіаційне крихтіння, розпухання та радіаційна повзучість.

Лабораторне вивчення зразків металу, дезактивованого методом металургійної плавки, містить в собі два види досліджень: а) дослідження зразків переплавленого металу задля візуального виявлення ознак та наслідків процесів корозії в структурі виплавленого злитку металу; б) виконання лабораторних випробувань (тестів) з метою встановлення поточних значень показників фізико-механічних властивостей виплавленого злитку металу.

Для встановлення візуальних ознак корозії планується застосувати щонайменше два з перерахованих нижче методів для перекриття та верифікації отриманих результатів: а) металографічний аналіз: цей метод включає мікроскопічний аналіз структури металу під світловим чи електронним мікроскопом. Корозія може призводити до змін у мікроструктурі, таких, як поява пор, тріщин, видозміни зерен, а також змін структури на межі зерен, тощо. Металографічний аналіз може виявити пухирчасті області, вузлові дефекти та інші ознаки; б) електронна мікроскопія з розсіюванням енергії рентгенівських променів (EDX): Цей метод дозволяє вивчити хімічний склад міжкристалітних меж, що може вказати на наявність міжкристалітної корозії; в) електрохімічна мікроскопія: деякі електрохімічні методи, такі як сканувальна електрохімічна мікроскопія (SECM), можуть допомогти вивчити локальні корозійні процеси на межах зерен.

Результати візуального вивчення будуть включати в себе опис спостережень та висновки, які можуть бути зроблені на основі візуальних даних щодо оцінки ступеня пошкодження металу.

Для встановлення поточних значень показників фізико-механічних зразків металу, будуть проведені лабораторні випробування на розтяг, стиск, згин та ударну в'язкість.

Результати вивчення щонайменше будуть включати в себе опис методів випробувань, аналіз отриманих результатів, порівняння з нормами та стандартами щодо міцності еталонного металу, а також порівняння з іншими дослідженнями, висновки про причини або фактори, які впливають на міцність зразка дезактивованого металу.

Підсумком дослідження зразків металів, які працювали в складі систем та конструкцій АЕС, та опісля були дезактивовані методом металургійної плавки, буде інженерне твердження та певні рекомендації на підставі результатів досліджень, щодо можливого використання та певні обмеження (або їх відсутність) для виробництва металургійного сортаменту, а також подальшого використання в виробництві товарів, деталей, обладнання та конструкцій.

В разі отримання неочікуваних результатів, наукового винаходу, новизни чи відкриття в процесі виконання дослідження, всі аспекти цього винаходу (відкриття) будуть ретельно занотовані додатково.

Список посилань

1. Широков С.В. Ядерні енергетичні реактори: Навчальний посібник- Київ : НТУУ «КПІ», 1997- 279 с.
2. Бекман, И. Н. Ядерные технологии : учебник для вузов / И. Н. Бекман. — 2-е изд., испр. и доп. — Москва : Издательство Юрайт, 2023. — 500 с.
3. Бескорвайный, Н.М. Конструкционные материалы ядерных реакторов: Учебник для вузов / Н.М. Бескорвайный, Б.А.Калин, П.А. Платонов, И.И.Чернов. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 704 с.
4. Тутнов А.А. Радиационные эффекты изменения механических свойств конструкционных материалов и методы их исследования. Киев. Наукова Думка. 1977. 78 с.
5. Овчинников И.И., Овчинников И.Г.,Богина М.Ю. «Влияние радиационных сред на механические характеристики материалов и поведение конструкций», Интернет-журнал «НАУКОВЕДЕНИЕ» №4, 2012 – 39с
6. Паршин, А.М. Структура, прочность и радиационная повреждаемость коррозионно-стойких сталей и сплавов / А.М. Паршин. – Челябинск: Металлургия, 1988.– 656 с.

Annotation

The purpose of this scientific work concludes in studying the effects of corrosion on the final state and change in the physical and mechanical properties of steels used as structural materials of components, equipment and structures of nuclear facilities during their operation, which can be decontaminated by the improved method of metallurgical melting.

The result of studying the metal samples of NPP's equipment and structures decontaminated by the method of metallurgical melting will be an engineering statement and certain recommendations based on the results of research, regarding the possible use and certain restrictions (or their absence) for the production of the metallurgical assortment, as well as further use in the production of goods, parts, equipment and structures according to the needs of national economy.

If the unexpected results will be raised or the scientific finding, news or discovery will take place during research process, then all aspects of such finding (news) will be properly noted.

Separately, during the laboratory metallurgical melting, a change (decrease) in the levels of radioactive contamination of samples of metal will be noted to confirm the possibility of decontamination of certain types of radioactive contaminated metal without prior chemical or mechanical decontamination that will make this decontamination technology more economically attractive compared to similar ones.

FEATURES OF USING THE CUBIC RESIDUES' ALKALINES FOR THEIR CONDITIONING IN A GEOPOLYMER MATRIX

A. Rozko¹, Yu. Fedorenko², B.Zlobenko²

1. A. Rozko, Ph.D.(Geology), Senior Researcher in the M. P Semenenko Institute of Geochemistry, Mineralogy and Ore Formation of the NAS of Ukraine, Kiev, Ukraine, al.rozko@gmail.com

2. Yu. Fedorenko, Researcher SI "Institute of Environmental Geochemistry of the NAS of Ukraine", Kiev, Ukraine.

2. B.Zlobenko, Senior Researcher SI "Institute of Environmental Geochemistry of the NAS of Ukraine", Kiev, Ukraine, borys.zl@gmail.com

The publication examines the features of using cubic residues alkalines of for their conditioning in a geopolymer matrix. The obtained compounds have sufficient strength >10 MPa, and can also be sorbents of radionuclides.

Keywords: conditioning, geopolymer, cubic residues alkalines, sorbents of radionuclides.

Aluminosilicate materials, the crystal structure of which is destroyed by thermal, mechanical or chemical methods, various additives improving the binders' properties, and alkalis facilitating the formation of the geopolymeric networks are used to synthesise geopolymeric binders. Among all these components, the alkalis are the most expensive. The high cost of the alkalis and the required amount of them (up to 10%) have stood in the way of the widespread application of the geopolymers in the construction industry that widely uses concretes based on various brands of the Portland cement.

The challenges arisen in solving environmental problems put additional demands to the binders in order to increase the reliability and durability of the environmental

protection actions. This led us to pay additional attention to the study of the geopolymer application for conditioning of hazardous, primarily radioactive waste. Our decision was determined by the characteristics of the geopolymers that allow receiving compounds with better properties than the Portland cement materials.

The advantages of the geopolymers are the ability to form the polymer networks in a high-salt environment containing a significant amount of borates and nitrates, the increased chemical resistance, a gradual 1.5–2-fold increase of the compressive strength, the absence of harmful gas emissions into the atmosphere, etc.

In addition, in the geopolymer synthesis, various production wastes are used: furnace slag, thermal power plant ash, cracked ceramics and broken bricks, etc.

A preliminary test of the liquid radioactive waste (LRW) cementation with the geopolymers showed the possibility of obtaining the compounds with the compressive strength values over 4.9 MPa. It was found that the cubic residues' alkalis can be used for the LRW conditioning. To do this, the following requirements must be met:

- the blast furnace granulated slag that does not contain calcium-aluminosilicate crystalline substances should be used as a binder component. It contains an important hydraulically hardening component which being hydrated allows producing compounds with the compressive strength over 4 MPa, and the particle size not exceeding 80 μm ;

- the LRW may contain borates and nitrates. The content of salts, together with the alkalis, can reach 600 g/l. The amount of the LRW in the compounds may be up to 20%. The pH of the LRW must be more than 12;

- the waste must be conditioned at 55–60°C. Highly dispersed bentonite is added to the compounds to reduce the size of sodium metaborate crystals during the recrystallization of the sodium tetraborate during the cooling of the cubic residue.

Fulfilment of the above requirements allowed producing the compounds for immobilizing the cubic residues with the compressive strength of about 10 MPa. Leaching resistance, frost resistance, and other characteristics of these compounds are being studied.

CREATION OF A FUZZY EXPERT SYSTEM FOR REGULATING THE LEVEL OF ELECTRICITY GENERATION OF NUCLEAR POWER PLANTS

Elena Skakalina

National University “Yuri Kondratyuk Poltava Politechnics”

Poltava, Ukraine

e-mail: itm.evskakalina@nupp.edu.ua

Nuclear power plants (NPPs) are unique facilities that require precise control and regulation to ensure safe and efficient operation. These facilities produce energy through a controlled nuclear reaction, and a variety of sophisticated systems are used to control this process. Nuclear power plants are complex and critical systems that require precise control and regulation to ensure safe and efficient operation. Fuzzy expert systems can be considered as effective tools for monitoring and regulating various aspects of NPP

operation, including output power. One of the key advantages of fuzzy expert systems is their ability to handle imprecise or uncertain data. In the context of nuclear power plants, this can be crucial, since there are many factors that can affect the performance of the system, especially given the existing extreme conditions of operation of Ukrainian nuclear power plants in the context of military operations.

Keywords: nuclear power plants, fuzzy knowledge bases, fuzzy expert systems, control parameters, artificial intelligence, Python, Simpsful

Introduction. Nuclear energy is recognized as the world's second largest source of electricity with low carbon emissions. The US President allocated 21 billion dollars from the financial budget for 2023 for nuclear and hydrogen programs, and Canada released its own action plan for the implementation of small modular reactors. Nuclear energy is increasingly being talked about as a "green" way to obtain energy [1]. The European Parliament recognized gas and nuclear energy as "green" provided that certain conditions are met in 2022 [2]. By 2025, all European nuclear power plants must switch to so-called emergency-resistant fuel. In accordance with the global trends of energy atomization, the IAEA revised annual forecasts, estimating the growth of nuclear energy production by 12–40% between 2021 and 2030, as well as by 29–250% by 2050 [3].

Peculiarities of application of fuzzy expert systems in nuclear energy. A Fuzzy Expert System (FES) can take into account all important factors by using fuzzy logic to process input data and make decisions based on the results. Thus, it provides a flexible and adaptive approach to regulating the level of electricity generation. This can help achieve more accurate and efficient control of a complex system, as the system can adapt to changing conditions in real time. Fuzzy logic allows processing of imprecise or uncertain input data, allowing the system to take into account the inherent complexity and variability of the NPP environment.

One of the applications of fuzzy expert systems in nuclear power plants is the optimization of electricity production by regulating reactor power through and distributing energy. The system can balance energy supply and demand by taking into account a number of factors. This helps reduce energy loss and increase overall efficiency. Many factors affect the operation of nuclear power plants, but for the correct operation of a fuzzy expert system, it is enough to take into account only the key ones:

- The external temperature can affect the performance of the power plant, especially the efficiency of the cooling system. The higher the temperature, the less efficient the cooling system will be, which can lead to lower output power. In addition, low and high temperatures lead to an increase in energy consumption by subscribers.
- The time of day can affect the demand for electricity, which can affect the power output of the power plant. For example, during peak hours, the demand for electricity may be higher and the power plant may need to increase its capacity to meet the demand.
- Population density also affects the demand for electricity. Areas with high population density require more electricity to power homes and businesses, which increases the load on the power plant.
- The type of urban area affects the output power of a nuclear power plant, depending on the total demand for electricity in a certain area. For example, if a large industrial

area is located near a nuclear power plant, this can create a greater overall demand for electricity in the region, even if the nuclear power plant does not specifically power that industrial area. For example, an industrial area may require more electricity than a residential area due to the nature of the businesses located there.

- The type of equipment used by consumers also affects the demand for electricity. For example, home appliances and entertainment equipment may require different amounts of electricity to operate.

Thus, FES can act as a powerful tool for monitoring and regulating nuclear power plants. These systems can cope with the complex and dynamic nature of the nuclear power plant operating environment, including imprecise and uncertain data for real-time decision making. This makes Fuzzy Expert Systems well suited for solving the unique problems of regulating the output power of a nuclear power plant, optimizing the production and distribution of electricity, and ensuring the safety and efficiency of complex technical systems [4].

In general, the development of FES to regulate electricity production at nuclear power plants is an extremely important area of work in the direction of the application of artificial intelligence algorithms and tools. By providing a flexible and adaptive approach to power regulation, these systems can help ensure the safe and efficient operation of these critical facilities, providing reliable energy to communities around the world.

Toolkit for the implementation of FES. The following positions were chosen as tools for the implementation of the FES for NPP management - the Python programming language and the Simplful library. Python is a high-level interpreted programming language that was first released in 1991. It is designed to be easy to read and write, making it a popular choice for both beginners and experts. Python is widely used for a variety of purposes, including web development, scientific computing, data analysis, machine learning, and artificial intelligence.

One of the main advantages of Python is its simplicity and ease of use. The language has a clean syntax that is easy to understand and read, making it ideal for rapid application development. Python also has a large standard library that provides developers with a wide range of tools and modules to use in their applications, further simplifying the development process.

Simplful is a Python fuzzy logic library that provides a set of tools and functions for building and working with fuzzy expert systems. Simplful provides a number of features and functions for working with fuzzy logic, including support for fuzzy sets, fuzzy rules, and fuzzy inference. It also provides a set of tools for visualizing and analyzing fuzzy systems, making them easier to understand and debug.

Key advantages of Simplful include:

- **Ease of use:** Simplful has a simple syntax that is easy to understand and use. This makes it accessible to both beginners and experts in the field of fuzzy logic.
- **Customizability:** Simplful provides a wide range of options to customize the fuzzy logic system according to the application requirements. This allows you to create highly specialized and accurate models.

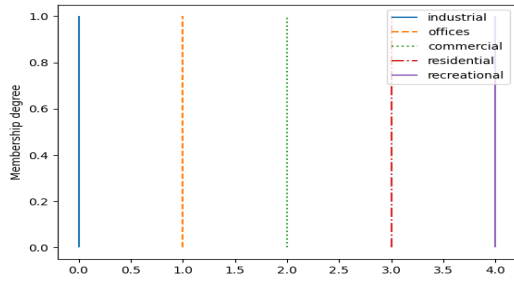


Fig. 3. Graph of the variable "Type of urban area"

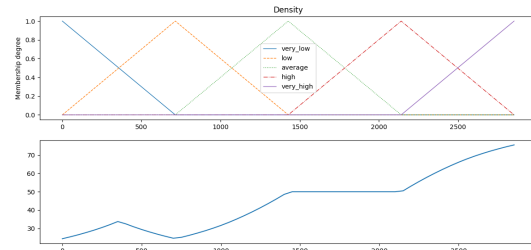


Fig. 4. Graphs of the variable "Population density"

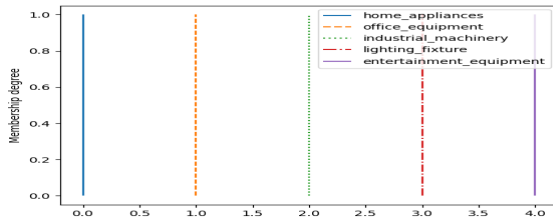


Fig. 5. Graph of the "Type of equipment" variable

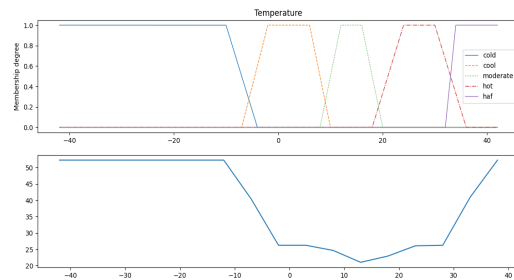


Fig. 6. Graphs of the "Temperature" variable

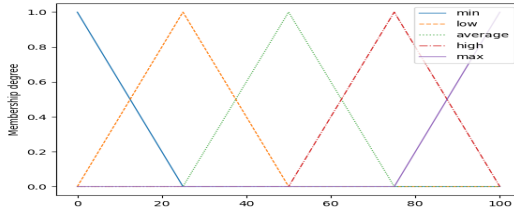


Fig. 7. Graph of the “Power Level” variable

```

Enter time of the day in minutes (0 - 1440): 1200
Choose the City Zone: residential
Enter the density of population in persons per km2 (0 - 2854): 1236
Choose the type of main equipment: home_appliances
Enter the temperature in celcius degrees (-41.9 - 42): 26
Recommended Power Output is 40.21910474291043 conventional units

```

Fig. 8. The recommended power level of the NPP for the specified parameters (%)

Now let's try to enter extreme data for the maximum power level. Since all the above graphs do not depend on user data, one screenshot will be enough.

```

-----
/ _ _ ) ( ) ( \ \ ) ( _ _ \ ( _ _ ) / ( \ ( ) v2.10.0
\ _ _ \ ) ( / \ \ ) _ _ ) _ _ \ / / ( \ /
( _ _ / ( \ \ ) / ( _ _ ) ( ) \ _ _ / \ _ _ /

Created by Marco S. Nobile (m.s.nobile@tue.nl)
and Simone Spolaor (simone.spolaor@unimib.it)

Enter time of the day in minutes (0 - 1440): 780
Choose the City Zone: industrial
Enter the density of population in persons per km2 (0 - 2854): 2854
Choose the type of main equipment: industrial_machinery
Enter the temperature in celcius degrees (-41.9 - 42): -41
Recommended Power Output is 99.46392122963462 conventional units

```

Fig. 9. Recommended NPP power level under extreme parameters (%)

Conclusions. Fuzzy expert systems (FES) are a special type of artificial intelligence systems that can effectively solve control problems in complex systems such as nuclear power plants (NPPs). NES are capable of processing unclear and incomplete information, which makes them a valuable tool for ensuring the safety and reliability of nuclear power plants. Fuzzy expert systems have significant advantages in managing complex technical systems:

- *processing of unclear and incomplete information:* NPPs can work with inaccurate and incomplete data, which is a common occurrence in nuclear power plant operating conditions.

The main areas of use of fuzzy expert systems in nuclear energy can be identified:

modeling expert behavior - FES can simulate the knowledge and experience of experienced experts, allowing the system to make decisions based on years of experience;

adaptability to changing conditions: FES are able to adapt to changing operating conditions of nuclear power plants, which ensures flexibility and reliability of control;

improved safety: FES can help identify potential emergencies and take preventative measures, which improves the safety of nuclear power plant operations;

operation optimization: FES can optimize the operation of a nuclear power plant, increasing its efficiency and cost-effectiveness.

With the development of artificial intelligence technologies, NPS are becoming more advanced and can play an increasingly important role in the management of nuclear power plants. It is expected that NES will be used to solve more complex problems, such as the control of multi-unit nuclear power plants and the development of decision support systems in emergency situations.

It is important to note that NES are not a substitute for the experience and knowledge of nuclear power plant specialists. They serve as an auxiliary tool that can help in decision making and improve the safety and reliability of nuclear power plants.

A fuzzy expert system is a type of artificial intelligence system that combines the concepts of fuzzy logic and expert systems. Fuzzy logic is a mathematical apparatus that deals with uncertainty and imprecision, while expert systems are computer programs that simulate the ability of a human expert to make decisions in a particular field.

The process of developing a fuzzy expert system for optimizing power supply from any source of production includes several stages. The first stage is knowledge gathering, in which knowledge and expertise in the subject area of power supply is gathered from various sources, such as subject matter experts, documentation and research.

Next, knowledge is represented using fuzzy logic, which involves the definition of fuzzy sets, membership functions, and rules. This step also includes the definition of input variables (such as time of day, type of premises, number of people and type of equipment) and output variables (such as amount of electricity supplied, energy consumption and cost).

The next stage is system architecture and design, where a fuzzy inference system is developed based on the knowledge representation. A fuzzy inference system is a set of rules that use input variables and fuzzy logic to produce an output, which is the amount of electricity to be delivered.

The final step is implementation, where the fuzzy expert system is developed using a programming language or toolkit such as MATLAB or Python. The system is tested and verified on real data to ensure that it is accurate and effective.

The use of fuzzy expert systems in the regulation of electricity generation at nuclear power plants is a promising application of the theory of fuzzy sets and expert systems in general. The unique challenges that arise in the nuclear power plant environment, including inaccurate data and unpredictable equipment usage, can be addressed through the use of fuzzy logic and machine learning techniques.

The development of such systems requires an interdisciplinary approach that includes knowledge from such fields as nuclear engineering, computer science, and control theory. However, the potential benefits are significant, including improved safety, increased efficiency and reduced energy loss.

As technology continues to develop, it is likely that fuzzy expert systems will become an increasingly important tool for monitoring and regulating nuclear power plants. With their ability to adapt to changing conditions and learn from their own experience, these systems offer a flexible and efficient approach to power regulation that is well suited to the complex and dynamic nature of the nuclear power plant environment.

References

1. <https://pemedianetwork.com/carbon-economist/articles/renewables/2022/outlook-2023-smrs-the-answer-to-the-world-s-energy-trilemma/>
2. <https://earth.org/gas-and-nuclear-turn-green-eu-taxonomy/>
3. <https://www.powermag.com/being-pro-nuclear-wont-be-enough-heres-why/>
4. Skakalina O.V. (2024) Intelligent information technology for creating a fuzzy expert system as the main structural component of the decision support system /Olena Skakalina // Proceedings of the 3rd International Scientific and Practical Conference «Innovative Development in the Global Science» (January 26-28, 2024). Boston, USA. № 186, p. 413 – 420.

СТВОРЕННЯ НЕЧІТКОЇ ЕКСПЕРТНОЇ СИСТЕМИ ДЛЯ РЕГУЛЮВАННЯ РІВНЯ ГЕНЕРАЦІЇ ЕЛЕКТРОЕНЕРГІЇ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ

Олена Скакаліна

*Національний університет «Полтавська політехніка імені Юрія Кондратюка»
Україна, м. Полтава,
e-mail: itm.evskakalina@nupr.edu.ua*

Атомні електростанції (АЕС) – це унікальні об'єкти, які потребують точного контролю та регулювання для забезпечення безпечної та ефективної роботи. Ці об'єкти виробляють енергію за допомогою контрольованої ядерної реакції, і для управління цим процесом використовуються різноманітні складні системи. Атомні електростанції є складними та критично важливими системами, які потребують точного контролю та регулювання для забезпечення безпечної та ефективної роботи. Нечіткі експертні системи можуть розглядатися як ефективні інструменти для контролю і регулювання різних аспектів роботи АЕС, включаючи вихідну потужність. Однією з ключових переваг нечітких експертних систем є їх здатність обробляти неточні або невизначені дані. У контексті АЕС це може мати вирішальне значення, оскільки існує багато факторів, які можуть впливати на продуктивність системи, особливо враховуючи існуючі екстремальні умови функціонування українських АЕС в умовах військових дій.

Ключові слова : *атомні електростанції, нечіткі бази знань, нечіткі експертні системи, керуючі параметри, штучний інтелект, Python, Simpsful*

АНАЛІЗ ФАКТОРІВ ЗОВНІШНЬОГО СЕРЕДОВИЩА ПРИ ВИБОРІ МАЙДАНЧИКІВ ДЛЯ БУДІВНИЦТВА АЕС НА ОСНОВІ МЕТОДІВ НЕЧІТКОЇ ЛОГІКИ

Скітер І. С¹., Деренговський В.В¹., Трунова О.В².

¹Інститут проблем безпеки АЕС Національної академії наук України,
місто Чорнобиль

²Національний університет «Чернігівська політехніка». Місто Чернігів
i.skiter@ispnpp.kiev.ua, v.derengovsky@ispnpp.kiev.ua, e.trunova@gmail.com

Процес вибору майданчику АЕС включає в себе як складову процедуру аналізу масивів кількісних і якісних факторів: технічних, технологічних, економічних, соціальних, історичних тощо [1]. Деякі з них представлені непараметрично - якісно, описово, тощо. Крім того, вони можуть характеризуватися значною невизначеністю. Об'єктивна оцінка таких факторів потребує специфічних методів опрацювання з метою надання особам, що приймають рішення, конкретних оціночних суджень.

В дослідженні для аналізу обрані: економічні фактори - «Вартість мереж передачі енергії (E1), «Експлуатаційні витрати» (E2), «Впливи на економіку» (E3); соціальні фактори - «Транспортна мережа» (C1), «Юридичні аспекти» (C2), «Вплив туризму» (C3), «Права власності на землю» (C4), «Історичні місця» (C4), «Громадське визнання» (C5); безпекові фактори - «Геологічні аспекти» (BK1), «Густота населення» (B2), «Навколишнє середовище» (B3), «Метеорологія» (B4), «Землекористування» (B5), «Шляхи евакуації» (B6), «Близькість до небезпечних об'єктів» (B7). На їх основі за допомогою методів нечіткої логіки проведена формалізація оцінок факторів, запропонована методика їх класифікації за ступенем впливу на об'єкт дослідження, запропоновані методи прийняття рішень.

Процес аналізу включає в себе наступні етапи: 1) обчислення нечітких значень важливості обраних факторів оцінки майданчиків методом Fuzzy АНР [2]; 2) визначення нечітких значень імовірностей реалізації впливу зовнішніх факторів на процес вибору майданчику АЕС; 3) визначення нечітких значень впливу зовнішніх факторів; 4) аналіз отриманих результатів.

Етап 1 - обчислення нечітких значень важливості факторів, які здійснюють вплив на оцінку потенційних майданчиків, за методом Fuzzy АНР [3].

Етап 1.1. - оцінка експертами парних порівнянь критеріїв в межах відповідного фактору на основі лінгвістичної шкали (терм-множина T1), (табл. 1). Результатом є матриці парних порівнянь важливості економічних критеріїв (для інших груп факторів – аналогічно):

$$A_k^{EK} = \left\| a_{kij}^{EK} \right\|_{n_{EK} \times n_{EK}} \quad (1)$$

де a_{kij}^{EK} – лінгвістична оцінка k -м експертом переважання i -го фактору над j -м при їх парному порівнянні, $i, j = \overline{1, n_{EK}}$, $k = \overline{1, K}$

Таблиця 1. Шкала переведення лінгвістичних термів у нечіткі триангулярні числа

Лінгвістичні терми T1 для визначення відносної важливості факторів (i-го фактору з j-м)	Позначення	Чисельне значення попарного порівняння критеріїв
		a_{ij}
Рівноцінні (Equal)	E	(1; 1; 1)
Помірна перевага (Moderate)	M	(2; 3; 4)
Сильна перевага (Strong)	S	(4; 5; 6)
Дуже сильна перевага (Very Strong)	VS	(6; 7; 8)
Надзвичайно сильна перевага (Extremaly Strong)	ES	(8; 9; 9)

Етап 1.2 - побудова нечітких матриць парних порівнянь факторів, їх агрегація для обчислення інтегральної нечіткої матриці парних порівнянь визначених економічних критеріїв (для інших груп факторів – аналогічно) шляхом трансформації лінгвістичних оцінок у нечіткі числа на основі шкали (табл. 1):

$$\begin{cases} A_k^{EK} \rightarrow \widetilde{F}_k^{EK} = \left\| \widetilde{f}_{k_{ij}}^{EK} \right\|_{n_{EK} \times n_{EK}} \\ \widetilde{F}_k^{EK} = \frac{1}{K} \oplus_{k=1}^K \widetilde{f}_k^{EK} = \left\| \left(\alpha_{k_{ij}}^{EK}, \beta_{k_{ij}}^{EK}, \gamma_{k_{ij}}^{EK} \right) \right\|_{n_{EK} \times n_{EK}} \end{cases} \quad (2)$$

Етап 1.3. - оцінка нечітких коефіцієнтів важливості визначених критеріїв та їх відносних ваг:

$$\begin{cases} \widetilde{v}_i^{EK} = \left(\alpha_i^{EK}, \beta_i^{EK}, \gamma_i^{EK} \right) \otimes \left(\frac{1}{r_\alpha^{EK}}, \frac{1}{r_\beta^{EK}}, \frac{1}{r_\gamma^{EK}} \right) = \left(v_{1i}^{EK}, v_{2i}^{EK}, v_{3i}^{EK} \right) \\ \widetilde{w}_i^{EK} = \left(\frac{v_{1i}^{EK}}{\sum_{i=1}^{n_{EK}} (\widetilde{v}_i^{EK})^{def}}, \frac{v_{2i}^{EK}}{\sum_{i=1}^{n_{EK}} (\widetilde{v}_i^{EK})^{def}}, \frac{v_{3i}^{EK}}{\sum_{i=1}^{n_{EK}} (\widetilde{v}_i^{EK})^{def}} \right) = \left(w_{1i}^{EK}, w_{2i}^{EK}, w_{3i}^{EK} \right) \end{cases} \quad (3)$$

Етап 3 - визначення нечітких значень імовірностей реалізації впливу зовнішніх факторів на процес вибору майданчику АЕС - терм T2 = {дуже низька – VL; низька – L; середня – M; висока – H; дуже висока – VH}. Семантика термів– VL: (0,0; 0,0; 0,25); L: (0,15; 0,3; 0,45); M: (0,35; 0,5; 0,65); H: (0,55; 0,7; 0,85); VH: (0,75; 1,0; 1,0). В результаті отримуємо для кожного експерта нечіткі оцінки імовірностей реалізації впливу ЕК-фактору (аналогічно для інших) $\{ \widetilde{p}_1^{EK}, \widetilde{p}_2^{EK}, \dots, \widetilde{p}_{n_{EK}}^{EK} \}$.

Етап 4 - визначення нечітких оцінок впливу факторів. Терм-множина:

T3 = {несуттєвий – No Significant (NS), дуже низький – Very Low (VL); низький – Low (L); середній – M (M); високий – High (H); дуже високий – Very High (VH), надзвичайно високий – Extremely High (EH)}. Семантика термів: для переваг - NS_o: (-1; 0; 0); VL_o: (-2; -1; 0); L_o: (-3; -2; -1); M_o: (-4; -3; -2); H_o: (-5; -4; -3); VH_o: (-6; -5; -4); EH_o: (-6; -6; -5); для недоліків – NS_t: (0;0;1); VL_t: (0;1;2); L_t: (1;2;3); M_t: (2;3;4); H_t: (3;4;5); VH_t: (4;5;6); EH_t: (5;6;6). Одержимо для кожного експерта нечіткі оцінки рівня впливу для ЕК-факторів (для інших

аналогічно): $\widetilde{EK}_1, \widetilde{EK}_2, \dots, \widetilde{EK}_{n_{EK}}$. За отриманими результатами будемо матрицю оцінок впливу зовнішніх факторів та нечітких значень імовірності їх реалізації (рис.2).

<i>Недоліки</i>					<i>Ймовірність реалізації впливу фактору</i>		<i>Переваги</i>					
EHt	VHt	Ht	Mt	Lt	VLt	Vlo	Lo	Mo	Ho	VHo	EHo	
	At					VH					Ao	
						H						
			Bt			M		Bo				
			Ct			L	Do	Co				
						VL						
-6	-5	-4	-3	-2	-1	1	2	3	4	5	6	
<i>рівень впливу факторів</i>												

Рис. 2. Матриця нечіткого оцінювання переваг і недоліків впливу факторів на оцінку майданчиків АЕС

Аналіз результатів: 1) Переваги, що потрапили в область A_0 , мають велике значення для процесу вибору; в області B_0 , - мають значний вплив; в C_0 – можуть бути використані за певних умов. 2) Недоліки, що потрапили в область A_t , є першочерговими для усунення; в область B_t - повинні бути усунені якомога швидше; область C_t – помірний негативний вплив.

Література

1. SITE SURVEY AND SITE SELECTION FOR NUCLEAR INSTALLATIONS. — Vienna: International Atomic Energy Agency, 2015. 84p.— (IAEA safety standards series, ISSN 1020–525X; no. SSG-35) STI/PUB/1690 ISBN 978–92–0–102415–2
2. Chang D.Y. Applications of the extent analysis method on fuzzy AHP. European Journal of Operational Research. 1996. Vol. 95 (3). P. 649–655
3. Chang D.Y. Applications of the extent analysis method on fuzzy AHP. European Journal of Operational Research. 1996. Vol. 95 (3). P. 649–655

ПРОГНОЗУВАННЯ НАСЛІДКІВ ПОТЕНЦІЙНОЇ АВАРІЇ ОБВАЛЕННЯ КОНСТРУКЦІЇ ОБ'ЄКТУ "УКРИТТЯ" І РОЗПОВСЮДЖЕННЯ РАДІОАКТИВНИХ АЕРОЗОЛІВ В СЕРЕДИНІ ТА ЗА МЕЖІ НОВОГО БЕЗПЕЧНОГО КОНФАЙМЕНТУ

Скляренко Дмитро, Круковський Павло, Смольченко Дмитро

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

Новий Безпечний Конфайнмент (НБК) ЧАЕС побудований з метою перетворення будівельних конструкцій Об'єкта «Укриття» (ОУ) в екологічно безпечну систему. Для забезпечення безпеки персоналу НБК та оточуючого середовища (ОС) під час робіт необхідно спрогнозувати наслідки можливої аварійної ситуації з обвалення конструкції об'єкту "Укриття" і розповсюдження радіоактивних аерозолів (РА) в середині та за межі НБК [1].

Метою роботи побудова CFD моделі термодинамічного та радіаційного станів НБК для моделювання аварійної ситуації з локальним викидом 8 кг РА в центральному залі ОУ при обваленні будівельних конструкцій ОУ, розповсюдженням РА в основному об'ємі (ОО) і осіданням РА на всіх поверхнях під НБК, а також врахування конвективних потоків повітря в ОО, які переміщують РА від локальних місць викидів до місць протічок під стінами НБК для контролю «низького» викиду РА за межі НБК в ОС. Така робота дозволить оцінити прогнозні значення об'ємної активності (кг/м³) та неконтрольованих витрат (м³/с) протічок повітря з РА назовні і всередину НБК та керувати вентиляційними установками (ВУ) НБК з метою не перевищення граничнодопустимого рівня викиду РА за межі НБК.

Комп'ютерна CFD модель враховує основні фізичні процеси, що відбуваються в середині і на зовнішніх поверхнях НБК. Для виконання моделювання термогазодинамічного та радіаційного станів НБК. Геометрична модель НБК включають в себе Арку НБК, технологічну будівлю, деаераторну етажерку, машинний зал, блоки В та допоміжних систем реакторного відділення (ДСРВ), вентиляційні труби. Розрахункова сітка тривимірної моделі НБК складається

з 1,1 млн. комірок багатогранної форми, які згущалися до поверхні НБК. Згущення комірок проводилося для отримання результату прийнятеного по часу та сталих результатів розрахунку в CFD моделі НБК. Модель була виконана в ПЗ Ansys Fluent [2].

В моделі використовувались розраховані значення площ протічок ОО-33 0,95 м², ОО-С3 4,48 м² та КП-ОО 7,09 м². Площа протічок ОО-ДСРВ із основного об'єму НБК в оточуюче середовище на ділянці обшивки вентиляційної шахти ДСРВ, на якій не забезпечено проектний критерій $\epsilon_{\text{моу}}=0,001$ м²/м герметизації з'єднань, загальна площа яких прийнята згідно з [3] рівною 0,349 м². Значення тисків на зовнішніх поверхнях визначались за допомогою спеціальної тривимірної аеродинамічної моделі зовнішнього обтікання НБК повітрям, наведеної в [4].

Таким чином для моделювання і виконання оцінки потенційного неорганізованого (низького) викиду та організованого (високого) викиду повітря за межі НБК використовувався [1] найбільш вірогідний напрямок вітру 315^0 та середньомісячну швидкість вітру 4,2 м/с для промплощадки ЧАЕС під час моделювання 18-ти годинної динаміки розповсюдження РА під час обвалення будівельних конструкцій ОУ. Та різна кількість працюючих осушувальних машин нагнітаючих повітря в КП НБК: сценарій а – 2 шт; сценарій б – 3 шт. Для сценарію обвалення конструкцій ОУ: викид паливного пилю ($d=5$ мкм, $\rho_c=2000$ кг/м³) становить 8 кг та осідання РА у CFD моделі НБК.

Результати роботи.

1. побудована CFD модель термодинамічного та радіаційного станів НБК яка враховує основні особливості викидів, розповсюдження і осідання РА під НБК та кліматичні умови ззовні та оцінює прогностичні значення об'ємної активності (кг/м³) та витрат (м³/с) протічок повітря з РА назовні і всередину НБК з метою не перевищення гранично допустимого рівня викиду РА за межі НБК;

2. використовуючи найбільш вірогідний напрямок вітру 315^0 та середньомісячну швидкість вітру 4,2 м/с під час моделювання 18-ти годинної динаміки розповсюдження РА від обвалення будівельних конструкцій ОУ показує, що при використанні 2-х вентиляційних установок нагнітаючого повітря в кільцевий простір (КП) НБК немає викиду повітря з РА за межі НБК. А при використанні 3-х ВУ нагнітаючого повітря у КП, викид повітря за межі НБК складає 2,1 м³/с під східною стіною НБК та максимального значення об'ємної активності біля 3 мг/м³.

Висновки: 1. Аналіз моделювання витоку повітряних потоків з РА за межі НБК показав перевищення «низького» викиду допустимої межі 700 МБк/місяць.

2. Сценарій обвалення конструкції об'єкту "Укриття" несе загрозу як оточуючому середовищу на рівні $0,05 \cdot 10^{12}$ Бк, так і в ОО на рівні об'ємної концентрації $2,3 \cdot 10^6$ Бк/м³, що є небезпечним для персоналу НБК протягом 18 годин.

3. При обваленні конструкцій ОУ консервативно вилітає 8 кг РА, за 18 годин сценарію приблизно 76 % осідає на поверхнях під НБК, через витяжку НБК «високий викид» виходить 17%, в повітрі залишається 6%, «низький» викид РА складає 1%.

Література

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

2. ANSYS FLUENT 12.0. Documentation / <https://www.afs.enea.it/> URL: <https://www.afs.enea.it/project/neptunius/docs/fluent/html/th/node1.htm> (дата звернення: 30.05.2024)

3. Круковский П.Г., Склярченко Д.І., Дядюшко Є.В., Кондратенко С.А., Кузьменко В.Г. Аналіз низького витоку повітря за межі НБК та на ділянці обшивки вентиляції ДСПВ // INUDECO: матеріали 7-ї міжнародної наук.-практ. конф., 27-28 квіт. 2022 р., м. Славутич, Україна.

4. Круковский П.Г., Скляренко Д.І., Дядюшко Є.В., Кондратенко С.А., Кузьменко В.Г. Аналіз низького витоку повітря за межі НБК та на ділянці обшивки вентшахти ДСРВ // INUDESCO: матеріали 7-ї міжнародної наук.-практ. конф., 27-28 квіт. 2022 р., м. Славутич, Україна.

Annotation. *The paper is devoted to modelling the propagation of radioactive aerosols (RA) in the NSC main volume (MV), the annular space of the NSC Arch and releases to the environment in scenarios for analysing the safety of the NSC-SO complex operation in case of RA release into the NSC MV and beyond in case of the Shelter collapse.*

The paper considers a CFD model that allows determining these losses through leaks in the shells and building structures under the NSC walls, which takes into account both the local release of radiation from the central hall of the SO and the spread of radiation in the SO and deposition on all surfaces under the NSC Arch, as well as takes into account convective air flows in the SO that transfer radiation from local releases to places of low radiation release to the environment. The results of the scenario of the Shelter structure collapse, which poses a threat both to the environment and in the MV, which is dangerous for NSC personnel during 18 hours of the considered scenario, are presented, and estimates of the fate of radwaste deposited on the surfaces under the NSC, released through the NSC 'high release' exhaust, remaining in the air and leaving with 'low' radwaste outside the NSC are given.

РОЗРОБЛЕННЯ СИСТЕМИ ПІДТРИМКИ ПРИЙНЯТТЯ РІШЕНЬ ДЛЯ ОПТИМАЛЬНОГО КЕРУВАННЯ ВЕНТИЛЯЦІЄЮ НБК ЧАЕС

Старовіт Іван^{1,2}, Круковський Павло¹, Дейнеко Андрій¹, Гаврилко Євген²

¹ Інститут технічної теплофізики НАН України, м. Київ, krug_2@ukr.net

² Національний технічний університет України "Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського", gev.1964@ukr.net

Анотація. Робота присвячена створенню для подальшого впровадженню системи підтримки прийняття рішень (СППР) для Нового Безпечного Конфайнменту (НБК) Чорнобильської АЕС, яка спрямована на підвищення ефективності управління вентиляційними системами. Система забезпечує обізнаність персоналу щодо гідравлічного стану НБК під час нормальних та аварійних режимів роботи. Враховуючи величезний ризик пов'язаний з можливими викидами радіоактивних аерозолів, робота акцентує на необхідності створення динамічної та адаптивної системи управління, що здатна реагувати на змінні умови внутрішнього і зовнішнього середовища НБК. В роботі використовується комплексний підхід, що включає фізичні моделі, моделі на основі машинного навчання та Монте-Карло симуляції, для точного прогнозування та управління рівнями радіоактивних аерозолів всередині НБК та

їх викидами назовні. Показний приклад оптимізації витрат ВУ, що забезпечило зменшення викидів радіоактивних аерозолів з основного об'єму та значно скоротити споживання електроенергії. Таким чином, описана СППР дозволяє зменшити ризики для довкілля та забезпечує безпечні умови роботи персоналу, розширюючи можливості оперативного реагування на зміну умов всередині НБК.

Аварія на ЧАЕС, що сталась в 1986 році, мала катастрофічні наслідки для навколишнього середовища. Оскільки створений одразу після аварії Об'єкт «Укриття» був тимчасовим рішенням, на заміну йому було побудовано Новий Безпечний Конфайнмент (НБК), що має забезпечити перетворення внутрішнього об'єму в екологічно чисту систему. При цьому під час експлуатації НБК виникає ряд складних інженерно-наукових задач, зокрема таких що пов'язані з оптимальним функціонування системи вентиляції об'єкту: підтримання заданих умов всередині НБК (таких як рециркуляція повітря та відповідний рівень вологості), а також мінімізація викидів радіоактивних аерозолів за межі Конфайнменту.

Метою роботи є формалізація вимог, а також створення прототипу системи підтримки прийняття рішень (СППР) НБК ЧАЕС, що дозволила б підвищити ефективність управління вентиляційними установками (ВУ) та обізнаність персоналу об'єкту щодо його гідравлічного стану, як під час нормальної експлуатації, так і під час можливих аварійних станів. При розробленні відповідної СППР, необхідно враховувати запланований термін експлуатації в 100 років, змінність “фізичних” параметрів НБК в часі (таких як площі неконтрольованих протічок, які не можливо оцінити прямим вимірюванням), вплив параметрів вітру [1], різноманітність режимів проведення робіт.

На основі особливостей об'єкту та ряду запланованих робіт [2,3], до СППР ставиться перелік основних функціональні вимоги, а саме, забезпечення персоналу доступом до: показів датчиків та витрати вентиляційних установок, актуальних метеорологічних даних, інформації про площі неконтрольованих протічок (а також об'ємів цих протічок), інформації щодо оптимальних витрат ВУ, прогнозованих викидів радіоактивних аерозолів, дослідження впливу параметрів (площі протічок, швидкості та напрямку вітру) та витрат ВУ на об'єм неконтрольованих протічок.

Основою розробленої СППР є модуль оцінки гідравлічного стану та знаходження оптимальних витрат, основними складовими якого є:

1. Підпаке́т моде́лей, що містить як фізичну модель НБК (що використовує рівняння балансів мас та Бернуллі), так і модель на основі машинного навчання, що дозволяє передбачати перепади тисків дифманометрів в зонах основних протічок та тиски всередині НБК [4, 5].

2. Підпаке́т для роботи з статистичними параметрами вітру, а також проведення Монте-Карло симуляцій.

3. Підпаке́т для знаходження оптимальних витрат ВУ, алгоритми для знаходження площ неконтрольованих протічок та знаходження оптимальних вагових коефіцієнтів для моделей машинного навчання.

Результати роботи.

Вперше розроблена СППР дозволяє забезпечити персонал НБК актуальною інформацією щодо стану НБК, таким чином мінімізуючи необхідний час та підвищуючи якість прийнятих рішень. Окрім цього, показано ефективність застосування моделей та методів що входять до СППР, зокрема:

1. Використання оптимізованих витрат ВУ на експлуатаційній виборці (листопад 2021 року; травень та червень 2022 року) дозволило зменшити неконтрольовані викиди повітря з 4753 м³ до 122 м³ з основного об'єму, при цьому за рахунок менших витрат ВУ економія електроенергії склала близько 52%.

2. Для аналізу впливу площ протічок на викиди РА з НБК, задано такі умови, що відповідають наявним експлуатаційним даним (2 працюючі установки кільцевого простору, відсутність накачки повітря в шлюзи) та найбільш небезпечний напрям вітру (східний вітер). Знайдено, що, при такій постановці, постійна витрата ВУ основного об'єму на рівні 130.000 м³/год забезпечує відсутність викидів при швидкостях вітру до 5 м/с. Подвоєння площ протічок при тих зафіксованих інших параметрах призводить до необхідності збільшення витрати ВУ до 190.000 м³/год. При цьому максимальна не критична швидкість вітру при актуальних витратах ВУ складає вже не 5 м/с, а 2.5 м/с, що значно обмежує можливість роботи при постійній потужності ВУ. Отримані результати вказуються на необхідність проактивного планування та проведення робіт спрямованих на мінімізацію площ протічок.

3. За допомогою використання інтегрованого методу Монте-Карло, можливо знайти розподіл очікуваної кількості викидів в залежності від зафіксованої витрати ВУ (включно з 95% довірчими інтервалами), таким чином обрати мінімальну необхідну постійну витрату ВУ. Проведені 1000 симуляцій розміром в один день при потужностях ВУ 130.000 м³/год, показали, що середнє значення об'єму викидів складає 451 м³.

Висновки.

Робота над створенням СППР для Нового Безпечного Конфайнменту ЧАЕС є важливим кроком у забезпеченні екологічної безпеки та оптимізації роботи вентиляційної системи. Використання інтегрованого підходу, що включає фізичні моделі, машинне навчання та методи Монте-Карло, дозволяє значно підвищити якість оцінки та управління гідравлічним станом об'єкту.

Література

1. Krukovsky, P., Diadiushko, Y., Skliarenko, D. (2023). Розробка розрахункової моделі зовнішнього обтікання Нового Безпечного Конфайнмента ЧАЕС. Ядерна та радіаційна безпека, № 4(100), 71-79
2. Носовський А.В. Що робити далі з енергоблоком № 4 Чорнобильської АЕС. До 30-ї річниці будівництва об'єкта «Укриття». Ядерна та радіаційна безпека. 2016. № 4. С. 45–51

3. П. О. Корчагін, Ю. О. Ольховик. Щодо перетворення об'єкта "Укриття" на екологічно безпечну систему. Ядерна та радіаційна безпека. 2017. № 4. С. 40-44

4. Дядюшко Є.В., Скляренко Д.І., Старовіт І.С. Неорганізований повітрообмін Нового Безпечного Конфайнменту ЧАЕС з оточуючим середовищем (моделювання за експлуатаційними даними). Проблеми Теплофізики Та Теплоенергетики. Тези XII Міжнародної онлайн-конференції (26-27 жовтня 2021 р.)

5. Старовіт І.С. Дядюшко Є.В. Застосування технології нейронних мереж для аналізу гідравлічного стану Нового Безпечного Конфайнмента Чорнобильської АЕС. Проблеми Теплофізики Та Теплоенергетики. Тези XII Міжнародної онлайн-конференції (26-27 жовтня 2021 р.)

Abstract. *This work is devoted to the development of a decision support system (DSS) for the New Safe Confinement (NSC) of the Chernobyl NPP, which is aimed at improving the efficiency of ventilation system management. The system provides personnel with awareness of the NSC hydraulic condition during normal and emergency operation. Given the enormous risk associated with possible releases of radioactive aerosols, the work emphasizes the need to create a dynamic and adaptive control system that can respond to changing conditions of the NSC internal and external environment. The work uses an integrated approach, including physical models, machine learning models, and Monte Carlo simulations, to accurately predict and control the levels of radioactive aerosols inside the NSC and their releases to the outside. An example of optimization of the VU costs is shown, which ensured reduction of radioactive aerosol emissions from the main volume and significantly reduced electricity consumption. The described DSS reduces environmental risks and ensures safe working conditions for personnel, expanding the ability to respond promptly to changes in conditions inside the NSC.*

ANALYSIS OF THE NEUTRON FLUX DENSITY DYNAMICS IN A VERTICAL FLOW OF LAVA-LIKE FUEL-CONTAINING MATERIALS IN THE 4TH STEAM DUMP VALVE

Kostyantyn Sushchenko, Yevhenii Vysotskyi, Maxim Saveliev

An analysis of the dynamics of the neutron flux density (NFD) was carried out recorded from the moment of installation of the New Safe Confinement (NSC) by the detection unit of the nuclear safety monitoring system, installed directly in the breeding medium of the accumulation of lava-like fuel-containing materials (LFCM) in the 4th steam dump valve, located in the southwestern part of the base plate of the reactor shaft. The relationship between the NFD dynamics and the temperature and humidity conditions in the "Shelter" object after the installation of the NSC is shown. A physical model of the LFCM accumulation in the 4th steam dump valve has been developed, with the assumption of possibility of including fuel pellets during the formation of a vertical flow of brown LFCM. The results of model studies of the neutronics characteristics of this physical model in the MCNP 6 program code are presented. It has

been established that the LFCM accumulation in the 4th steam dump valve is subcritical. NFD growth after the NSC installation is caused by two factors: water leaving the borehole; an increase in Kef due to the loss of water from the over-moistened breeding medium of the LFCM accumulation. During the process of water loss, the accumulation reached the optimal water-uranium ratio and with further water loss, a drop in NFD is observed.

Keywords: New Safe Confinement, nuclear safety, monitoring systems, fuel-containing materials, neutron flux density, modelling.

Authors' information:

Konstantin Sushchenko – Junior researcher, Institute for Safety Problems of NPP of NAS of Ukraine; e-mail: k.suschenko@ispnpp.kiev.ua

Major Fields of Scientific Research: nuclear safety; subcriticality control, preventive measures to suppress self-sustaining chain reaction.

Maxim Saveliev – Senior researcher, Institute for Safety Problems of NPP of NAS of Ukraine; e-mail: m.saveliev@ispnpp.kiev.ua

Major Fields of Scientific Research: the ensuring of nuclear and radiation safety of the system of New Safe Confinement and the Shelter Object; the increasing of efficiency of monitoring systems; the radioactive waste management; remote-controlled devices for sampling.

Evgeniy Vysotsky – Senior researcher, Institute for Safety Problems of NPP of NAS of Ukraine; e mail: ipb.doroshenko@gmail.com

Major Fields of Scientific Research: nuclear safety; subcriticality control, the potential re-criticality of fuel-containing materials.

METHODS OF DETECTING INTRUSIONS TO COMPUTER NETWORKS TRANSPORT AND LOGISTICS INDUSTRY

Trunov Oleksii¹, Dorosh Mariia², Lytvyn Svitlana³

Chernihiv Polytechnic National University, Ukraine

¹ alexeytrunov1995@gmail.com, ² mariyaya5536@gmail.com,

³ chdtu.fld@gmail.com

Abstract. The development of digital technologies and the introduction of automated control systems for technological processes in transport have led to an increase in the number of security threats. The use of computer networks and intelligent devices allowed attackers to organize a large number of remote attacks on automated systems. The possibility of using methods for detecting intrusions in computer networks of transport and logistics industry is being investigated. Selected types of attacks on transport and logistics centers (targeted and untreated) are identified.

Automated systems are usually designed so that their information security depends on the internal environment. Three situations contributing to a decrease in the level of security in the networks of the transport and logistics industry are considered: convergence of networks, outdated best practices, and non-priority of information security. Existing intrusion detection

methods are describe as behavioral, signature, and artificial intelligence methods. Behavioral methods analyze network traffic using various computing algorithms for information processing, they are based on mathematical statistics, wavelet analysis, etc.

Signature methods are based on searching for existing and new signatures of network attacks in relevant databases.

The methods of artificial intelligence include the methods of machine learning and computing intelligent algorithms: neural networks, the method of random forest (Random forest), Begging (bootstrap aggregation), etc.

The absence of a standard set of performance indicators to measure approaches to reducing network attacks is highlighted. Thus, it becomes obvious that it is necessary to solve these problems not only as a part of the development of a more effective attack detector but also to increase the reliability of intrusion detection systems.

Keywords: information security, transport and logistics industry, intrusion detection methods

In today's world, with the wide implementation of digitalization, the problem of information security (IS) has become a priority and relevant, including transport and logistic cs industry (TLI). IS of TLI means the state of information resources protection of transport and logistics infrastructure against unauthorized access that cause damage of information, infrastructure, or its owners, and also in connection with the violation of at least one of the criteria of IS (confidentiality, availability, integrity) [1].

The development of digital technologies and the introduction of systems for automated control of technological processes in transport have led to an increase in the number of security threats. The use of computer networks and intelligent devices allowed attackers to organize a large number of remote attacks on automated systems.

In recent years, a significant number of intrusion detection systems (IDS) have been developed, but enterprises in the transportation industry still face successful attacks that traditional IRS systems are unable to detect. In particular, in Ukraine last year, the number of cyber-attacks increased by 15.9% to 2,543 incidents compared to 2022. The government computer emergency response team CERT-UA reported 32 large-scale attacks on the transport industry (Ukrtransbezpeka) [2]. All this requires the creation of new approaches to ensuring information security.

In connection with the automation of transport and logistics processes and transfers of large data sets, transport and logistics centers (TALC) are being created, which ensure the safety of transportation through a single information system. The first type of attack is prepared systematically, i.e. reconnaissance is carried out using Open Source Intelligence (OSINT) tools, action planning (some vectors of implementation into the infrastructure may correspond to the MITER ATT&CK matrix), and, if necessary, preparation for physical penetration of the object. For example, one of the working vectors of an attack on such objects is "suppression of the control function". Since targeted attacks are not carried out in one stage, the system can track an attack that is being prepared and notify IS specialists based on certain signs.

Untargeted attacks are usually performed spontaneously and do not aim to break a particular object. For example, bots scanning the network led to the hacking of a user account on a website, or IT specialists did not close access to the corporate network to a fired employee.

Automated systems are usually designed so that their information security depends on the internal environment. A dedicated network controlled by the operator closes vulnerable places in the work of protocols. However, such implementation is not always possible. A decrease in the level of security in TLI networks occurs mainly due to three situations:

1. Convergence of networks. Networks cease to be isolated and interact with automation components, therefore, the scope of attacks increases. For example, if a cloud platform appears in a transport company (TC), with the ability to control various components via a smartphone.

2. Outdated best practices. Devices and programs in the TC environment are designed for a long service life with normal (ordinary) use, not for resistance to network attacks. Despite advanced research and the release of software updates, many environments still have old backdoors or remote administration using insecure protocols (FTP, VNC, TeamViewer, etc.).

3. Security is not a priority in business processes, especially in transport. Priority is given to the performance of this or that application, which is why processes are often launched with elevated privileges "Everything is allowed". For example, engineering stations that use software for reprogramming software and logistics complexes do not work well in a multi-user mode and must be available to contractors in case of scheduled work. Conventional firewalls will not be effective here, and intrusion detection will require the understanding of the traffic only at the protocol level.

To date, existing intrusion detection methods are divided into behavioral, signature, and artificial intelligence-based methods.

Behavioral methods analyze network traffic using various computing algorithms for information processing: based on mathematical statistics, wavelet analysis, etc.

Signature methods are based on searching for existing and new signatures of network attacks in relevant databases.

The methods of artificial intelligence include the methods of machine learning and computing intelligent algorithms: neural networks, the method of random forest (Random forest), Begging (bootstrap aggregation), etc.

The efficiency of current techniques can not be tested solely on real attacks and datasets, making them impractical in assessing a successful approach. These approaches can be measured against a set of performance measures, but there is no standard set of benchmarks to guide this process. Thus, it becomes obvious the need to solve these problems not only as a part of the development of a more effective attack detector but also to increase the reliability of intrusion detection systems.

References

1. Andersson A., Hedström K., Karlsson F. (2022) Standardizing information security – a structural analysis. *Information & Management*. Volume 59. Issue 3. <https://doi.org/10.1016/j.im.2022.103623>.

2. Named the number of cyber-attacks in Ukraine for the past year. URL: <https://www.slovoidilo.ua/2024/01/31/novyna/suspilstvo/nazvana-kilkist-kiberatak-ukrayini-mynulyj-rik>

ПІДГОТОВКА ФАХІВЦІВ ДЛЯ ЗДІЙСНЕННЯ ДІЯЛЬНОСТІ ПО ЗНЯТТЮ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ АЕС

Володимир Філатов, Вадим Кондратюк, Євген Письменний

Національний технічний університет України «Київський політехнічний
інститут ім. Ігоря Сікорського»
E-mail: vladimirfilat55@gmail.com

Зняття з експлуатації є останнім етапом життєвого циклу будь-якого енергетичного та промислового об'єкту. В загальному вигляді воно здійснюється шляхом демонтажу обладнання та споруд після остаточної зупинки і припинення експлуатації з метою вивільнення майданчика для іншого застосування.

Але застосування до заняття з експлуатації енергоблоків атомних електростанцій підходу, що використовується для зняття з експлуатації неядерних промислових об'єктів, неприйнятне. Це пояснюється тим, що на відміну від останніх, енергоблок АЕС за період своєї експлуатації накопичує в своєму обсязі значна кількість як активованих нейтронним потоком, так і забруднених радіонуклідами систем і елементів. Відповідно, демонтаж частини енергоблоку, що містить забруднене джерелами іонізуючого випромінювання обладнання та будівельні конструкції може бути виконаний тільки за умови забезпечення захисту персоналу, населення і навколишнього природного середовища від шкідливого впливу іонізуючого випромінювання та захисту майбутніх поколінь.

Особливістю зняття з експлуатації енергоблоків АЕС є те, що при проведенні демонтажу забрудненої джерелами іонізуючого випромінювання енергоблоку АЕС виникає велика кількість радіоактивних відходів (РАВ) різного рівня активності, які потребуються переробки, кондиціонування та захоронення. Це в свою чергу потребує створення сховищ РАВ та здійснення постійного радіологічного та технічного нагляду за сховищами впродовж всього періоду їх функціонування.

Здійснення зняття з експлуатації є комплексною діяльністю, основною метою якої є захист персоналу, населення і довкілля від впливу джерел іонізуючого випромінювання, що містяться в обладнанні та спорудах зупинених енергоблоків АЕС. Цю діяльність потрібно починати значно раніше моменту їх остаточної зупинки. Вона включає в себе планування і проведення взаємно пов'язаних підготовчих заходів і робіт.

Нині на АЕС України знаходяться в експлуатації 15 енергоблоків. У найближче десятиріччя строк промислової експлуатації 12 із 15 енергоблоків АЕС України досягне 50 років. Враховуючи проектний термін експлуатації та його продовження, зняття з експлуатації 12 енергоблоків з великою вірогідністю може початись з 2030 року.

Додатковим фактором, що може прискорити початок робіт зі зняття з експлуатації окремих енергоблоків АЕС, є ситуація на Запорізькій АЕС. Її блоки під час окупації не працювали на потужності і досить часто знаходились в стані повного знеструмлення, що не може не вплинути на технічний стан їх систем та елементів. Можливість подовження промислової експлуатації енергоблоків Запорізької АЕС чи здійснення їх остаточної зупинки може бути визначена після перемоги і звільнення захоплених територій шляхом проведення ретельного технічного обстеження з урахуванням стану ставка-охолоджувача.

Відповідно до вимог нормативних документів, [1,2] зняттю з експлуатації ядерної установки (ЯУ) повинно передувати проведення комплексного інженерного радіаційного обстеження (КІРО), на підставі якого та концепції зняття з експлуатації необхідно розробити проект зняття з експлуатації. Цю діяльність необхідно починати за 4-5 років до моменту остаточної зупинки енергоблоку АЕС.

Країни, що значний час експлуатують атомні електростанції накопичили значний досвід їх зняття з експлуатації. Для виконання робіт зі зняття з експлуатації та поводженню з РАВ в Німеччині та Великобританії проводиться цілеспрямована фахова підготовка спеціалістів [3].

Спеціалістів в галузі атомної енергетики в Україні випускають тільки вищі навчальні заклади, при чому кількість спеціалістів другого освітнього рівня «магістр», що випускаються щороку не перевищує 60. Підготовка фахівців, що спеціалізуються на знятті АЕС з експлуатації та поводженню з РАВ не проводиться зовсім.

Приймаючи до уваги, що безпосередня підготовча діяльність до зняття АЕС України з експлуатації може розпочатись через 4-5 років, здійснення підготовки кваліфікованих фахівців для цієї діяльності набуває актуальності.

Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут ім. Ігоря Сікорського (КПІ) з 1985 року здійснює підготовку фахівців за спеціальністю 143 «Атомна енергетика» на базі Навчально-наукового інституту атомної та теплової енергетики (НН ІАТЕ). Науково-педагогічні працівники кафедри набули значного досвіду в науково-викладацькій та практичній діяльності в атомній галузі.

НН ІАТЕ володіє досвідом відкриття та впровадження нових напрямків підготовки. Зокрема, при підтримці Міністерства енергетики України в інституті в 2019 році започатковано підготовку фахівців за магістерською програмою «Фізичний захист та облік і контроль ядерних матеріалів» у рамках спеціальності 143 «Атомна енергетика». На сьогодні КПІ єдиний вищий навчальний заклад, який здійснює таку підготовку. Перший випуск фахівців у кількості 38 осіб відбувся у грудні 2020 року. Цей досвід дозволяє інституту підготувати і надати наступні пропозиції щодо змісту, заходів з розробки і впровадженню нової освітньої програми «Зняття з експлуатації АЕС».

Освітня програма, що пропонується до розробки та впровадження буде включати наступні освітні компоненти:

- Міжнародні та національні законодавчі та нормативні основи для зняття з експлуатації атомних електричних станцій;
- Забезпечення радіаційної безпеки (РБ) під час зняття АЕС з експлуатації; технічні засоби забезпечення РБ і медико-соціальний аспект цієї діяльності;
- Загальна інформація та підходи до зняття з експлуатації атомних електричних станцій. Зміст головних підготовчих заходів, планування зняття з експлуатації;
- Зміст та спрямованість заходів та робіт при безпосередній реалізації перших етапів зняття з експлуатації – етапа консервації і витримки;
- Проведення дезактивації при знятті експлуатації;
- Методи та технології демонтажу при знятті з експлуатації;
- Зняття обмежень з використання майданчика при знятті з експлуатації.

Вимоги і процедури;

- Вимоги до персоналу, що здійснює діяльність на різних етапах зняття з експлуатації та до його підготовки;
- Поводження з радіоактивними відходами при знятті з експлуатації, їх характеристики і визначення кількості.

У Національного технічного університету України «КПІ ім. Ігоря Сікорського» є унікальні можливості для здійснення такого проекту:

- наявність поряд з Києвом Чорнобильського полігону, на якому розташована ЧАЕС, що знаходиться в стані зняття з експлуатації. Це буде унікальним майданчиком для практичної підготовки фахівців;
- наявність у Києві Інституту проблем безпеки АЕС НАН України та низки інших установ, що займаються цією проблематикою (Київський інститут «Енергопроект», ДНТЦ з ядерної та радіаційної безпеки тощо), з якими КПІ співпрацює.

Реалізацію проекту планується здійснити шляхом:

- створення колективу викладачів та їхньої підготовки (стажування) за цим напрямком у провідних профільних організаціях світу;
- розробка комплексу методичних матеріалів у тому числі переліку необхідних дисциплін (проект переліку додається), силябусів цих дисциплін, навчальних планів магістерської підготовки, конспектів лекцій, навчальних посібників та іншої методичної літератури для студентів, а в подальшому – і відповідних підручників;
- створення науково-дослідної інфраструктури.

Передбачається забезпечення як теоретичної, так і практичної підготовки студентів. Практичну підготовку передбачається здійснювати на базі:

1. ДСП «Чорнобільська АЕС»
2. Інституту проблем безпеки АЕС НАН України
3. Київського інституту «Енергопроект».

Крім названих організацій до робіт зі створення зазначеної освітньої програми можуть бути долучені ЗВО, що готують спеціалістів для атомної енергетики і наукові організації та інститути, що спеціалізуються в цій галузі.

Відповідно до досвіду, отриманого при розробці і впровадженні нової освітньої програми, випуск перших фахівців, що були підготовлені за освітньою програмою «Зняття АЕС з експлуатації» може бути здійснений через 4 роки з моменту початку освітнього проєкту.

Одним з важливих факторів, що стримує його початок робіт є відсутність фінансового забезпечення.

Спеціалістами інституту проведена попередня підготовча діяльність, тому роботи зі створення методичного забезпечення можуть бути розпочаті відразу після початку фінансування.

Список літературних джерел

1. НП 306.2.230-2020 Загальні положення безпеки зняття з експлуатації ядерних установок. Затверджено наказом Держатомрегулювання від 28.10.2020 № 440, зареєстровано в Міністерстві юстиції України 30.12.2020 за № 1311/35594.

2. НП 306.2.141-2008. Загальні положення безпеки атомних станцій. Затверджено наказом Держатомрегулювання України від 19.11.2007 № 162, зареєстровано в Міністерстві юстиції України 25.01.2008 за № 56/14747.

3. А.В. Носовський, М.В. Савельєв. О подготовке специалистов в области снятия с эксплуатации атомных электрических станций. – Ядерная та радіаційна безпека. - 2015. - №4(68). - С.58-63.

TRAINING OF SPECIALISTS FOR THE DECOMMISSIONING OF NUCLEAR POWER PLANTS

Decommissioning of the first power units of Ukraine's nuclear power plants is highly likely to begin in the period starting from 2030. In accordance with the requirements of current regulatory documents, preparatory activities for decommissioning must be started 4-6 years before the start of work. The training of specialists in the decommissioning of nuclear power plants and the handling of radioactive waste is gaining relevance. Proposals for the implementation of the development project at NTUU "KPI named after Igor Sikorsky" of the new educational program "NPP Decommissioning". The available opportunities and the defined direction of work for the implementation of this project have been revealed.

Keywords: nuclear power plant decommissioning, educational program, qualified specialist

ЕВОЛЮЦІЯ СОРБЦІЙНИХ ВЛАСТИВОСТЕЙ Na/Ca БЕНТОНІТІВ В УМОВАХ ДЕГРАДАЦІЇ ІЗОЛЯЦІЙНИХ БАР'ЄРІВ ПРИПОВЕРХНЕВИХ СХОВИЩ РАВ. ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНІ ДОСЛІДЖЕННЯ

Шабалін Борис¹, Ярошенко Костянтин^{1,2}

¹ Державна установа «Інститут геохімії навколишнього середовища
Національної академії наук України»,
пр. Палладіна, буд. 34а, м. Київ, 03142, Україна, igns.yaroshenko@gmail.com

² Інститут геологічних наук Національної академії наук України,
вул. Олесь Гончара, буд. 55б, м. Київ, 01054, Україна

Анотація.

У повідомленні представлено результати експериментального моделювання впливу концентрації іонів Ca^{2+} та лужного рН модельного розчину на сорбційну здатність природного (ПБ) та модифікованого содою (ПБА-20) бентонітів Черкаського родовища для ^{137}Cs і ^{90}Sr . На основі даних комп'ютерного моделювання встановлено, що після збільшення концентрації іонів Ca^{2+} (додавання розчину CaCl_2) з лужним рН у модельному розчині, присутні незначні кількості осадів, переважно оксидів, гідроксидів, оксигідроксидів заліза (гематит, гетит, лімоніт) та карбонатів кальцію (кальцит, арагоніт). Отримані значення сорбції цезію і стронцію свідчать про те, що нерозчинні / важкорозчинні сполуки не блокують міжшарову поверхню монтморилоніту (основного мінералу бентонітових порід), а утворюються переважно на базальній поверхні, потертих краях і поверхневих дефектах зерен монтморилоніту. Концентрація основних структурних елементів (Si, Al) в бентонітах практично не змінюється при підвищенні рН і концентрації іонів Ca^{2+} в модельному розчині порівняно з вихідними зразками. Цей факт свідчить про стабільність бентонітів за цих умов. В той же час, в іонообмінному комплексі бентонітів виявлено збільшення концентрації кальцію та зменшення концентрації натрію, порівняно з ПБ. Це призводить до трансформації бентоніту ПБА-20 з Na, Ca-форми в Ca, Na-форму. Показано, що сорбція цезію та стронцію на ПБ протікає більш ефективно порівняно з ПБА-20. Результати проведених досліджень можуть слугувати основою при застосуванні бентонітової глини як компонента ізоляційного бар'єру інженерного бар'єру сховищ радіоактивних відходів.

Ключові слова: сорбція, стронцій, цезій, бентоніт, інженерні бар'єри, приповерхнєве сховище радіоактивних відходів.

Вступ.

Завдання захоронення радіоактивних відходів (РАВ) в Україні вирішуються шляхом створення сховищ національного масштабу на комплексі виробництв (КВ) «Вектор» у Чорнобильській зоні відчуження для забезпечення прийому РАВ усіх класів з різних джерел їх утворення і місць тимчасового

зберігання. Нині на майданчиках КВ «Вектор» створено чотири сховища для захоронення низько- і середньоактивних з короткоіснуючими радіонуклідами (КІ НСАВ), два з них експлуатуються (ПЗРО «Буряківка» і СОПСТРАВ), а два (ТРВ 1 і ТРВ 2) знаходяться на стадії отримання ліцензії на право провадження діяльності з експлуатації. Великі об'єми накопичених низькоактивних відходів (НАВ) потребують не тільки розширення (реконструкції) вже існуючих, а й створення нових (Концепція Програми РАВ, 2022) сховищ.

Безпека таких сховищ в початковий період часу ґрунтується на системі інженерних (СІБ) та в подальшому природних бар'єрів і визначається за критеріями прийнятності РАВ і / або радіоактивних речовин, радіоактивних матеріалів для конкретного майданчика сховища.

Однією з основних вимог до матеріалів СІБ є геохімічна сумісність з геологічним середовищем місць захоронення. Найповніше цій вимозі відповідають глини, як компонент ізоляційного екрану в основі сховищ.

Для майданчиків, розташованих на високо проникній породі (наприклад, піщаний ґрунт), що характеризується хорошою дренажною здатністю, в основі сховища створюється ізоляційний екран в основному з цементно-бетону і природного сорбенту, переважно бентонітовою глиною, як у більшості світових концепцій приповерхневих сховищ РАВ (Шабалін, Лавриненко, Міцюк, 2023). За своїми ізоляційними властивостями бентонітові глини суттєво переважають інші поширені адсорбенти, такі як каолініт, силікатні мінерали, оксиди алюмінію, органічні речовини, гідроксиапатит та суглинкові породи, що зумовлено специфікою будови каркасу кристалічної ґратки основного породоутворюючого мінералу бентонітів – монтморилоніту (Sellin, Leupin, 2014).

За відсутності позаштатних аварійних ситуацій, радіонукліди зі сховищ, можуть бути залучені до процесів водного перенесення тільки після суттєвої деградації СІБ, які в основному складається з цементованих матриць РАВ, пошарової цементної наливної суміші, бетонних відсіків і конструкції в основі сховища. Контакт води з ізольованими РАВ може відбутися через потрапляння води у випадку обводнення майданчику (наприклад, при підоймі ґрунтових вод або / і появи "верховодки") через стінки і основи відсіків, а також при потрапленні атмосферних осадів всередину відсіків через недостатньо герметичне покриття.

У процесі експлуатації (період інституційного контролю приповерхневих сховищ РАВ складає 300 років) і в подальшому бентонітові глини піддаються впливу сильно лужних середовищ з підвищеною концентрацією іонів Ca^{2+} у складі контактуючої води.

Метою роботи є дослідження закономірностей сорбції радіонуклідів ^{137}Cs і ^{90}Sr бентонітами Черкаського родовища в умовах, що імітують деградацію цементно-бетонних компонентів СІБ.

Результати та обговорення.

У роботі використовували порошки природного (ПБ) і промислового, переведеного у натрієву форму содою (ПБА-20), бентоніту черкаського родовища (II шар), комплексна характеристика яких проведена нами раніше (Shabalin et al., 2022). За складом іонообмінних катіонів ПБ відносяться до лужноземельних, де

більше половини обмінних катіонів складають кальцій і магній, а бентоніт ПБА-20 – до лужних, де основним компонентом обмінного комплексу є катіони натрію. Під час отримання результатів експериментального дослідження застосовано сучасні методи діагностики речовини (рентгенівську дифрактометрію, Shimadzu XRD-6000 diffractometer), скануючу електронну мікроскопію (СЕМ) з енергодисперсійною спектроскопією (ЕДС), скануючий електронний мікроскоп JSM-6700F з енергодисперсійною системою JED-2300, програмне забезпечення USGS PHREEQC (PHREEQC Software, 2021), потенціометрію, γ , β -спектрометрію ^{137}Cs і ^{90}Sr , γ -спектрометр "ATOLL-1M" та β -спектрометр СЕБ-01/70. За отриманими даними γ , β спектрометрії розраховували значення ступеня сорбції (S) і коефіцієнта міжфазового розподілу (K_d). Склад модельного розчину наведено у табл. 1.

Таблиця 1. Склад модельного розчину

Катіони		Na^+	Ca^{2+}	K^+	Fe^{2+}	Mg^{2+}	Cs^+
Конц., (моль/л)	мг/дм ³	31.2 (1.36×10^{-3})	16.0 (4×10^{-4})	3.3 (8.46×10^{-5})	1.0 (1.79×10^{-5})	4.8 (1.98×10^{-4})	1.0 (7.52×10^{-6})
Аніони		Cl^-	SO_4^{2-}	HCO_3^-	NO_3^-	Мінералізація	
Конц., (моль/л)	мг/дм ³	42.4 (1.19×10^{-3})	27.2 (2.83×10^{-4})	68.9 (2.38×10^{-3})	5.7 (1.9×10^{-4})	201.5	

До модельного розчину додавали CaCl_2 для збільшення концентрації іонів Ca^{2+} до 160 мг/дм³ (4×10^{-4} моль/л), 320 мг/дм³ (8×10^{-4} моль/л), 640 мг/дм³ (1.6×10^{-3} моль/л) та мг/дм³ (2.4×10^{-3} моль/л) враховуючи значну кількість цементу та бетону в приповерхневому модульному сховищі КІ НСАВ. Для отримання необхідного значення рН (7,4; 9,5; 11,8) використовували 0,1 М розчин NaOH . Значення рН розчинів були взяті за еталонні.

За умов збільшення рН і концентрації іонів Ca^{2+} у модельному контактуючому розчині з бентонітами зберігається природна морфологія частинок обох бентонітів (дані ЕДС), що підтверджує стійкість його структури. Водночас склад міжшарового іонообмінного комплексу бентонітів, що визначається переважно контактуючим рівноважним розчином, зазнає змін. Спостерігається збільшення концентрації Ca і зменшення Na в міжшаровому іонообмінному комплексі порівняно з вихідними бентонітами, що пов'язано з вимиванням Na^+ з міжшарового простору структури монтморилоніту.

За даними рентгенівської дифрактометрії в області (001) спектрів спостерігається незначний зсув з $d = 15,32 \text{ \AA}$ у вихідного ПБ до $15,40 \text{ \AA}$ після контакту з модельним розчином з концентрацією $\text{Ca}^{2+} - 960 \text{ мг/дм}^3$. Для вихідного ПБА-20 – з $12,56 \text{ \AA}$ до $14,44 \text{ \AA}$. Після витримки в 5 діб контакту з розчином змінилася напівширина та інтенсивність відбитків, що підтверджує дані ЕДС аналізу про зміну складу обмінних катіонів. Ймовірно це пояснюється заміщенням одновалентних обмінних катіонів (Na^+ , K^+) на двовалентні (Ca^{2+}), що

відбувається одночасно зі зміною характеру взаємодії частинок між собою в результаті контакту з модельним розчином з підвищеною концентрацією Ca^{2+} і сильнолужним рН. Останнє призвело до зменшення впорядкованості в структурі монтморилоніту і зміни профілю лінії 001.

Отримані експериментальні дані свідчать про те, що найшвидше сорбція протікає в початковий період часу. Форма кінетичної кривої для ^{137}Cs показує, що ступінь сорбції ^{137}Cs за перші години процесу зростає. Потім темп різко знижується, і крива виходить на рівень максимальної сорбції. Максимальний ступінь сорбції ^{137}Cs з розчинів досягається вже в перші 4 години, при цьому зразком ПБ сорбується до $98,5 \pm 1,3 \%$ ^{137}Cs , а ПБА-20 – $90,0 \pm 1,2 \%$. Для ^{90}Sr максимальний ступінь сорбції досягається за 14 годин і становить $90,5 \%$, а потім незначно зростає до $90,5 \pm 1,2 \%$.

Ступінь сорбції ^{137}Cs (S, %) з слаболужних (рН = 7,4) і малосольових модельних розчинів (з концентрацією Ca^{2+} до 16 мг/дм^3) становить більше $95 - 98 \pm 1,3 \%$ для ПБ і близько $90 \pm 1,3 \%$ для ПБА-20 (табл. 1). Однак різниця в сорбційних показниках при цьому лежить в межах $5 - 10 \%$. Зі збільшенням концентрацій катіонів Ca^{2+} (іонної сили) з 160 до 900 мг/дм^3 і рН з $7,4$ до $11,8$ одиниць ступінь сорбції ^{137}Cs бентонітів зменшується до $85 \pm 1,5 \%$, але значення ступеня сорбції залишаються доволі високими - не менше ніж 80% . При цьому ступінь сорбції ПБ на $5 - 8 \%$ вищий за аналогічний показник ПБА-20, який за даних умов трансформується в Са-форму.

Таблиця 2. Результати сорбції радіонукліда ^{90}Sr природною і модифікованою формами Черкаського бентоніту

Конц. Ca^{2+} , мг/дм^3	16	160	320	640	960
<i>l</i>	2	3	4	5	6
Природний бентоніт (ПБ)					
рН	7.4				
S, %	$98,0 \pm 1,3$ %	$95,5 \pm 1,2$ %	$92,8 \pm 1,2$ %	$90,2 \pm 1,3$ %	$88,2 \pm 1,5$ %
К _d , мл/г	$4,800 \pm$ $0,060 \times$ 10^3	$2,120 \pm$ $0,040 \times$ 10^3	$1,280 \pm$ $0,030 \times$ 10^3	$0,920 \pm$ $0,030 \times 10^3$	$0,750 \pm 0,030$ $\times 10^3$
рН	9.5				
S, %	$98,4 \pm 1,1$ %	$96,3 \pm 1,1$ %	$93,9 \pm 1,2$ %	$91,9 \pm 1,2$ %	$90,2 \pm 1,4$ %
К _d , мл/г	$6,030 \pm$ $0,070 \times$ 10^3	$2,630 \pm$ $0,040 \times$ 10^3	$1,550 \pm$ $0,030 \times$ 10^3	$1,130 \pm$ $0,030 \times 10^3$	$0,920 \pm 0,030$ $\times 10^3$
рН	11.8				
S, %	$99,4 \pm 1,0$ %	$98,7 \pm 1,0$ %	$95,8 \pm 1,2$ %	$93,5 \pm 1,2$ %	$91,2 \pm 1,2$ %
К _d , мл/г	$1,600 \pm$ $0,013 \times$ 10^4	$7,660 \pm$ $0,080 \times$ 10^3	$2,290 \pm$ $0,040 \times$ 10^3	$1,440 \pm$ $0,030 \times$ 10^3	$1,040 \pm 0,030$ $\times 10^3$

1	2	3	4	5	6
Na-модифікований бентоніт (ПБА-20)					
pH	7.4				
S, %	91,8 ± 1,2 %	90,2 ± 1,2 %	86,8 ± 1,4 %	84,6 ± 1,5 %	82,1 ± 1,6 %
K _d , мл/г	1,110 ± 0,030 × 10 ³	9,200 ± 0,300 × 10 ²	6,600 ± 0,300 × 10 ²	5,500 ± 0,300 × 10 ²	4,600 ± 0,300 × 10 ²
pH	9.5				
S, %	95,1 ± 1,1 %	93,7 ± 1,2 %	91,1 ± 1,2 %	87,4 ± 1,4 %	85,4 ± 1,5 %
K _d , мл/г	1,950 ± 0,040 × 10 ³	1,500 ± 0,040 × 10 ³	1,020 ± 0,030 × 10 ³	7,000 ± 0,300 × 10 ²	6,000 ± 0,300 × 10 ²
pH	11.8				
S, %	97,1 ± 1,1 %	96,0 ± 1,1 %	93,4 ± 1,2 %	90,9 ± 1,3 %	89,0 ± 1,4 %
K _d , мл/г	3,350 ± 0,050 × 10 ³	2,400 ± 0,045 × 10 ³	1,400 ± 0,040 × 10 ³	1,000 ± 0,030 × 10 ³	8,000 ± 0,300 × 10 ²

Зі збільшенням концентрації іонів Ca²⁺ і pH у модельному розчині (іонної сили) ступінь сорбції ⁹⁰Sr різко зменшується (Табл. 2). Значення ступеня сорбції для ⁹⁰Sr для ПБ на 35 - 40 % нижчі порівняно з сорбцією ¹³⁷Cs за аналогічних умов. Для ПБА-20 ще нижчі – 50 - 60 %. Нижчу сорбцію стронцію порівняно з цезієм можна пояснити низькою селективністю до нього бентонітів, а також конкуренцією з іншими катіонами, присутніми у складі модельної води, та взаємодією з карбонат-іонами.

Таблиця 3. Результати сорбції радіонукліда ¹³⁷Cs природною і модифікованою формами Черкаського бентоніту

Конц. Ca ²⁺ , мг/дм ³	16	160	320	640	960
1	2	3	4	5	6
Природний бентоніт (ПБ)					
pH	7.4				
S, %	87,6 ± 2,3 %	50,2 ± 2,8 %	45,5 ± 3,0 %	41,2 ± 3,0 %	39,0 ± 3,2 %
K _d , мл/г	7,000 ± 0,500 × 10 ²	1,000 ± 0,100 × 10 ²	8,500 ± 0,100 × 10 ²	7,000 ± 0,100 × 10 ²	6,500 ± 0,100 × 10 ²
pH	9.5				
S, %	88,6 ± 2,2 %	55,5 ± 2,7 %	50,1 ± 2,8 %	44,7 ± 3,0 %	42,0 ± 3,0 %

<i>1</i>	<i>2</i>	<i>3</i>	<i>4</i>	<i>5</i>	<i>6</i>
K _d , мл/Г	7,800 ± 0,500 × 10 ²	1,250 ± 0,150 × 10 ²	1,000 ± 0,100 × 10 ²	8,000 ± 1,000 × 10 ¹	7,000 ± 1,000 × 10 ¹
pH	11.8				
S, %	91,9 ± 2,1 %	62,4 ± 2,6 %	55,7 ± 2,7 %	50,4 ± 2,8 %	46,1 ± 3,0 %
K _d , мл/Г	1,130 ± 0,060 × 10 ³	1,700 ± 0,150 × 10 ²	1,300 ± 0,100 × 10 ²	1,000 ± 0,100 × 10 ²	8,500 ± 1,000 × 10 ¹
На-модифікований бентоніт (ПБА-20)					
pH	7.4				
S, %	74,2 ± 2,5 %	31,3 ± 3,8 %	20,3 ± 4,5 %	16,9 ± 4,8 %	15,0 ± 5,0 %
K _d , мл/Г	2,900 ± 0,200 × 10 ²	4,500 ± 0,500 × 10 ¹	2,500 ± 0,500 × 10 ¹	2,000 ± 0,500 × 10 ¹	2,000 ± 0,500 × 10 ¹
pH	9.5				
S, %	78,4 ± 2,5 %	35,1 ± 3,7 %	25,1 ± 4,3 %	20,6 ± 4,5 %	18,3 ± 4,7 %
K _d , мл/Г	3,600 ± 0,250 × 10 ²	5,500 ± 0,500 × 10 ¹	3,500 ± 0,500 × 10 ¹	2,500 ± 0,500 × 10 ¹	2,000 ± 0,500 × 10 ¹
pH	11.8				
S, %	82,5 ± 2,4 %	39,9 ± 3,2 %	29,8 ± 3,9 %	24,1 ± 4,5 %	21,3 ± 4,5 %
K _d , мл/Г	4,700 ± 0,350 × 10 ²	7,000 ± 1,000 × 10 ¹	4,000 ± 0,500 × 10 ¹	3,000 ± 0,500 × 10 ¹	3,000 ± 0,500 × 10 ¹

Процеси сорбції Cs і Sr з багатоконпонентних розчинів з різними pH, Eh, сольовим складом залежать від осаджених нерозчинних або малорозчинних сполук на поверхні бентонітів. За даними проведеного комп'ютерного моделювання (PHREEQC Software, 2021) в модельних водах з додаванням розчинів CaCl₂ і лужного pH визначено присутність в незначних кількостях осадів, переважно оксидів, гідроксидів, оксигідроксидів Fe (гематит, гетит, лімоніт), а також карбонатів Ca (кальцит, арагоніт). Гідратовані оксиди заліза і карбонати кальцію відіграють важливу роль у процесах сорбції Cs і Sr на бентонітах. Сорбція цих сполук є неселективною, а зв'язки - слабшими, ніж у монтморилоніту. Отримані значення сорбції Cs і Sr вказують на те, що утворені нерозчинні / малорозчинні сполуки на поверхні бентонітів не блокують міжшарову поверхню монтморилоніту, а утворюються переважно на базальній поверхні, сколах і дефектах поверхні мінеральних зерен. Враховуючи результати сорбції ⁹⁰Sr двома зразками бентонітів, можна припустити, що бентоніт ПБА-20 більше ущільнюється з подрібненням пор від осаджених нерозчинних або

малорозчинних сполук на поверхні, ніж природний зразок, що потребує додаткових досліджень.

Таким чином, представлені результати показують, що високолужні розчини з підвищеною концентрацією іонів Ca^{2+} суттєво знижують сорбційну здатність Черкаських бентонітів ПБ та ПБА-20 по відношенню до Cs і, особливо, Sr, причому ПБ є більш ефективним сорбентом, ніж ПБА-20.

Висновки.

За результатами проведених досліджень моделювання впливу концентрації іонів Ca^{2+} і лужних рН модельних розчинах, що імітують деградацію бетонно-цементних конструкцій систем інженерних бар'єрів приповерхневих сховищ РАВ, на сорбційні властивості щодо ^{137}Cs і ^{90}Sr зразків природного (ПБ) та промислово-модифікованого содою (ПБА-20) бентонітів Черкаського родовища можна зробити наступні висновки:

1. У модельних водах зі збільшенням концентрації іонів Ca^{2+} і лужного рН присутні осадки, переважно у вигляді оксидів (нерозчинних / малорозчинних), гідроксидів, оксигідроксидів заліза (гематит, гетит, лімоніт), а також карбонатів кальцію (кальцит, арагоніт), які відіграють важливу роль у процесах сорбції на бентонітах. Такі сполуки не блокують міжшарову поверхню монтморилоніту (основного мінералу бентонітових порід), а утворюються переважно на базальній поверхні, сколах і дефектах поверхні мінеральних зерен.

2. Концентрація головних структурних елементів (Si, Al) монтморилоніту зі збільшенням концентрації іонів Ca^{2+} в модельному розчині і рН практично не змінюється, що свідчить про стабільність структури бентонітів. Водночас в іонообмінному міжшаровому комплексі бентонітів (особливо ПБА-20) збільшуються концентрація Ca і зменшуються Na, що свідчить про перетворення бентоніту ПБА-20 з Na, Ca-форми в Ca, Na-форму.

3. Обидва різновиди бентонітів є достатньо ефективними для вилучення ^{137}Cs з водних розчинів. Присутність у водному середовищі конкуруючих іонів, суттєво не впливає на сорбційне вилучення ^{137}Cs бентонітами. Значення ступеня сорбції залишаються доволі високими - не менше ніж 85 - 90 %. При цьому цей показник для ПБ на 5 - 8 % вищий за аналогічний ПБА-20.

4. Для Sr ступінь сорбції за аналогічних умов різко зменшується. Значення ступеня сорбції для ^{90}Sr для ПБ на 35 - 40 % нижчі порівняно з сорбцією ^{137}Cs за аналогічних умов, а для ПБА-20 такий показник ще нижчий - на 50 - 60 %. Враховуючи результати сорбції ^{137}Cs і ^{90}Sr двома різновидами бентонітів, можна припустити, що бентоніт ПБА-20 більше ущільнюється з подрібненням пор від осаджених нерозчинних або малорозчинних сполук на поверхні, ніж ПБ.

5. Результати проведених досліджень можуть слугувати основою при застосуванні бентонітової глини як ізоляційного бар'єру для певного об'єкта.

Список літератури

Концепція Програми РАВ : затв. розпорядженням Кабінету Міністрів України від 4 лист. 2022 р. № 992. Урядовий кур'єр. 2022.

Шабалін Б.Г., Лавриненко О.М., Міцюк Н.Б. (2023), Захоронення короткоіснуючих низько- і середньоактивних відходів: практика світового досвіду, Bulletin of National Technical University of Ukraine «Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute» Series «Chemical Engineering, Ecology and Resource Saving», No 1 (22), pp. 75-87. <https://doi.org/10.20535/2617-9741.1.2023.276449>

Sellin P. and Leupin O.X. (2014), The Use of Clay as an Engineered Barrier in Radioactive-Waste Management — Review, Clays and Clay Minerals, Vol. 61, No 6, pp. 477-498.

PHREEQC Software. United States Geological Survey, 2021. <https://www.usgs.gov/software/phreeqc-version-3>

Shabalin, B., Yaroshenko, K., Buhera, S. and Mitsiuk, N. (2022), “Mineralogical-Geochemical Properties of Bentonite Clays of the Cherkasy Deposit to Increase the Environmental Safety of Radwaste Disposal at the Vektor Disposal Complex”, In: Zaporozhets A. (Ed.) Systems, Decision and Control in Energy III. Studies in Systems, Decision and Control. Vol. 399, pp. 203-220. <https://doi.org/10.1007/978-3-030-87675-3>

EVOLUTION OF SORPTION PROPERTIES OF Na/Ca BENTONITES IN THE CONDITIONS OF DEGRADATION OF ISOLATION BARRIERS OF NEAR-SURFACE RADIOACTIVE WASTES REPOSITORIES. EXPERIMENTAL RESEARCHES

Shabalin Borys¹, Yaroshenko Kostiantyn^{1,2}

¹ State Institution «The Institute of Environmental Geochemistry of National Academy of Sciences of Ukraine», Palladin avenue, 34a, Kyiv, 03142, Ukraine, igns.yaroshenko@gmail.com

² Institute of Geological Sciences of National Academy of Sciences of Ukraine, Olesia Honchara str., 55b, Kyiv, 01054, Ukraine

Abstract

The report presents the results of an experimental modelling of the influence of Ca²⁺ ion concentration and the alkaline pH of a model solution on the sorption capacity of natural (NB) and sodium-modified (SMB-20) bentonites from the Cherkasy deposit for ¹³⁷Cs and ⁹⁰Sr. Based on the computer simulation data, it was found that small amounts of sediments, mainly oxides, hydroxides, Fe oxyhydroxides (hematite, goethite, limonite), and Ca carbonates (calcite, aragonite) were present in the model solution with the increase in Ca²⁺ ion concentration (after adding CaCl₂ solution) and alkaline pH. The obtained Cs and Sr sorption values indicate that the insoluble / sparingly soluble compounds do not block the interlayer surface of montmorillonite (the main mineral of bentonite clays), but are formed mainly on the basal surface, frayed edges and surface defects of the mineral grains of montmorillonite. The concentration of the main structural elements (Si, Al) in the bentonites practically does not change with increased pH and Ca²⁺ ion concentration in the model solution compared to the initial samples. This fact indicates the stability of the bentonites under these conditions. At the

same time, an increase in the calcium concentration and a decrease in the sodium concentration were found in the ion-exchange complex of the bentonites, if compared to the NB. This results in the transformation of SMB 20 bentonite from Na, Ca form to Ca, Na form. The Cs and Sr sorption on NB is shown to proceed more effectively than on SMB-20. The results of this research may justify the bentonite clay application as a component of the isolating engineered barriers of radioactive waste disposal facilities.

Keywords: *sorption, strontium, cesium, bentonite, engineered barriers, near-surface radioactive waste storage.*

НАУКОВЕ ВИДАННЯ

IX Міжнародна конференція

**ПРОБЛЕМИ ЗНЯТТЯ
З ЕКСПЛУАТАЦІЇ ОБ'ЄКТІВ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ
ТА ВІДНОВЛЕННЯ НАВКОЛИШНЬОГО СЕРЕДОВИЩА**

**Nine International Conference
on Nuclear Decommissioning
and Environment Recovery
INUDECO 24**

(24–26 квітня 2024 року, м. Славутич)

Збірник матеріалів

Комп'ютерна верстка і макетування

О. П. Журко

Формат 60×84/16. Ум. друк. арк. – 9,25.

Тираж 100 пр. Замовлення № 16/24.

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 № 7128 від 18.08.2020 р.