

УКРАЇНСЬКЕ ЯДЕРНЕ ТОВАРИСТВО

ІНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗПЕКИ АЕС НАН УКРАЇНИ

РАДА МОЛОДИХ ВЧЕНИХ ПРИ ВІДДІЛЕННІ ФІЗИКО-
ТЕХНІЧНИХ ПРОБЛЕМ ЕНЕРГЕТИКИ

ЗБІРНИК ТЕЗ
У МІЖНАРОДНОЇ КОНФЕРЕНЦІЇ

«ПЕРСПЕКТИВИ ВПРОВАДЖЕННЯ ІННОВАЦІЙ У АТОМНУ ЕНЕРГЕТИКУ»

28-29 ВЕРЕСНЯ 2023 РОКУ

ВЕЛИКИЙ КОНФЕРЕНЦ-ЗАЛ
НАН УКРАЇНИ



УДК 621.039

КИЇВ 2023

Збірник тез IV Міжнародної конференції «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику» (28-29 вересня 2023 року, м. Київ). [електронне джерело]. Київ. – 151 с.

Збірник тез V Міжнародної конференції «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику», яка пройшла 28-29 вересня 2023 року в Великому конференц-залі НАН України, м. Київ з метою розгляду проблем та перспектив, підвищення рівня ефективності науково-практичних досліджень у сфері атомної енергетики та атомно-промислового комплексу, функціонуванню та підвищенню безпеки АЕС (у т.ч. під час російської агресії), а також налагодження співпраці та обміну досвідом між вченими, працівниками атомної галузі, викладачами ВНЗ, бізнесом та органами влади.

Збірник призначений для вчених і фахівців з атомної енергетики та атомно-промислового комплексу.

Головні організатори конференції: Українське ядерне товариство, Інститут проблем безпеки АЕС НАН України та Рада молодих вчених при Відділенні фізико-технічних проблем енергетики НАН України.

Партнери конференції: ДП «НАЕК «Енергоатом», а також провідні українські та зарубіжні компанії, які є надійними постачальниками устаткування, обладнання, інжинірингових та сервісних послуг для підприємств атомно-промислового комплексу та беруть безпосередню участь у реалізації важливих проєктів ядерної галузі України: Група компаній Energy Safety Group, Науково-виробниче підприємство «Атомкомплексприлад», компанія Phoenix Contact, ТОВ «Аргус Сервіс», компанія Synergoatom, Czechatom

Інформаційні партнери: Телеканал ПравдаТУТ, Громадське радіо, лекторій Наукові зустрічі/Scientific meetings, Журнал «Ядерна енергетика та довкілля»; газета «Світ».

Співорганізатори: Рада молодих вчених при Відділенні ядерної фізики та енергетики НАН України; Інститут ядерних досліджень НАН України; ДП «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки»; Інститут газу НАН України.

Програмно-організаційний комітет:

Голова:

В.І. Холоша, к.е.н., президент Українського ядерного товариства, заступник генерального директора ВП «Атомпроєктінжиніринг» ДП «НАЕК «Енергоатом»

Заступник голови:

Ю.Є. Шейко, тимчасово виконуючий обов'язки першого віце-президента – технічного директора ДП «НАЕК «Енергоатом»

Заступник голови:

А.В. Носовський, академік НАН України, д.т.н., проф., директор Інституту проблем безпеки АЕС НАН України

Виконавчий секретар:

Д.А. Лавренов, к.пол.н., директор департаменту з інформаційно-аналітичного забезпечення ДП «НАЕК «Енергоатом»», виконавчий секретар Українського ядерного товариства

Члени комітету:

М.Ф. Шульга, академік НАН України, д.ф.-м.н., проф. генеральний директор Національного наукового-центру «Харківський фізико-технічний інститут»

М.І. Власенко, директор ВП «Науково-технічний центр» ДП «НАЕК «Енергоатом»

Г.В. Жук, д.т.н., проф., директор Інституту газу НАН України

В.П. Кравченко, д.т.н., проф., зав. кафедри атомних електростанцій НУ «Одеська політехніка»

Ig. Pioro, doctor of technical science, candidate of technical science, professor, foreign fellow of NAS of Ukraine, professor of Ontario Tech University, (Канада)

К.В. Сімейко, д.т.н., зав. лабораторією Інституту проблем безпеки АЕС НАН України, голова науково-аналітичної секції Українського ядерного товариства

О.М. Хомич, начальник зміни блоку ВП «Хмельницька АЕС» ДП НАЕК «Енергоатом», голова молодіжної секції Українського ядерного товариства

Є.М. Письменний, д.т.н., директор Навчально-наукового інституту атомної та теплової енергетики Національного технічного університету України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського»

В.О. Комар, д.т.н., проф., зав. кафедри електричних станцій та систем, Вінницького національного технічного університету

В.І. Борисенко, д.т.н., зав. відділення атомної енергетики Інституту проблем безпеки АЕС НАН України

М.М. Семерак, д.т.н., проф., зав. кафедри теплоенергетики, теплових та атомних електричних станцій НУ «Львівська політехніка»

Д.О. Дімітрієва, начальник відділу систем управління та ядерної захищеності Державного науково-технічного центру з ядерної та радіаційної безпеки

О.С. Мазурок, PhD, технічний директор Групи компаній Energy Safety Group (ТОВ «Енергобезпека Груп», ES Group Europe s.r.o.)

Є.В. Малий, к.ф.-м.н., ст.н.с. Інституту ядерних досліджень НАН України, голова РМВ при Відділенні ядерної фізики та енергетики НАН України

Т.Р. Білан, к.т.н., с.д., ст.н.с. Державного науково-технічного центру з ядерної та радіаційної безпеки, ст.н.с. (за сум.) Інституту загальної енергетики НАН України.

ЗМІСТ

<i>Борисенко В. І. (д.т.н.)</i> <u>ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА У СВІТІ: ТЕНДЕНЦІЇ І ПРОГНОЗИ</u>	11
<i>Броніслав Куліков, МВА</i> <u>ЗВЕРНЕННЯ ДО УЧАСНИКІВ КОНФЕРЕНЦІЇ</u>	17
<i>Мартін Грох, МВА</i> <u>DAVID SMR</u>	20
<i>Бабіч А.В. (к.ф.-м.н., с.н.с.), Остапчук П.М. (д.ф.-м.н., с.н.с.), Троценко О.Г. (к.ф.-м.н.)</i> <u>РАДІАЦІЙНИЙ РІСТ ЦИРКОНІЮ ЯК ЯВИЩЕ, ЩО ВПЛИВАЄ НА БЕЗПЕКУ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ ТИПУ ВВЕР</u>	23
<i>Shirinyan A.S. (д.ф.-м.н., доцент), Bilogorodskyy Yu.S. (магістр), Krit O.M. (к.ф.-м.н.), Popyov O.Y. (д.ф.-м.н., доцент), Storizhko V.Yu. (д.ф.-м.н., академік НАНУ)</i> <u>RADIATION STABILITY OF SIC NANOCERAMICS AS INNOVATION MATERIAL FOR NUCLEAR REACTORS</u>	26
<i>Юров М.С.^{1,2}, Горанчук В. В.¹ (к.т.н.), Борисенко В. І.¹ (д.т.н.)</i> <u>АКТИВНІСТЬ І ЗАЛИШКОВЕ ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА ВВЕР-1000 ПІД ЧАС ЕКСПЛУАТАЦІЇ І ЗБЕРІГАННЯ</u>	28
<i>Зуйок В.А. (к.ф.-м.н.), Рудь Р.О., Трет'яков М.В., Чернов І.О., Куштим Я.О., Грудницький В.В. (к.т.н.)</i> <u>ОСНОВНІ НАПРЯМКИ ПІДВИЩЕННЯ ЕФЕКТИВНОСТІ ПЕЛІС СУЗ ДЛЯ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ УКРАЇНИ</u>	33
<i>Зуйок В.А. (к.ф.-м.н.), Красноручський В.С. (к.ф.-м.н., с.н.с.), Грицина В.М., Рудь Р.О., Трет'яков М.В., Куштим Я.О., Грудницький В.В. (к.т.н.)</i> <u>ІНФОРМАЦІЙНА ПІДТРИМКА НАУКОВО-ТЕХНІЧНОЇ ДІЯЛЬНОСТІ З ВПРОВАДЖЕННЯ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА КОМПАНІЇ «WESTINGHOUSE» ДЛЯ РЕАКТОРІВ ВВЕР-1000</u>	37
<i>Баканов В.В., Овдієнко Ю. М (к.т.н.)</i> <u>ПЕРСПЕКТИВИ ЗАСТОСУВАННЯ СТІЙКОГО ДО АВАРІЙ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА У МАЛИХ МОДУЛЬНИХ РЕАКТОРАХ</u>	40
<i>Павлів Є.А., Шугайло О-р П. (д-р філософії), Сахно О. В. (к.т.н.), Леткова Н. Г.</i> <u>ДОСЛІДЖЕННЯ МОЖЛИВОСТІ ПРОДОВЖЕННЯ КВАЛІФІКАЦІЙНОГО ТЕРМІНУ ОБЛАДНАННЯ ЕНЕРГОБЛОКІВ АЕС УКРАЇНИ</u>	43

<i>Чернов І.О., Зуйок В.А., Легенький Є.С., Романьков В.О., Куштим А.В., Кантемиров А.В., Колодій І.В.</i>	
<u>РОЗРОБКА НЕЙТРОНОПОГЛИНАЮЧИХ МАТЕРІАЛІВ НА ОСНОВІ СПОЛУК РІДКІСНОЗЕМЕЛЬНИХ ЕЛЕМЕНТІВ З ГАФНІЄМ ТА ЦИРКОНІЄМ ДЛЯ ЗАСТОСУВАННЯ В РЕГУЛЮЮЧИХ СТРИЖНЯХ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ</u>	46
<i>Махненко О.В.(д.т.н.), Міленін О.С.(д.т.н.), Ворона Г.В.(асп.)</i>	
<u>ОБґРУНТУВАННЯ ЗАСТОСУВАННЯ РЕМОНТНИХ ЗВАРЮВАЛЬНИХ ТЕХНОЛОГІЙ ДЛЯ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ НАДІЙНОСТІ ТРУБОПРОВІДІВ АЕС</u>	48
<i>Жиганюк І.В. (к.ф.-м.н.), Габєлков С.В (д.ф.-м.н.)</i>	
<u>МОДЕЛЮВАННЯ МІЖЧАСТИНКОВОЇ ВЗАЄМОДІЇ В РАМКАХ МОДИФІКОВАНОГО ПОЛЯРИЗАЦІЙНОГО ПОТЕНЦІАЛУ В ПЛУТОНІЛІ PuO₂⁺</u>	50
<i>Хома М.С. (д.т.н., проф., член-кор. НАН України), Нарівський О.Є. (д.т.н.), Винар В.А. (д.т.н., ст.н.с), Рацька Н.Б. (к.т.н.), Мардаревич Р.С. (к.т.н.), Корній С.А. (д.т.н., ст.н.с.), Василів Х.Б.(к.т.н.), Чучман М.Р. (к.т.н.), Ковальчик Ю.І. (д.т.н.)</i>	
<u>ПІДВИЩЕННЯ ДОВГОВІЧНОСТІ УЩІЛЬНЮВАЛЬНИХ З'ЄДНАНЬ ГАЗООХОЛОДЖУВАЧІВ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ</u>	52
<i>Горанчук В.В. (к. т. н.), Борисенко В.І. (д. т. н.)</i>	
<u>ВИЗНАЧЕННЯ ЛІНІЙНОГО ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ ТВЕЛІВ ВВЕР-1000 ЗА СИГНАЛАМИ РОДІЄВИХ ДПЗ</u>	55
<i>Кобилінська Н.Г. (к.х.н., с.н.с.), Черній В.Я. (д.х.н., п.н.с.)</i>	
<u>СОРБЦІЙНЕ ВИЛУЧЕННЯ ІОНІВ U(VI) НОВИМИ ПОЛІФУНКЦІОНАЛЬНИМИ МАТЕРІАЛАМИ З ІММОБІЛІЗОВАНИМИ N,O-ВМІСНИМИ ГРУПАМИ</u>	58
<i>Omel'chuk A.O. (D. Sc., Corresponding Member of the National Academy of Sciences of Ukraine), Shevel V. M. (Ph. D.), Skryptun I.N. (Ph. D.), Pekhnyo V. I. (D. Sc., Academician of the National Academy of Sciences of Ukraine)</i>	
<u>ELECTROCHEMICAL DECONTAMINATION OF TECHNOLOGICAL EQUIPMENT OF NUCLEAR POWER PLANTS</u>	61
<i>Lys Stepan (PhD, Associate Professor)</i>	
<u>GASEOUS RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT SYSTEMS</u>	64
<i>Hubetska T. (PhD, Eng.), Demchenko V. (PhD, Eng.), Kobylinska N. (PhD, SenRes.)</i>	
<u>INFLUENCE OF SYNTHESIS CONDITIONS ON ADSORPTIVE PROPERTIES OF MAGNETIC Fe₃O₄/NiFe-LDHs NANOCOMPOSITES FOR Sr²⁺ REMOVAL APPLICATIONS</u>	67
<i>Maltseva T.V.(PhD), Kublanovsky V.S.(DrSci), Kravchenko O.V.(DrSci)</i>	
<u>USE OF THE LOW-TEMPERATURE PLASMA ELECTROLYSIS FOR WATER PURIFICATION FROM METAL, ORGANIC, AND RADIOACTIVE CONTAMINATION</u>	70

Уланов М.М. (к.т.н., с.н.с.)

ВЕЛИКОМАСШТАБНЕ ВИРОБНИЦТВО НИЗЬКОВУГЛЕЦЕВОГО ВОДНЮ БЛЯ ІСНУЮЧИХ БЛОКІВ АЕС

73

Volkova Y.E., Herashchenko S.S., Makhlai V.A. (Ph.D), Garkusha I.E. (Dr.Sc., prof.), Petrov Yu.V., Aksenov N.N., Kulik N.V., Yelisyeyev D.V., Shevchuk P.B., Merenkova T.M.
FACILITIES FOR PLASMA-SURFACE INTERACTION STUDIES

76

Kuznietsov P.M., Biedunkova O.O. (D.Sc. (Biology)

STUDY OF TEMPERATURE IMPACT OF DISCHARGES IN THE WATER OF THE STYR RIVER IN THE IMPACT ZONE OF THE RIVNE NPP

78

Ляпощенко О.О. (д.т.н., проф.), Сотник М.І. (д.т.н., проф.), Кондусь В.Ю. (к.т.н., с.н.с.), Гулий О.М. (к.т.н., с.н.с.), Кулініч С.П. (к.т.н., с.н.с.), Антоненко С.С. (к.т.н., с.н.с.), Андрусак В.О., Маківський А.С., Муштай М.В., Полковниченко В.В.

ВИСОКООБЕРТОВІ ЕНЕРГОЕФЕКТИВНІ НАСОСНІ АГРЕГАТИ ДЛЯ ПОТРЕБ ПІДПРИЄМСТВ СФЕРИ КРИТИЧНОЇ ІНФРАСТРУКТУРИ

83

Морару В.Н. (канд. хім. наук, ст.н.с.), Комиш Д.В. (канд. техн. наук), Сидоренко С.В. (канд. техн. наук, ст. н.с.), Ховавко О.І. (канд. техн. наук, ст.д.)

АЛЮМОСИЛКАТНІ НАНОФЛЮЇДИ - ПОТЕНЦІЙНІ ХОЛОДАГЕНТИ У СИСТЕМАХ БЕЗПЕКИ АЕС

86

Полякова І.О. (к.т.н.), Сімейко К.В. (д.т.н.), Малий Є.В. (к.ф.-м.н.), Стратілат Д.П. (аспірант)

КОНЦЕПТУАЛЬНЕ ТЕХНІЧНЕ РІШЕННЯ ПОВОДЖЕННЯ З РІДКИМИ РАДІОАКТИВНИМИ ВІДХОДАМИ

90

Сімейко К.В. (д.т.н.), Загребельний О.А., Кожан О.П. (к.т.н.), Лавренов Д.А. (к.пол.н.), Трофімов І.Л. (к.т.н., доц.), Шульга О.В. (к.ю.н.), Мазурок О.С. (Ph.D.)

ДОСЛІДЖЕННЯ ПРОЦЕСУ ОДЕРЖАННЯ ВОДНЮ З ПЕРСПЕКТИВОЮ ЗАСТОСУВАННЯ У АТОМНІЙ ТА ТЕПЛОЕНЕРГЕТИЦІ

92

Сімейко К.В. (д.т.н.), Синяговський А.О., Краснов В.О., Дорошенко А.О., Куряничук С.В., Сабенін П.В., Малий Є.В. (к.ф.-м.н.)

РОЗРОБКА МЕТОДИКИ ОДНОЧАСНОГО ВИЗНАЧЕННЯ СКЛАДУ СКИДНОГО ГАЗУ ТА ЗОЛЬНОСТІ ПІД ЧАС СПАЛЮВАННЯ (ДЛЯ ДОСЛІДНИЦЬКИХ ЦІЛЕЙ) ОПРОМІНЕНОГО ГРАФІТУ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК

95

Смірнов О. Б. (к.ф.-м.н.), Савкіна Р.К. (д. ф.-м. н.), Малий Є.В. (к.ф.-м.н.), Стратілат Д.П. (аспірант)

ПЕРСПЕКТИВИ ВИКОРИСТАННЯ АЛМАЗОПОДІБНИХ ПОКРИТТІВ У CdZnTe-ДЕТЕКТОРАХ ДЛЯ РАДІАЦІЙНОГО КОНТРОЛЮ БЕЗПЕКИ ТА ДОВКІЛЛЯ

98

<i>Проскурін О.С.</i> <u>РОЗРОБКА МЕТОДІВ ЛАЗЕРНОЇ ФРАГМЕНТАЦІЇ ЛПВМ НА ОСНОВІ ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНИХ ДОСЛІДЖЕНЬ З ІМІТАТОРАМИ</u>	101
<i>Письменний Б.В. (к.т.н.), Dr. Perebyinis O., Спасьонова Л.М. (к.х.н., доц.)</i> <u>ІННОВАЦІЙНА ТЕХНОЛОГІЯ ОБРОБКИ ВОДНОГО СЕРЕДОВИЩА В ЄДИНОМУ ПОТОЦІ</u>	103
<i>Садовніков А.С.</i> <u>РОЗРОБКА АВТОМАТИЗОВАНОГО ЗВАРЮВАЛЬНОГО ПРИСТРОЮ ДЛЯ ЗАВАРЮВАННЯ КОНТЕЙНЕРІВ ЗІ СКЛОПОДІБНИМИ РАДІОАКТИВНИМИ ВІДХОДАМИ</u>	106
<i>Сапон М.М. (PhD)</i> <u>БЕЗПЕКА ПЕРЕМІЩЕННЯ ВЯП В ОКРЕМО РОЗТАШОВАНИХ СХОВИЩАХ ВЯП. ВИКОРИСТАННЯ СТАНДАРТІВ США</u>	108
<i>Гадзіра М.П.(д.т.н.), Тимошенко Я.Г. (к.т.н.), Пінчук М.О, Давидчук Н.К (к.т.н.), Дубров О.М. (к.т.н.)</i> <u>РОЗРОБКА ТЕХНОЛОГІЇ СИЛІЦІЙОВАНОГО ГРАФІТУ ДЛЯ УЩІЛЬНЮЮЧИХ КЛЕЦЬ НАСОСІВ КОНТУРІВ ОХОЛОДЖЕННЯ АТОМНИХ РЕАКТОРІВ</u>	110
<i>Чаплинський Р.Ю. (к.т.н.), Доронін М.І., Микитюк Т.В. (к.ф.-м.н.), Петросян Е.С.</i> <u>РОЗРОБКА ЦИФРОВОГО АНАЛІЗАТОРА ІМПУЛЬСНИХ СИГНАЛІВ ДЛЯ ГЕРМАНІЄВИХ ГАММА ДЕТЕКТОРІВ</u>	114
<i>Казимиров О.С., Ієвлєв С.М., Чорний Є.В.</i> <u>РАДІАЦІЙНИЙ МОНІТОРИНГ В УМОВАХ ВІЙСЬКОВИХ ДІЙ</u>	118
<i>Казимиров О.С., Биковський В.Ю., Ієвлєв С.М., Чорний Є.В.</i> <u>РОЗВИТОК СПЕКТРОМЕТРИЧНИХ МЕТОДІВ У КОНТРОЛІ ЯДЕРНОЇ ТА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ</u>	119
<i>Горбачук В.М. (д.ф.-м.н.), Бардадим Т.О. (к.ф.-м.н.), Лупей М.І. (к.т.н.), Ніколенко Д.І., Сулейманов С.-Б., Батіг Л.О., Рибачок Д.О.</i> <u>ЦИФРОВА КООРДИНАЦІЯ КРИТИЧНИХ ІНФРАСТРУКТУР</u>	121
<i>Trunova O.K. (Doctor of Chemistry.), Bereznytska O.S. (PhD), Rohovtsov O.O. (PhD), Pechnyo V.I. (Academiton of NAS Ukraine)</i> <u>CHELATE COMPLEXES Co, Cu, Mn, Zn AS BLOCKERS OF RADIONUCLIDES ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs ENTERING THE HUMAN BODY THROUGH THE SOIL-PLANT-ANIMAL-HUMAN FOOD CHAIN</u>	125
<i>Palchik A.V.(PhD), Rozhdestvenska L.M.(PhD), Kudelko K.O.(PhD), Maltseva T.V.(PhD), Yatsenko T.V.</i> <u>SELECTIVITY OF SOME INORGANIC SORBENTS BASED ON METALS OF IV GROUP TOWARDS STRONTIUM AND CESIUM</u>	128

<i>Морару В.Н. (к.х.н.), Сидоренко С.В. (к.т.н.), Комиш Д.В. (к.т.н.), Сидоренко М.А.</i> <u>ЕКСТРЕНЕ ОХОЛОДЖЕННЯ ПЕРЕГРІТИХ ОБ'ЄКТІВ ЗА ДОПОМОГОЮ НАНОФЛЮЇДІВ</u>	131
<i>Іванова Г.Т.</i> <u>АТОМНА ЕНЕРГЕТИКА ЯК СОЦІОТЕХНІЧНА СИСТЕМА</u>	135
<i>Шендерович В.Я.,</i> <u>ПРОБЛЕМИ ЛІЦЕНЗУВАННЯ НОВИХ ЕНЕРГОБЛОКІВ В УКРАЇНІ</u>	139
<i>Мазурок О.С. (Ph.D.)</i> <u>АТОМНА ВОДНЕВА КОГЕНЕРАЦІЯ НА АЕС УКРАЇНИ В РАМКАХ ПРОЕКТУ ЄВРОАТОМ NPHУСО: ПЕРШІ РЕЗУЛЬТАТИ</u>	145
<i>Сагдієв М.С., Сагдієв С.К.</i> <u>ПЕРСПЕКТИВИ ВИКОРИСТАННЯ ВИСОКОМОБІЛЬНИХ РЕАКТОРІВ SMR КОМПАНІЇ «WESTINGHOUSE» У ПЕРІОД ВІЙСЬКОВОГО ЧАСУ</u>	147

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА У СВІТІ: ТЕНДЕНЦІЇ І ПРОГНОЗИ

Борисенко В. І. (д.т.н.)

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, Київ, Україна
вул. Кірова, 36а, 07270, м. Чорнобиль, Київська обл., Україна.

Контактний E-mail: vborysenko@ispnpp.kiev.ua

Ключові слова: енергоблок АЕС, виробництво електроенергії, реакторна установка, ЕСУ-2050, АР1000, ММР

Станом на жовтень 2023 р. у світі в експлуатації перебуває 412 енергоблоків (е/б) АЕС (встановлена потужність 370 ГВт), у процесі будівництва знаходяться – 58 е/б (встановлена потужність 60 ГВт), в стані зупину і виведення з експлуатації – 209 е/б (встановлена потужність 105 ГВт), також в експлуатації перебуває 220 дослідницьких реакторів [1].

Загальна частка електроенергії (е/е), що вироблена на АЕС, становить ~9,6 % від загального виробництва е/е у світі, яке в 2021 р. склало 2653 млрд кВт · год. На сучасному етапі розвитку енергетики ядерна генерація втрачає свої позиції. Так, наприклад, у 1996 р. частка е/е, що вироблена на АЕС, становила 17,5 % (максимум у %), в абсолютних одиницях 2 250 млрд кВт · год, а максимум виробництва е/е на АЕС в абсолютних одиницях 2 660 млрд. кВт · год було досягнуто у 2006 р. Таким чином, за останні десятиріччя ядерна енергетика займає значну частку на ринку е/е, наприклад, в Євросоюзі ~25 % (104 е/б, у Франції – 68 %, 56 е/б), у США – 19 % (92 е/б), в Україні ~ 50 % (15 е/б) [1]. У Табл.1. наведено інформацію про обсяги виробництва е/е і встановлену потужність е/б АЕС у провідних країнах світу з виробництва е/е на АЕС.

Сьогодні на АЕС України експлуатуються 15 енергоблоків з реакторами типу ВВЕР (2 – ВВЕР-440, 13 – ВВЕР-1000). Дванадцять

енергоблоків вже перетнули 30-ти річний строк експлуатації (Рис.1).

Враховуючі існуючі в світі і в Україні тенденції на ринку постачання е/е одним зі шляхів збереження досягнутого рівня виробництва е/е є оновлення парку існуючих в Україні енергоблоків з ВВЕР на перспективні більш економічні і безпечні проекти реакторних установок (РУ) нового покоління. В якості перспективних РУ сьогодні розглядаються проекти установок покоління III+ (AP1000, EPR-1750), а також проекти малих модульних реакторів (ММР).

Таблиця 1.

Обсяги виробництва е/е і встановлена потужність е/б АЕС у провідних країнах світу з виробництва е/е у 2021 р [1].

№	Країна	Вироблено електроенергії, млрд. кВт·г	Встановлена потужність, ГВт (кількість енергоблоків)
1	США	787,4	94,7 (92)
2	Китай	407,1	52,2 (55)
3	Франція	360,7	61,4 (56)
4	РФ	222,4	27,7 (37)
5	Корея	150,2	24,4 (25)
6	Україна	86,2	13,1 (15)
7	Канада	73,6	13,6 (19)
8	Японія	61,2	16,3 (17)
9	Іспанія	54,1	7,1 (7)
10	Швеція	51,0	6,9 (6)

Важливим є питання обґрунтування як графіку введення нових е/б, так і загальної кількості е/б на найближчі роки.

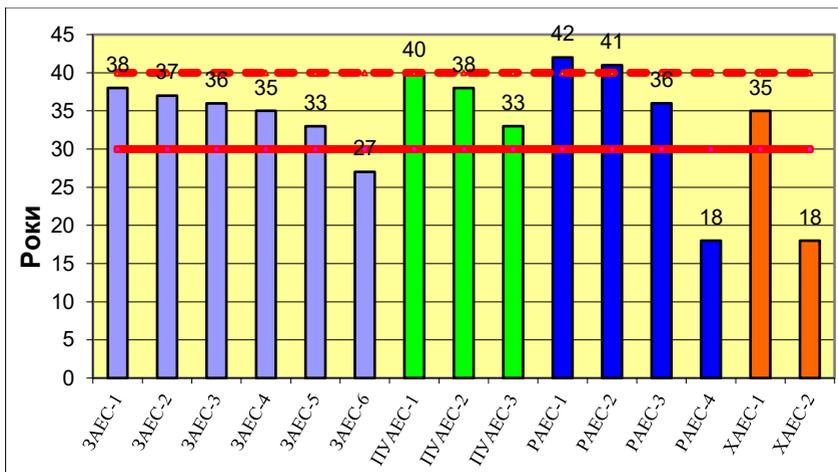


Рис.1. Вік енергоблоків АЕС України станом на 01.01.2023 р

В поки що офіційно не оприлюдненій Енергетичній стратегії України до 2050 р (ЕСУ-2050), передбачено суттєве збільшення встановленої потужності практично всіх типів генерації е/е (див.Табл.2). Враховуючи, що у довоєнні роки потужність споживання е/е становила від 12 до 24 ГВт (літо - зима), а «сьогодні» на 30-40 % менше встановлена потужність генерації е/е згідно ЕСУ-2050 є суттєво завищеною.

Таблиця 2.

Встановлена потужність (ГВт) генерації е/е в Україні станом на 2022 р і згідно ЕСУ-2050

Тип генерації	2022	ЕСУ-2050	Збільшення
ТЕС	21,84		
АЕС	13,84	30	2,2
СЕС	6,41	94	14,7
ТЕЦ+Біо	6,36	9	1,4
ГЕС+ГАЕС	6,32	9	1,4
ВЕС	1,53	140	91,5
Всього	56,3	282	5,0

Розглянемо важливі техніко-економічні показники РУ покоління III+ і ММР. Станом на 2023 рік, серед проектів РУ, які відносяться до покоління III+, AP1000 компанії Westinghouse є найбільш

привабливим для енергетики України по багатьом аспектам: реактор AP1000 ліцензовано в США, Канаді і деяких інших країнах; чотири енергоблоки з реактором AP1000 більше 4-х років експлуатуються на 2-ох АЕС у Китаї (Sanmen-1, 2, Haiyang-1, 2) (див.Табл.3); в США на АЕС Vogtle у 2023 р введено в експлуатацію один е/б, другій е/б з AP1000 - фізичний пуск заплановано на 2024 р, у Польщі ведуться проектні роботи, щодо першої АЕС у складі 3-х е/б з AP1000 [1]. В Табл.3 також наведені дані щодо коефіцієнту використання встановленої потужності для РУ з EPR-1750.

Економічні показники експлуатації AP1000 у Китаї є привабливими. В Табл.3. наведено коефіцієнт використання встановленої потужності для енергоблоків з AP1000 і EPR-1750.

Таблиця 3.

Коефіцієнт використання встановленої потужності, % [1].

АЕС	SANMEN (AP1000)		HAIYANG (AP1000)		TAISHAN (EPR-1750)	
	1	2	1	2	1	2
рік	1	2	1	2	1	2
2019	88,7	8,9	95,9	100,7	82,2	36,8
2020	86,4	86,7	88,8	91,9	63,1	85,6
2021	92,5	90,2	92,6	94,1	52,4	74,8
2022	86,9	91,3	96,5	99,1	28,3	57,1

У порівнянні з діючими ядерними реакторами пропонувані конструкції MMP в цілому є більш простими, а концепція безпеки для MMP часто більшою мірою спирається на пасивні системи. Це означає, що для виконання функцій безпеки не потрібно втручання людини чи зовнішньої енергії чи сили, оскільки пасивні системи покладаються на фізичні явища, такі як природна циркуляція, конвекція, гравітація та створення підвищеного тиску.

Можливість використання технологій MMP слід розглядати у контексті розвитку всієї об'єднаної енергетичної системи (ОЕС) України, розвитку економіки країни й інтеграції ОЕС України в європейську ОЕС. Оскільки, внаслідок військової агресії росії, енергетика й економіка України зазнали і продовжують зазнавати колосальних руйнувань та втрат, масштаби яких ще до кінця навіть не встановлено, навряд чи можливо сподіватися на «нормальне»

функціонування ОЕС не тільки в короткостроковій, але й у середньостроковій перспективах. Впровадження технологій ММР можуть бути одним з напрямків розвитку ОЕС України у разі підтвердження їх техніко-економічних переваг перед «традиційними» реакторними технологіями.

Однак, станом на 2023 р, погляди деяких фахівців стосовно розв'язання енергетичних проблем України на основі «перспективних» технологій ММР ще не мають належного техніко-економічного і наукового обґрунтування, а також не підтверджуються необхідною апробованою практикою, оскільки у світі такі реактори ще тільки розробляються. Сьогодні можна тільки констатувати, що застосування при виробництві електроенергії технологій ММР буде більш дорожчим порівняно з використанням традиційної, апробованої технології експлуатації ядерних енергоблоків потужністю ~1000 МВт.

Станом на 2023 р єдиним проектом ММР який пройшов основні етапи ліцензування в Комісії з ядерного регулювання (NRS) США є проект NuScale. Необхідно відмітити що процес ліцензування в NRC пройшов проект NuScale потужністю 50 МВт (ел), який не планується до будівництва. А проект NuScale потужністю 77 МВт (ел), який поки що планується до будівництва, подачу документів в NRC для отримання ліцензії на будівництво і експлуатацію заплановано тільки на січень 2024 року. Тому в найкращому випадку перший модуль NuScale зможе бути побудовано у США через 6-7 років.

Що стосується вартості електроенергії, яка буде вироблятися на АЕС з модулями NuScale, то нижня межа становить 58 \$/МВт·г – така оцінка вартості була станом на 2020 р. У січні 2023 р проектна команда NuScale підготувала нові орієнтири з економічних характеристик. Зокрема, очікувана вартість електроенергії з ММР NuScale досягла 89 \$/МВт·г (для реакторів PWR-1000 в середньому 60 \$/МВт·г).

Поточна оцінка вартості станції VOYGR (шість реакторних модулів "NuScale Power Module" потужністю 77 МВт(ел) кожен) складає 9,336 мільярдів доларів. З них на підготовчій стадії, яка закінчиться у липні 2026 року, буде витрачено 2,682 мільярда

доларів, а витрати на стадії будівництва (серпень 2026 р – грудень 2030 р) досягнуть 6,654 мільярдів доларів. Таким чином, очікувана вартість встановленого кВт(ел) потужності вже становить ~14 400 \$/кВт, що в декілька разів перевищує проектну вартість для сучасних ядерних енергоблоків великої потужності. З урахуванням вартості робіт по проєкту АЕС VOYGR на підготовчий стадії вартість встановленого кВт потужності становить ~20 200 \$/кВт.

При проведенні оцінки безпеки проєктів ММР необхідно враховувати що очікувані поточні експлуатаційні витрати, а також витрати на зняття з експлуатації ММР у порівнянні з сучасними РУ великої потужності також будуть вищими. Так наприклад,

- витрати на обслуговування та ремонт тепломеханічного і електромеханічного обладнання (турбіна, генератор, якого за кількістю буде у ~10-20 разів більше на 1 ГВт встановленої потужності) будуть більше у порівнянні з сучасними РУ;
- паливна складова на одиницю виробленої енергії будуть у ~ 1,5÷2 рази більше у порівнянні з сучасними РУ;
- обсяги відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) на одиницю виробленої енергії будуть у ~ 1,5÷2 рази більше у порівнянні з обсягами ВЯП від сучасних РУ;
- обсяги радіоактивних відходів на одиницю виробленої енергії під час експлуатації, а також і під час зняття з експлуатації ММР будуть у 2÷30 разів більше у порівнянні з РУ [2, 3].

Таким чином, доцільність прийняття рішень щодо впровадження технології ММР в Україні може бути науково обґрунтовано тільки після аналізу реальних техніко-економічних показників у разі реалізації проєктів ММР у інших країнах

Станом на 2023 рік реактор AP1000 є найбільш апробованим серед інших проєктів РУ покоління III+, у тому числі і тому, що в проєкті широко використовуються як існуючі технології, так і пасивні системи безпеки.

Список посилань:

1. База даних МАГАТЕ. – Режим доступу: <https://pris.iaea.org/pris/>
2. Ramana M.V. Eyes Wide Shut: Problems with the Utah Associated Municipal Power Systems Proposal to Construct NuScale Small Modular

- Nuclear Reactors. Oregon Physicians for Social Responsibility. Oregon PSR, 2020. <https://bit.ly/401HXf4>
3. Krall L.M., Macfarlane A.M., Ewing R.C. Nuclear waste from small modular reactors. *PNAS*. 2022. **119**(23): 1—12. <https://doi.org/10.1073/pnas.2111833119>

ЗВЕРНЕННЯ ДО УЧАСНИКІВ КОНФЕРЕНЦІЇ

Броніслав Куліков, MBA

SYNERGOATOM, м. Прага, Чехія
Václavské náměstí, 846/1, Nové Město, 110 00, Prague 1, Czech Republic

Контактний e-mail: bronislav.kulikov@synergoatom.com

**V. Міжнародна конференція
"Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику"**

Дорогі друзі та соратники!

Я дозволив собі звернутися до вас саме так, оскільки інші слова сьогодні не зможуть достатньо обґрунтувати ту честь, яку мені надала армія енергетиків України. Розумію, що виступ із трибуни легендарної Академії наук України вимагає від доповідача граничного рівня відповідальності за кожне вимовлене слово. Тут виступали легенди, імена яких прославили українську науку у всьому світі.

Я корінний киянин, який народився в цьому героїчному місті і виїхав з нього понад 30 років тому. Більшість цих років, я не уявляв, що Київ знову зможе стати для мене настільки близьким, як це сталося 24 лютого 2022 року. На той момент я вже мав безпосереднє відношення до ядерної енергетики, представляючи в Україні чеський машинобудівний гігант WITKOWITZ. Ядерна енергетика стала для мене новим, усвідомленим етапом життя, але я продовжував запитувати себе – що нового я можу дати ядерній галузі, не будучи пов'язаним з нею у професійному сенсі. Я був упевнений, що мій життєвий досвід та вміння знаходити нестандартні організаційні рішення у складних бізнес-процесах, зможуть показати людям той бік ядерної енергетики, який довгі роки був закритий від них стіною страху під назвою «Зона відчуження». Мені здавалося, що за цей час мені вдалося багато зробити в цьому напрямку. Але спогади про ранок 24 лютого дають мені остаточну відповідь на запитання – чому я тут, серед вас. І я сподіваюся, ви розумієте, чому я вирішив назвати себе вашим соратником у ті дні, коли до мого рідного міста, до моєї рідної України, вповзла ця кривава шалена нечисть, назвою якої я навіть не хочу оскверняти стіни цього храму науки. Сьогодні між нами немає різниці. Сьогодні кожна розсудлива людина на Землі має робити все від неї можливе, щоб українські збройні сили та героїчний український народ остаточно зламав хребет цьому тисячолітньому монстру, який убиває все святе, заради чого ми живемо.

Мені пощастило бачити живого Бориса Патона. Я сидів навпроти нього в його легендарному кабінеті зовсім незадовго до того, як він покинув цей світ. Я згадую погляд легендарного президента і ровесника Академії наук України, і його все ще тверду руку, яка підписує для мене свою книгу. Мені здається, це було благословення на те, що я і велика чеська команда моїх партнерів та колег намагаємося зробити для нашого спільного з Україною європейського майбутнього.

Наразі я представляю центр CESTA SINERGOATOM, який об'єднує наукові та виробничі підприємства України, Чеської Республіки і Польщі. Напрямки і організація діяльності Центру були сформовані з урахуванням досвіду ветеранів Чехії і України. Метою Центру є співробітництво в рамках спільної реалізації наукомістких проектів, розробки інноваційних технологій та їх практичним впровадженням з упором на енергетичну, інформаційну та технологічну безпеку. Діяльність Центру спрямована на залучення інвестицій та грантів з метою проведення наукових досліджень, концентрацію елементів інноваційних проектів, надання організаційних, правових та інших послуг, особливо у наукоємних технічних галузях, налагодження співпраці між університетами та інше. Моя присутність на польсько-українському Конгресі COMMON FUTURE у Познані 21 вересня, спілкування з польськими політиками, які приймають ключові рішення щодо підтримки України, безпосередня співпраця з чеськими органами влади, та усвідомлення щиро братерського ставлення чеської науки та промисловості до українських друзів, дає абсолютну впевненість у нашому міцному союзі.

Синергія мирного атома – це та гармонія, яку ядерні фізики та енергетики дарують світові своєю шляхетною діяльністю. Тому сьогодні, виступаючи з цієї високої трибуни, я прошу і вашої довіри та підтримки у тому, що ми можемо зробити разом у рамках східноєвропейської співдружності, об'єднавшись під прапором SYNERGOTOM. Ваша довіра дозволить мені та моїм колегам зробити все від нас залежне, щоб українська наука, представлена своєю легендарною ядерною фізикою, по праву набула заслуженого статусу одного зі світових лідерів. Ми впевнені, що пост-російська економічна ера має стати фазою остаточного переходу до України законних прав на народжений цією землею інтелектуальний і технологічний потенціал, десятиліттями використаний вмираючою імперією зла для досягнення своїх шалених цілей.

Користуючись нагодою, хотів би також повідомити про те, що раніше декларовані нами наміри створити фонд SYNERGOTOM для підтримки ядерної енергетики України розпочинає процедуру офіційного оформлення. Очікується, що фонд розпочне свою роботу на початку жовтня поточного року під контролем посольства Чеської Республіки в Україні. Найближчими днями ми підготуємо оновлену програму CESTA SYNERGOTOM, яку розішлемо всім учасникам сьогоднішньої конференції для ознайомлення та запрошення до участі у співпраці в рамках програм Центру. Ще раз дякую вам за надану можливість виступити з цієї високої трибуни та щиро вірю в силу нашої співдружності.

Слава Україні!

DAVID SMR

Мартін Грох, MBA

WITKOWITZ ATOMICA. м. Прага, Чехія

CZECHATOM. М. Прага, Чехія

Václavské náměstí, 772/2, 110 00, Praha 1, Czech Republic

Ключові слова: малий модульний реактор, реактори водяні під тиском, DAVID SMR.

Контактний e-mail: office@czechatom.com

Концепція АЕС DAVID базується на традиційній конструкції джерел енергії PWR/ВВЕР. Вона поєднує в собі переваги перевірених, надійних і безпечних ядерних джерел енергії з новими підходами та рішеннями безпеки. Основною частиною атомної електростанції DAVID SMR є невеликий водо-водяний реактор з легководяним охолодженням.

Чеська концепція DAVID SMR, розроблена Czechatom a.s. для Witkowitz Atomica a.s., базується на традиційній і знайомій українським атомним спеціалістам конструкції водо-водяного реактора під тиском - ВВЕР 440 і 1000. Кожен блок має вихідну потужність 175 МВт(т) або 50 МВт(е). Одна станція може одночасно обслуговувати до 8 блоків, що в сумі становить 400 МВт(е).

З точки зору конструкції, дизайн основного виробничого блоку є компактним та має такі особливості:

Дві захисні оболонки (первинна та вторинна), корпус першого контуру та проміжний контур (розташовані під землею).

Конструкції 3-ї категорії.

Склади свіжого палива.

Басейн для зберігання відпрацьованого ядерного палива.

В одному головному виробничому блоці є дві підземні захисні оболонки, кожна з яких містить один DAVID SMR. Це рішення являє собою один «модуль» і є мінімальною конфігурацією ядерного джерела енергії, яке буде запропоновано. Концепція DAVID SMR дуже схожа на концепцію реактора ВВЕР, але в той же час зовсім інша. Основна відмінність полягає в тому, що корпус реактора містить ще один вкладений корпус (посудина в посудині). Ідея інкапсуляції всього первинного контуру (PC) у корпус реактора під тиском і транспортування тепла від теплоносія активної зони до вторинного контуру (SC) через проміжний контур (IC). IC дозволяє повністю відокремити систему подачі пари від потенційно забрудненої води PC, таким чином значно зменшуючи ризик витоку радіації. IC працює під більш високим тиском (0,5 МПа) і з набагато більшим об'ємом охолоджуючої рідини, ніж PC, таким чином усуваючи можливість забруднення IC та подає великий об'єм охолоджувальної рідини у випадку втрати охолоджуючої рідини PC. Крім того, концентрація бору в IC DAVID SMR вища, ніж в типовому ВВЕР. Внутрішній корпус реактора, який містить активну зону та всі інші компоненти, відомі з класичних реакторів ВВЕР 1000 або 440, включаючи оболонку

активної зони з власне активною зоною, блок захисних труб, внутрішні вимірюючі прилади, системи контролю та регулювання, і т. д. Первинний контур/внутрішня ємність демонтується з корпусу реактора, отже, замінюється як сервісна запчастина, що забезпечує велику гнучкість дизайну реактора протягом усього терміну його служби.

Як видно з опису реактора, головною його перевагою є те, що активна зона розташована у внутрішньому корпусі реактора. Сам IC є ще одним бар'єром безпеки, що запобігає потенційному забрудненню SC та парогенераторів. Інші системи безпеки будуть аналогічні тим, що діють на АЕС типу PWR або ВВЕР покоління 3+.

Концепція конструкції з трьох розділених контурів забезпечує високу природну стабільність навіть у нештатних умовах, зокрема з розширеною здатністю відводити тепло розпаду в пасивному режимі.

Кожен реактор з'єднаний з частиною блоку для обробки тепла, у більшості застосовувань до турбогенераторної установки. Кожна установка DAVID SMR працює незалежно від інших установок на об'єкті, але має спільне допоміжне та сервісне обладнання, зокрема для зберігання та маніпулювання як свіжим, так і відпрацьованим паливом, відходами та іншими функціями, не пов'язаними з безпекою.

Блоки DAVID є масштабованими та можуть вмістити різну кількість DAVID SMR, щоб задовольнити потреби клієнта в енергії. Стандартний модуль DAVID включає два реактори по 50 МВт(е), з можливістю масштабування до 8 шт. (4x2), або 400 МВт(е). Двомодульна конфігурація (2x50 МВт(е)) буде стандартним розміром установки для затвердження стандартного проекту станції та ліцензування.

РАДІАЦІЙНИЙ РІСТ ЦИРКОНІЮ ЯК ЯВИЩЕ, ЩО ВПЛИВАЄ НА БЕЗПЕКУ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ ТИПУ ВВЕР

*Бабіч А.В. (к.ф.-м.н., с.н.с.), Остапчук П.М. (д.ф.-м.н., с.н.с.),
Троценко О.Г. (к.ф.-м.н.)*

Інститут електрофізики и радіаційних технологій НАН України, м.
Харків, Україна
вул. Чернишевська, 28, а/с 8812, 61002, м. Харків, Україна.

Контактний e-mail: avbabich@kipt.kharkov.ua

*Ключові слова: радіаційно-індуковані явища, радіаційне розпухання
та радіаційний ріст конструкційних матеріалу реактора,
дислокаційні петлі.*

Найбільш характерна особливість поведінки металів під опроміненням – це еволюція їхньої вихідної мікроструктури і, як правило, деградація їх оптимізованих фізико-механічних властивостей. Зміна мікроструктури на макрорівні проявляється в низці радіаційно-індукованих явищ. Зокрема: розпухання, рості, повзучості. Остання пов'язана з зовнішніми напруженнями і не є об'єктом наших досліджень. Розпухання (ГЦК, ОЦК метали) супроводжується ростом об'єму. Радіаційний ріст (РР) (ГЦУ метали) супроводжується зміною форми без помітної зміни об'єму. Зокрема РР є характерним для цирконію – основного конструкційного матеріалу активної зони (оболонки ТВЕЛів, дистанціонуючі решітки) реактору. Деформація яка виникає під час РР не є критичною у порівнянні з розпуханням у випадку реакторів типу ВВЕР. Але може бути суттєвою у випадку впровадження модульних реакторів, термін паливної кампанії яких може бути набагато довшим.

Кристал цирконію у процесі росту розширюється в *a*-напрямку і звужується вздовж *c*-осі. Причину такої зміни форми пов'язують з ідеєю Баклі про те, що ВП (вакансійні петлі) зароджуються і ростуть у базисній площині тим самим «знищуючи» екстра площини в *c*-напрямку, а МП (міжвузельні петлі) повинні переважно рости в призматичних площинах, додаючи нові екстраплощини. Це, в свою чергу, означає, що повинен існувати механізм поділу потоків ТД (точкових дефектів) між площинами. Вакансії переважно йдуть у базисну площину, ВМА (власні міжвузловинні атоми) у призматичні. До того ж важливо, що цирконієві ядерні матеріали є текстурованими. Тому розуміння механізму еволюції їх початкової мікроструктури під опроміненням є дуже важливим.

Історично основні теоретичні роботи було пов'язані з явищем розпухання. Була сформульована концепція фактору переваги (bias) стоку до поглинання ТД певного вигляду: $B = 1 - Z_v / Z_i$, де $Z_{v,i}$ ефективності поглинання стоком вакансій та ВМА, які визначаються енергією пружної взаємодії ТД зі стоком. Виявилось що дислокація – це найбільш ефективний сток з $B > 0$ ($Z_v > Z_i$). Тобто дислокація ефективніше поглинає ВМА, а вакансії, які залишаються, йдуть на інші стоки, зокрема пори. Цю ж концепцію спробували застосувати для РР. Однак виявилось, що в дифузійно- та пружно-ізотропному наближенні bias не залежить від природи петель (вакансійна чи міжвузельна). Тобто ріст і співіснування вакансійних петель не можливі.

В результаті виконання роботи були отримані наступні результати:

Врахування пружної анізотропії енергії взаємодії базисної петлі в цирконії з ТД не є визначальним. Це було очікувано, враховуючи симетрію кристала відносно обертання навколо осі «z».

Зміна граничних умов на зовнішній границі області впливу петлі якісно змінює залежність bias-фактора від її природи. З'являється $\max(\text{ВП})$ і $\min(\text{МП})$ рис.1. Зі зменшенням густини стоків (дислокацій) вони зміщуються в область більших за розміром петель. Принциповим моментом тут є горизонтальна лінія див. рис.1, яка відповідає bias прямолінійної дислокації. В даному

випадку стік-петля створює додатковий вплив, на фоні існування ефективного поглинаючого середовища (аналог теорії середнього поля). Далі ми розглядаємо цей конкретний сток з його областю впливу у середовищі. Горизонтальна лінія характеризує В-фактор цього середовища. Якщо b - середовища більше b -петлі, то ВМА поглинаються середовищем, тобто іншими стоками. А вакансії рухаються в бік виділеної петлі. Тому вакансійні петлі, які зароджуються мають перевагу. І чим сильніше був відпал, тим до більших розмірів зростають ВП.

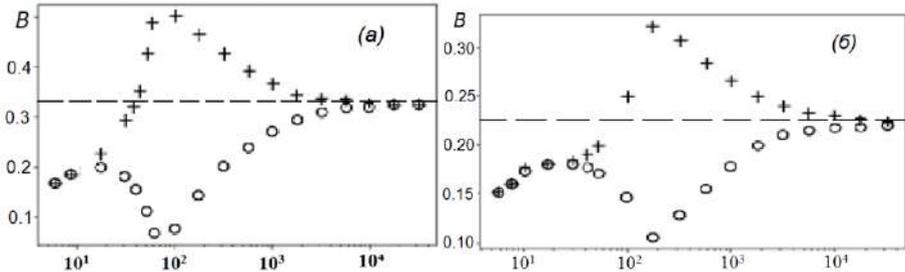


Рис. 1. *BIAS* вакансійної і межвузельної петлі як функція її радіуса для $R_{ext} = 55b$ (а) и $R_{ext} = 125b$ (б). ('+'- ВП, 'o'- МП)

Дослідження, що проведені в роботі, здійснено за фінансової підтримки програми державного бюджету (КПВК 6541230).

RADIATION STABILITY OF SiC NANOCERAMICS AS INNOVATION MATERIAL FOR NUCLEAR REACTORS

*Shirinyan A.S. (д.ф.-м.н., доцент), Bilogorodskyy Yu.S. (магістр),
Krit O.M. (к.ф.-м.н.), Popov O.Y. (д.ф.-м.н., доцент),
Storizhko V.Yu. (д.ф.-м.н., академік НАНУ)*

Laboratory of composite materials of nuclear-hydrogen energy,
Department of nuclear-physical research, Institute of Applied Physics of
National Academy of Sciences of Ukraine.

Room 606, building 3, Prospect Nauki, 46, Kyiv-03028, Ukraine.

Контактний e-mail: aramshirinyan@ukr.net, urabelogorodsky@ukr.net

Keywords: silicon carbide, irradiation, vacancy saturation, amorphization, phase stability, thermodynamics, size effect, nucleation, energy barrier

Silicon carbide (SiC) is an important technological material with high-temperature semiconductor properties, an excellent material for first-wall components in fusion reactors and a candidate material for use in high-temperature structural components in 4th generation nuclear reactors. Nevertheless, our understanding of the radiation stability of SiC and nanoscale materials is still incomplete [1].

Our **objective** is to investigate how the saturation of vacancies induced by radiation affects the amorphization process and phase stability of nanoscaled 3C-SiC (fig.1).

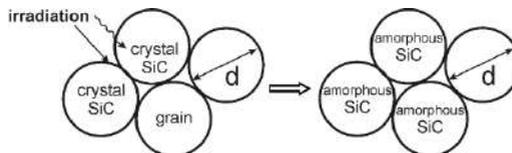


Fig. 1. Representation of nanocrystalline SiC in the form of ideal spheres with diameter d .

Amorphization is a first-order phase transition and therefore must pass through the stage of nucleation of a new amorphous phase inside the crystal grain with the appearance of a new interphase surface and energy. Due to the competition between the bulk driving force and the surface energy change, the Gibbs free energy required to nucleate a new amorphous phase passes through the maximum ΔG^* (the so-called nucleation barrier or critical nucleation work). Hence, one needs to take into account nucleation energy in the frame of thermodynamic approach.

Our **methodology** is based on the new thermodynamic approach and on calculating the Gibbs free energy for various phase states involving vacancy-type defects. We explain the radiation stability of nanoscale 3C-SiC by considering competing effects: (i) the small grain size reduces the accumulation of vacancies inside each grain and lower the overall free energy; (ii) the small grain size leads to an increase in the interphase surface area between the grains and in the free energy. Additionally, we consider the size dependence when estimating the concentrations of radiation-induced vacancies [1-2].

Results. It is obtained that at a speed of defect generation 4×10^{-6} dpa/s (parameters of irradiation 2 MeV ions with fluency of about $1 \times 10^{15} - 2 \times 10^{16}$ ions/cm² for a temperature interval of 800-1500K zone of radiation stability (absence of amorphization) 3C-SiC corresponds to grain sizes less than 25-30 nm.

Representation of size-dependent and temperature-dependent phase stability diagrams for SiC phase transition under irradiation treatment shows three different zones of phase stability.

Taking into account nucleation and the energy barrier of nucleation shows the possibility of metastable two-phase configurations, the phase transition under irradiation can be forbidden even under the conditions of energy benefit due to a very high value of the energy barrier of nucleation.

Список послань:

1. Shirinyan A.S., Bilogrodskyy Y.S., Krit O.M. Phase stability of spherical ferrum nanoparticles under radiation saturation with vacancies // Nuclear Physics and Atomic Energy – 2022. – **23** (4).

P. 255–262

2. *Shen T.D.* Radiation tolerance in a nanostructure: Is smaller better? // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research – 2008. – В 266. P. 921–925.

УДК 621.039.58

АКТИВНІСТЬ І ЗАЛИШКОВЕ ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА ВВЕР-1000 ПІД ЧАС ЕКСПЛУАТАЦІЇ І ЗБЕРІГАННЯ

Юров М.С.^{1,2}, Горанчук В. В.¹ (к.т.н.), Борисенко В. І.¹ (д.т.н.)

¹Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, м. Чорнобиль, Україна

вул. Кірова, 36а, 07270, м. Чорнобиль, Київська обл., Україна.

²Національний технічний університет України «КПІ імені Ігоря Сікорського», м. Київ, Україна

проспект Перемоги, 37, 03056, м. Київ, Україна

Контактний email: iurov2003@ukr.net

Ключові слова: відпрацьоване ядерне паливо, питома активність ядерного палива, залишкове енерговиділення, тепловидільна збірка, ВВЕР-1000,

Необхідність проведення досліджень, щодо оцінки радіаційних наслідків комунальної аварії у разі можливої руйнації контейнерів або сховищ зберігання ВЯП, пояснюється довготривалим ядерним шантажем рф на окупованій ЗАЕС, де з 2001 року експлуатується сухе сховище ВЯП ЗАЕС, а також є важливим і для інших майданчиків зберігання ВЯП. В роботі представлено аналіз радіаційних характеристик опроміненого ядерного палива ВВЕР-1000, представлених у Довіднику [1] і розрахованих авторами доповіді у програмному кодї SCALE [2]. Активність і залишкове

енерговиділення ядерного палива значною мірою визначають як можливий перебіг аварійних сценаріїв, так і можливі радіаційні наслідки аварій на ядерних установках. Тривалий час основним джерелом інформації щодо радіаційних характеристик ядерного палива ВВЕР-440, ВВЕР-1000 і РБМК-1000 було видання [1].

Активність і залишкове енерговиділення ядерного палива на момент зупинки ядерного реактора на чергове перевантаження визначаються такими показниками як вигорання ядерного палива у окремих ТВЗ, а також графіком навантаження ТВЗ, особливо за останній рік експлуатації.

У довіднику [1] для ВВЕР-1000 надано інформацію щодо радіаційних характеристик для режимів опромінення ядерного палива протягом 1, 2 і 3 паливних кампаній (режим Q) на питомій потужності ~ 44 МВт/т U, тривалість кожної паливної кампанії ~ 306 діб, зупин на перевантаження палива ~ 48 діб, сумарне вигоранням $40,48$ ГВт·д/т U. Необхідно оцінити наскільки обґрунтованим є застосування радіаційних характеристик опроміненого палива, наведених у Довіднику [1], для ядерного палива з фактичним графіком навантаження ТВЗ під час паливних кампаній.

На ВВЕР-1000 в Україні застосовано 4-х річну паливну кампанію (режим S). Для моделювання обрано усереднені дані для одного з енергоблоків ВВЕР-1000. Тривалість паливної кампанії 300 діб, зупин на перевантаження палива 50 діб, сумарне енерговиділення ~ 50 ГВт·д/т U. Питома потужність ядерного палива по кампаніям, відповідно $\sim 48, 50; 43, 25$ МВт/т U, що відповідає фактичному навантаженню ТВЗ для одного з енергоблоків ВВЕР-1000.

В доповіді (див.Рис.1÷4) представлено порівняльні результати щодо зміни у часі активності ядерного палива для наступних випадків:

- активність ядерного палива активної зони ВВЕР-1000 на кінець паливної кампанії в режимі стаціонарних перевантажень для трирічної (режим Q) і чотирьохрічної (режим S) паливних кампаній;
- активність ядерного палива ВВЕР-1000, вивантаженого в басейн витримки або в контейнер зберігання ВЯП для трирічної і чотирьохрічної паливних кампаній.

На Рис. 1÷4 також представлено значення (права вісь) відношення активності палива в режимі S (маркер кружечок), до активності палива в режимі Q (маркер трикутник).

На Рис. 5, 6 представлено відношення активності палива ТВЗ-1 (маркер кружечок), до активності палива ТВЗ-2 (маркер трикутник).

У наукових дослідженнях з оцінки зміни активності й залишкового енерговиділення ВЯП як параметра, який характеризує ВЯП, використовують значення вигорання палива ($\text{МВт} \cdot \text{д/кгU}$). Для аналізу зміни радіаційних характеристик ВЯП у довгостроковій перспективі (більше 10 років) такий підхід є коректним. Що стосується аналізу зміни радіаційних характеристик ВЯП у короткостроковій перспективі (до 10 років), то необхідно враховувати графік навантаження ТВЗ у період її експлуатації, особливо в останній рік експлуатації.

В доповіді представлено результати зміни радіаційних характеристик ТВЗ ВВЕР-1000, які досягли під час експлуатації однакового вигорання $10,7 \text{ ГВт} \cdot \text{д/тU}$, але експлуатація ТВЗ проводилася за різними графіками навантаження:

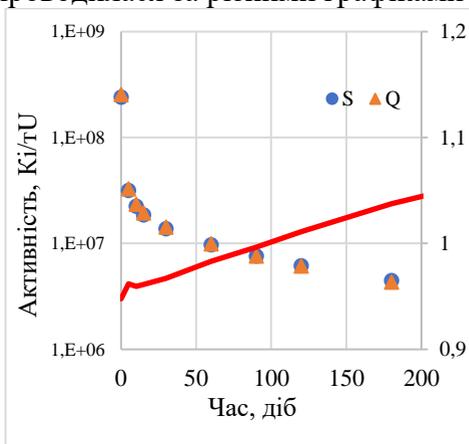


Рис. 1. Активність ядерного палива в активній зоні ВВЕР-1000 після зупину протягом 200 діб

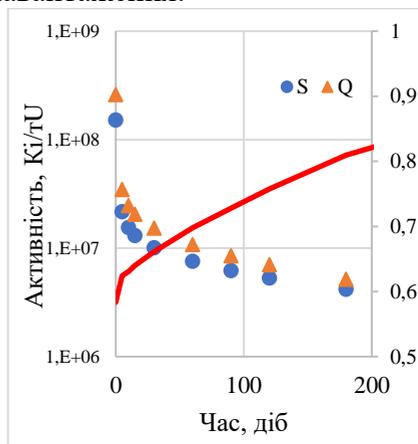


Рис. 2. Активність ВЯП ВВЕР-1000 після зупину протягом 200 діб

- ТВЗ-1 протягом 0÷150 діб експлуатувалася на 100 % номінальної потужності, а протягом 151÷300 діб на 50 % номінальної потужності;
- ТВЗ-2 протягом 0÷150 діб експлуатувалася на 50 % номінальної потужності, а протягом 151÷300 діб на 100 % номінальної потужності.

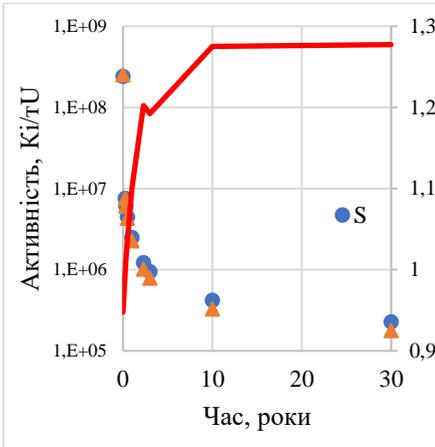


Рис. 3. Активність ядерного палива в активній зоні ВВЕР-1000 після зупину протягом 30 років

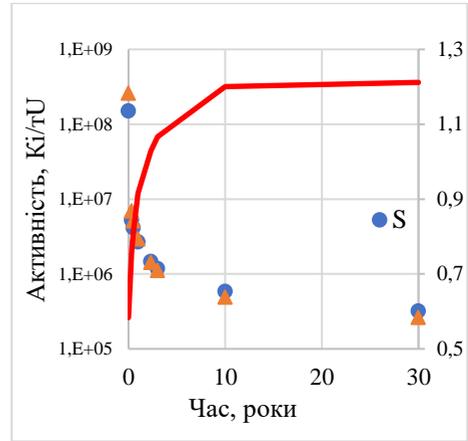


Рис. 4. Активність ВЯП ВВЕР-1000 після зупину протягом 30 років

Порівняльні результати наведено на Рис. 5 та 6. На Рис. 5 наведено зміну активності ТВЗ-1 і ТВЗ-2 протягом перших 200 діб після зупину реактора, на Рис. 6 – протягом 10 років після зупину реактора.

Проведений аналіз результатів моделювання демонструє, що за однакового вигорання питома активність:

- на кінець паливної кампанії ТВЗ-2 у ~2 рази більша, ніж у ТВЗ-1;
- на 50-ту добу більше у 1,5 рази;
- через 1 рік більше у 1,15 рази;
- на сьомий рік більше тільки на ~1 %.

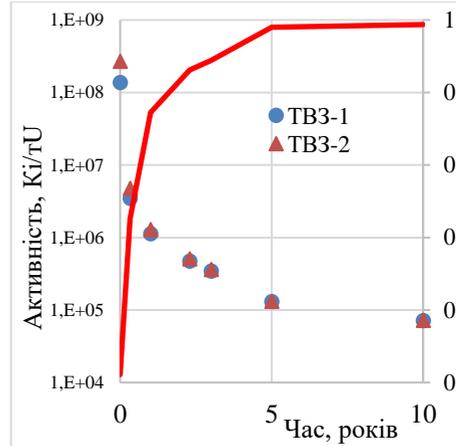
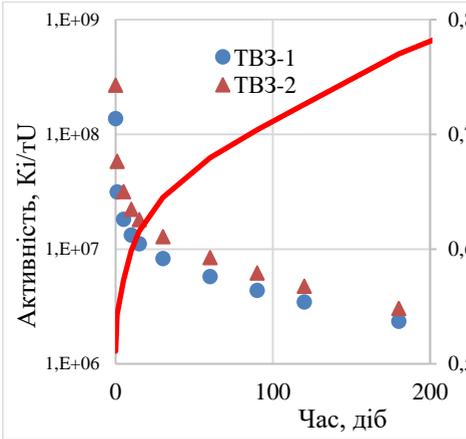


Рис. 5. Активність ядерного палива протягом 200 діб після зупину реактора для ТВЗ-1 і ТВЗ-2

Рис. 6. Активність ядерного палива протягом 10 років після зупину реактора для ТВЗ-1, 2

Результати моделювання показують, що питома активність, а відповідно й загальна активність ядерного палива в активній зоні ВВЕР-1000, після ~ 1 року вимушеного простою енергоблоків Запорізької АЕС, зменшилася в ~ 100 разів. Тому можливі радіаційні наслідки в разі пошкодження ядерного палива, що знаходиться в активних зонах або вивантажено в басейни витримки, будуть значно меншими, ніж у разі аварії на працюючому реакторі.

1. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива : справочник / В. М. Колобашкин [и др.]. – Москва : Энергоатомиздат, 1983. – 384 с.
2. SCALE Code System // Oak Ridge National Laboratory: official website. – Available at: <https://www.ornl.gov/onramp/scale-code-system>

ОСНОВНІ НАПРЯМКИ ПІДВИЩЕННЯ ЕФЕКТИВНОСТІ ПЕЛ ПС СУЗ ДЛЯ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ УКРАЇНИ

Зуйок В.А. (к.ф.-м.н.), Рудь Р.О., Трет'яков М.В., Чернов І.О., Куштим Я.О., Грудницький В.В. (к.т.н.)

Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут» НАН України, м. Харків, Україна
вул. Академічна, 1, 61108, м. Харків, Україна.

Контактний e-mail: valeriyz@kipt.kharkov.ua

Ключові слова: ядерне паливо, нейтронно-поглинаючі матеріали, карбід бора, титанат диспрозію, гафнат диспрозію, гафній.

Російська компанія АТ «ТВЕЛ» була єдиним постачальником ПС СУЗ для АЕС України і держав Євросоюзу з реакторами радянського дизайну ВВЕР-1000. Всі ПС СУЗ, які експлуатуються на АЕС України або які знаходяться у складі ВЯП, поставлено з РФ. На цей час українськими фахівцями розроблено технологію виготовлення ПЕЛ та ПС СУЗ для реактора ВВЕР-1000, які за конструкцію та матеріалами є співставними зі штатним ПС СУЗ виробництва РФ. На сьогодні дуже гостро стоїть питання створення конструкції ПЕЛ на основі власних науково-технічних розробок з характеристиками ресурсу та ефективності, які вищі, ніж характеристики штатної конструкції ПС СУЗ виробництва РФ.

Для визначення напрямків підвищення ефективності ПЕЛ для ядерних реакторів України потрібно було детально визначити характеристики нейтронно-поглинаючих матеріалів, які використовуються або використовувались у водно-водяних енергетичних реакторах. Проведено розрахунок, систематизацію та узагальнення нейтронно-фізичних характеристик відомих нейтронно-поглинаючих матеріалів, які використовувались в

конструкції ПС СУЗ водно-водяних реакторів (B_4C , Hf, Ag+In+Cd, $Du_2O_3 \cdot TiO_2$, Eu_2O_3).

Основні нейтронно-поглинаючі матеріали можна розділити на дві групи. До першої групи входять матеріали з високою вихідною (~100%) ефективністю поглинання нейтронів (B_4C , Eu_2O_3), яка швидко втрачається з часом експлуатації. До другої групи входять матеріали з меншою (~75%) вихідною ефективністю, але вона з часом експлуатації змінюється слабо (Hf, $Du_2O_3 \cdot TiO_2$, Ag-In-Cd). Кожен з цих матеріалів має свої недоліки, тому постійно ведуться роботи з розробки нових більш ефективних нейтронно-поглинаючих композицій.

Розглянуто характеристики потенційних матеріалів для оболонки ПЕЛ. Серед них сталь 06X18H10T, сплав 42ХНМ та сплав Zr+1%Nb. Всі матеріали значно відрізняються за хімічним складом та перетином взаємодії з нейтронами, а отже по-різному впливають на ефективність поглинання нейтронів та мають різну активність продуктів корозії, які утворюватимуться на зовнішній поверхні під час експлуатації. З точки зору ефективності поглинання нейтронів використання оболонки зі сплаву Zr+1%Nb призведе до підвищення відносної ефективності на 0,9% у порівнянні з ефективністю ПЕЛ з оболонкою зі сплаву 42ХНМ або сталі марки 06X18H10T. Розрахунок радіоактивності різних матеріалів оболонок показав, що під дією нейтронного опромінення, після 4 паливних циклів, найбільшу активність матиме оболонка зі сталі 06X18H10T, найменшу – зі сплаву Zr+1%Nb. За ядерними характеристиками найбільш прийнятним є використання матеріалу Zr+1%Nb або поглиначів без оболонки, якщо це дозволяють їх механічні характеристики та корозійна стійкість.

Ґрунтуючись на результатах розрахунків, запропоновано напрямки підвищення ефективності поглинання нейтронів ПЕЛ ПС СУЗ, основні з яких, що є прийнятними для всіх розглянутих матеріалів, – це збільшення густини та діаметра матеріалу нейтронно-поглинаючого стовпа осердя ПЕЛ.

Збільшення щільності B_4C від щільності порошкової засипки ($1,7 \text{ г/см}^3$) до щільності таблетки ($1,95 \text{ г/см}^3$) призведе до підвищення ефективності поглинання нейтронів, а зменшення

діаметра від 7,0 мм до 6,85 мм – до зниження. Загалом такий перехід від порошкової засипки до таблеткового варіанту ПЕЛ суттєво не вплине на вихідну ефективність та на її збереження при експлуатації. Але необхідно враховувати, що перехід від порошкової засипки до таблеткового варіанту ПЕЛ підвищує технологічність заповнення ПЕЛ за рахунок використання автоматичних заповнювальних пристроїв.

Перехід від засипки $Du_2O_3 \cdot TiO_2$ до таблеткового варіанту (щільність з $5,15 \text{ г/см}^3$ до $6,2 \text{ г/см}^3$, діаметр з 7,0 мм до 6,85 мм) призведе до підвищення вихідної реактивності з 74% до 77%. З часом експлуатації ця різниця збільшуватиметься.

Використання стрижня металевого гафнію без оболонки дозволить збільшити вихідну ефективність з 74% до 88% за рахунок збільшення діаметра з 7,0 мм до 8,2 мм. Через 6-8 років експлуатації ефективність стрижня діаметром 8,2 мм знаходитиметься на рівні вихідної ефективності стрижня діаметром 7,0 мм.

Найбільш високі показники вихідної ефективності поглинання нейтронів та їх збереження протягом тривалого часу має матеріал $Du_2O_3 \cdot HfO_2$. Заміна Ti в композиції $Du_2O_3 \cdot TiO_2$ на Hf дозволяє створити однофазний радіаційностійкий матеріал $Du_2O_3 \cdot HfO_2$, який матиме вищу ефективність поглинання нейтронів за рахунок використання Hf як нейтронно-поглинаючого матеріалу. Використання таких матеріалів в оболонці зі сплаву 42ХНМ матиме вихідну ефективність 77% та 84% для порошкової та таблеткової композицій відповідно.

Підсумовуючі результати можна зробити висновок, що серед запропонованих композицій найбільш прийнятну ефективність поглинання нейтронів має металевий гафній з діаметром поглинаючої частини 8,2 мм (без оболонки) та $Du_2O_3 \cdot HfO_2$ у таблетковому варіанті наповнення ПЕЛ. Використання цих матеріалів у нижній частині ПЕЛ дозволить підвищити ефективність всього ПЕЛ навіть при збільшенні нижньої частини з 300 мм до 500 мм. Але існує велика ймовірність, що використання цих матеріалів при повному заповненні оболонки ПЕЛ (3500 мм) призведе до порушення нейтронно-фізичних критеріїв працездатності ПЕЛ.

Розрахунки показали, що у верхній частині ПЕЛ (300-3500 мм) замість V_4C можна використовувати композицію 50Eu-50Hf. Відповідно до доступних діаграм стану, такий матеріал матиме радіаційностійку структуру. Матеріал 50Eu-50Hf з густиною $8,0 \text{ г/см}^3$ та таблетковим наповненням ПЕЛ (6,85 мм) матиме вихідну ефективність поглинання нейтронів 95,6% від ефективності V_4C . Висока ефективність поглинання нейтронів дозволить використання в нижній частині менш ефективних (n, γ)-поглиначів з великим ресурсом експлуатації ($Du_2O_3 \cdot HfO_2$, Hf) довжиною понад 300 мм без порушення нейтронно-фізичних критеріїв працездатності ПЕЛ.

ІНФОРМАЦІЙНА ПІДТРИМКА НАУКОВО-ТЕХНІЧНОЇ ДІЯЛЬНОСТІ З ВПРОВАДЖЕННЯ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА КОМПАНІЇ «WESTINGHOUSE» ДЛЯ РЕАКТОРІВ ВВЕР-1000

Зуйок В.А. (к.ф.-м.н.), Красноруцький В.С. (к.ф.-м.н., с.н.с.), Грицина В.М., Рудь Р.О., Трет'яков М.В., Куштим Я.О., Грудницький В.В. (к.т.н.)

Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл»
Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», НАН України,
вул. Академічна, 1, 61108, м. Харків, Україна.

Контактний e-mail: valeriyz@kipt.kharkov.ua

Ключові слова: ядерне паливо, ТВЗ-W/WR, твел, Westinghouse, дезінформація.

Починаючи з перших кроків впровадження ядерного палива виробництва компанії Westinghouse на АЕС України для реакторів ВВЕР-1000 радянського дизайну, в засобах масової інформації (ЗМІ) проводилась потужна інформаційна кампанія з дискредитації ядерного палива даного виробника. Моніторинг інформаційного простору як України, так і РФ виявив майже 50 статей деструктивного характеру, які спрямовано проти використання ядерного палива Westinghouse (ТВЗ-W/WR) в енергоблоках АЕС України. За змістом повідомлення можна розділити на декілька груп:

- повідомлення, в яких стверджується про неможливість використання в реакторах радянського дизайну ВВЕР-1000 палива альтернативного виробника, який до цього виготовляв ТВЗ квадратного перетину;
- повідомлення, що натякають на низьку якість або недоліки конструкції палива компанії Westinghouse, а саме ТВЗ-W, які

було пошкоджено у 2012 році під час завантаження в активну зону енергоблоку № 3 ПАЕС.

У більшості випадків ці твердження підкріплялись достовірною інформацією про проблеми, що виникли при диверсифікації поставок палива на АЕС Темелін (Чехія). Збірки VVANTAGE 6 (VV6) виробництва компанії Westinghouse для АЕС Темелін мали велику деформацію (вигин); зменшення міжтвельного зазору; радіаційне зростання; значне фретінг-зношення, надмірну корозію та гідрування оболонок твелів.

Ядерне паливо для АЕС України хоч і було розроблено на базі конструкції ТВЗ VV6 для АЕС Темелін, але не є аналогом. Відрізняються ТВЗ як набором конструкційних матеріалів, так і конструкційними рішеннями. Недоцільно посилались на результати експлуатації ТВЗ VV6 для оцінки поведінки ТВЗ-W/WR. А породило низку чуток те, що протягом тривалого часу про позитивний досвід експлуатації палива на АЕС України не було жодної наукової статті та жодної публікації в українських ЗМІ.

Для інформаційної підтримки науково-технічної діяльності з впровадження ядерного палива компанії Westinghouse було вирішено створити міцне наукове підґрунтя у вигляді статей в наукових журналах, а також доповідей на конференціях та публікацій тез до них.

Джерелом інформації служило те, що експлуатація палива компанії Westinghouse проходить під постійним наглядом. З самого початку впровадження палива спеціалістами ДП «НАЕК «Енергоатом», компанії Westinghouse за наукової підтримки НТК ЯПЦ ННЦ ХФТІ, проводились щорічні обстеження паливних збірок за допомогою Стенду інспекції і ремонту палива (СІРП).

Порівняння основних параметрів, які характеризують технічний стан ТВЗ VV6 для АЕС Темелін та ТВЗ-W/WR для АЕС України, показало, що вони відрізняються. Зміна довжини ТВЗ для АЕС України з НК зі сплаву ZIRLO[®] приблизно у 5 разів нижче, ніж ТВЗ для АЕС Темелін з НК зі сплаву Zircaloy-4. Максимальний вигин ТВЗ-W/WR щонайменше в 3 рази менше, ніж максимальний вигин ТВЗ VV6. Для ТВЗ VV6 максимальна товщина оксидної плівки на оболонках твелів зі сплаву Zircaloy-4 становить до 140 мкм, в той

час як для твелів ТВЗ-W/WR з оболонками зі сплаву ZIRLO[®], з подібною глибиною вигорання, максимальна товщина становить ≤ 25 мкм.

Друга група повідомлень спирається на відомий достовірний факт, що на вузлі свіжого палива ВП ПАЕС зберігалось двадцять ТВЗ-W, які отримали пошкодження та радіаційне забруднення, пов'язане із тимчасовим знаходженням в активній зоні і тимчасовим зберіганням у басейні витримки при проведенні транспортно-технологічних операцій із завантаження активної зони енергоблока № 3 у ППР-2012. ТВЗ-W зазнали пошкоджень під час завантаження змішаної активної зони з ТВЗА виробництва РФ. ТВЗ-W проєктувались для спільної роботи з ТВЗ-М, які на той час РФ поставляла для України. Але в цей час РФ почала поставляти на АЕС України ТВЗА більш жорсткої конструкції.

У 2013 році, для забезпечення сумісності з більш жорсткою конструкцією ТВЗА, було анонсовано більш жорстку конструкцію ТВЗ компанії Westinghouse під назвою ТВЗ-WR. Починаючи з 2015 року тільки даний тип ТВЗ поставляється для потреб АЕС України.

Результатом вдалого ремонту стало повернення всіх ТВЗ-W до можливості подальшої експлуатації та їх завантаження до активної зони.

Після повного переходу від ТВЗА до ТВЗ-WR розпочато використання ТВЗ-W, які залишилися на ВП ПАЕС. Відстеження ситуації показало, що завантаження активних зон цих енергоблоків, до складу яких входять ТВЗ зміцненої та першої модифікації, проводилося успішно, без будь-яких неочікуваних ускладнень та проблем.

Фахівцями НТК ЯПЦ опубліковано 2 статті в науково-технічному журналі «Ядерна та радіаційна безпека», що входить до Scopus. Дві публікації чекають виходу в наукових журналах Євросоюзу. Зроблено 5 доповідей на міжнародних конференціях та інших тематичних закладах присвячених ядерній енергетиці. Підготовлено біля 10 публікацій в ЗМІ.

Низка публікацій, статей та доповідей на конференціях дозволила створити ефективну протидію дезінформації, яка проводилася в ЗМІ ще з 2000-х років. А соціальна адаптація

наукового матеріалу для ЗМІ посилила спротив деструктивним інформаційним впливам, спрямованим на дискредитацію палива компанії Westinghouse для потреб АЕС України.

Список посилань:

1. Daniel Ernst, Lukáš Milisdörfer, 10 years of experience with Westinghouse fuel at NPP Temelín. VVER 2010, Prague, November 1-3, 2010.

2. Підготовка обґрунтовуючих документів для модифікації СІРП, необхідної для виконання ремонту механічно пошкоджених неопромінених ТВЗ-W в умовах ВСП. <https://prozorro.gov.ua/tender/UA-2019-11-22-000049-c>

УДК 621.039.54

ПЕРСПЕКТИВИ ЗАСТОСУВАННЯ СТІЙКОГО ДО АВАРІЙ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА У МАЛИХ МОДУЛЬНИХ РЕАКТОРАХ

Баканов В.В., Овдієнко Ю. М (к.т.н).

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
Національний Технічний Університет України «Київський Політехнічний Інститут ім. Ігоря Сікорського», м. Київ, Україна

Контактний e-mail: vv_bakanov@sstc.ua

Ключові слова: ядерне паливо стійке до аварій, малі модульні реактори, SiC

У літку 2023 року в Державному науково-технічному центрі з ядерної та радіаційної безпеки пройшов третій спеціалізований навчальний курс для випускників українських профільних вишів ініційований Аргонською національною лабораторією (ANL, США)

за організаційно-фінансової підтримки Державного Департаменту США та Міністерства енергетики США (DOE). Темою цього річного курсу було «Інноваційні ядерні технології та перспективи їх впровадження». Упродовж трьох тижнів фахівці ДНТЦ ЯРБ прочитали лекції про технологічні особливості передових проєктів малих модульних реакторів (ММР), ліцензування та впровадження ММР, застосування ММР, питань інновацій в ядерному паливі, зокрема паливо стійке до аварій [1]. У цій роботі розглянуті прогресивні види палива стійкого до аварій (ПСА) та перспективи його застосування у практичній діяльності.

Для всіх найбільших аварій що відбувалися на АЕС основним фактором переходу у важку аварію за наслідками є автокаталітична пароцирконієва реакція при 1200°C. Для вирішення цієї проблеми науковим товариством було запропоновано ідею ПСА, що може забезпечити збільшення значення критичної температури до 1500°C та вище. Комісія з ядерного регулювання США (US NRC) визначає 2 загальні напрямки розвитку палива стійкого до аварій: а) конструктивний та б) експлуатаційний. ПСА, окрім підвищення безпеки експлуатації може і покращити економічні показники за рахунок підвищення вигорання та подовження кампанії для окремої збірки, що дуже важливим фактором для розвитку і впровадження ММР [2].

Низка проєктів легководних ММР характеризується природньою циркуляцією теплоносія в першому контурі (пасивне тепловідведення). Перевагами цього рішення є як зменшення кількості активних елементів контуру циркуляції, таких як циркуляційні насоси, а також загальне підвищення надійності ядерної установки через зменшення кількості забезпечуючих систем першого контуру. Однак таке рішення має і свої недоліки, зокрема зниження витратних характеристик циркуляційного контуру, і відповідно і підвищення параметрів теплоносія у всіх станах роботи реактора, включаючи перехідні процеси. Таким чином, таке рішення призводить до підвищення температур оболонки твел, це і більші градієнти температур для звичайного палива може створювати великі термічні та механічні навантаження під час перехідного процесу. З огляду на ці фактори доволі

ефективним може стати оболонка з карбіду кремнію (SiC) вона має покращені характеристики при аварійних ситуаціях. Для SiC критичною температурою є 2000°C (проти 1200°C у цирконієвих сплавах) [4]. Також важливим аспектом є відмінні механічні характеристики у аварійних режимах для такої оболонки [3]. Іншою перспективною модифікацією класу ПСА для малих реакторів є використання палива з нітриду урану (UN). Особливістю нітриду урану у порівнянні із оксидом урану (UO₂) є збільшена густина (14,3 г/см³ проти 10,97 г/см³) та значно вищий коефіцієнт теплопровідності (20,6 Вт/м К проти 3,5 Вт/м К) [5]. Разом ці дві модифікації дозволять зменшити розміри активної зони на одиницю встановленої потужності. Тобто для реакторів постає можливість збільшити потужність при тих самих розмірах активної зони чи зменшити самі розміри при тій самій потужності. Концепції ПСА дозволяє використання довших кампаній для ММР.

Дані технології наразі знаходяться на початкових етапах розробки та мають низку викликів, що ще потребують рішення. Однак, загальний напрям на покращення стійкості до важких аварій із додатковими фізично-економічними перевагами є визначеним для ПСА.

Список посилань:

1. Iurii Ovdiienko PhD. Advanced Fuel Technologies : Summer 2023 Internship and Specialized Training Program focused on Overview of Innovative Nuclear Technologies and Prospects of Their Deployment. Module 2. 2023.
2. Accident Tolerant Fuel Regulatory Activities URL: <https://www.nrc.gov/reactors/atf.html> (date of access: 07.09.2023).
3. Кваліфікація удосконаленого ядерного палива: перспективи та виклики / Ю. Овдїєнко та ін. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2023 №3(99). С. 4-15.
4. State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels: Nuclear Energy Agency Organisation For Economic Co-Operation And Development, 2018, 372 p.

5. Uranium nitride (UN) pellets with controllable microstructure and phase – fabrication by spark plasma sintering and their thermal-mechanical and oxidation properties / K. Yang et al. Journal of Nuclear Materials. 2021. Vol. 557. P. 153272.

УДК 621.039.58

ДОСЛІДЖЕННЯ МОЖЛИВОСТІ ПРОДОВЖЕННЯ КВАЛІФІКАЦІЙНОГО ТЕРМІНУ ОБЛАДНАННЯ ЕНЕРГОБЛОКІВ АЕС УКРАЇНИ

*Павлів Є.А., Шугайло О-р П. (д-р філософії), Сахно О. В. (к.т.н.),
Леткова Н. Г.*

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна

Контактний e-mail: ia_pavliv@sstc.ua

Ключові слова: атомна електростанція, довгострокова експлуатація, кваліфікація обладнання, продовження кваліфікаційного терміну, старіння

Відповідно до вимог норм, правил та стандартів з ядерної та радіаційної безпеки [1] – [3] все обладнання, що виконує критичні функції безпеки має бути кваліфіковано на роботу в «жорстких» умовах навколишнього середовища та сейсмічних впливів протягом усього терміну експлуатації енергоблока (включно з періодом довгострокової експлуатації).

Визначені під час кваліфікації обладнання енергоблоків атомних електричних станцій (АЕС) України кваліфікаційні терміни низки обладнання менші за передбачувані терміни довгострокової експлуатації відповідних енергоблоків. Згідно з положеннями стандартів експлуатуючої організації [6] – [7] у випадку завершення кваліфікаційного терміну таке обладнання підлягає заміні,

альтернативою заміни є виконання заходів з продовження цього терміну. Програмні документи та стандарти експлуатуючої організації з кваліфікації обладнання [5] – [7], а також міжнародні документи

[8] – [11] не містять детальних підходів до продовження кваліфікаційного терміну обладнання.

В роботі наводяться результати дослідження можливих шляхів продовження кваліфікаційного терміну обладнання енергоблоків АЕС України, яке ґрунтується на вивчені механізмів деградації матеріалів обладнання під дією умов навколишнього середовища. Розглянуто особливості експлуатаційної діяльності з управління старінням та оцінки технічного стану і продовження термінів експлуатації різних типів обладнання енергоблоків АЕС України та показано можливість застосування результатів зазначеної діяльності під час продовження кваліфікаційного терміну обладнання. Сформовані підходи до виконання технічних заходів з продовження кваліфікаційного терміну обладнання енергоблоків АЕС залежно від виду обладнання, застосованих конструкційних матеріалів (з урахуванням їх деградації) та характеру впливу на обладнання.

Список посилань:

1. Загальні положення безпеки атомних станцій, НП 306.2.141-2008, затверджені наказом Державного комітету ядерного регулювання України від 19 листопада 2007 року № 162, зареєстровані у Міністерстві юстиції України 25 січня 2008 року за № 56/14747.
2. Загальні вимоги безпеки до улаштування та експлуатації обладнання й трубопроводів атомних станцій, НП 306.2.227-2020, затверджені наказом Державної інспекції ядерного регулювання України від 04 серпня 2020 року № 319, зареєстровані у Міністерстві юстиції України 30 вересня 2020 року за № 955/35238.
3. Вимоги до періодичної переоцінки безпеки енергоблоків атомних станцій, НП 306.2.214-2017, затверджені наказом

Державної інспекції ядерного регулювання України від 30 липня 2017 року № 313, зареєстровані у Міністерстві юстиції України 20 вересня 2017 року за № 1158/31026.

4. Программа работ по квалификации оборудования энергоблоков АЭС ГП «НАЭК «Энергоатом», ПМ-Д.0.03.476-18, погоджена листом Державної інспекції ядерного регулювання України від 22.04.2020 № 15-23/5548-4160.
5. Инженерная, научная и техническая поддержка. Квалификация оборудования энергоблоков АЭС ГП «НАЭК «Энергоатом». Общие требования, СОУ НАЕК 179:2019, затверджені наказом ДП «НАЕК «Енергоатом» від 17 січня 2019 року № 38.
6. Инженерная, научная и техническая поддержка. Квалификация оборудования, важного для безопасности, на условия окружающей среды. Общие требования, СОУ НАЕК 181:2019, затверджені наказом ДП «НАЕК «Енергоатом» від 22 березня 2019 року № 273.
7. Инженерная, научная и техническая поддержка. Квалификация оборудования, важного для безопасности, на сейсмические воздействия. Общие требования, СОУ НАЕК 182:2019, затверджені наказом ДП «НАЕК «Енергоатом» від 22 березня 2019 року № 273.
8. International Atomic Energy Agency, Equipment Qualification for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-69, IAEA, Vienna (2021).
9. International Atomic Energy Agency, Seismic Design for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-67, IAEA, Vienna (2021).
10. International Atomic Energy Agency, Methodologies for Seismic Safety Evaluation of Existing Nuclear Installations, Safety Reports Series No. 103, IAEA, Vienna (2020).
11. International Standard, Nuclear facilities – Electrical equipment important to safety – Qualification, IEC/IEEE 60780-323, Edition 1.0, 2016-02.

РОЗРОБКА НЕЙТРОНОПОГЛИНАЮЧИХ МАТЕРІАЛІВ НА ОСНОВІ СПОЛУК РІДКІСНОЗЕМЕЛЬНИХ ЕЛЕМЕНТІВ З ГАФНІЄМ ТА ЦИРКОНІЄМ ДЛЯ ЗАСТОСУВАННЯ В РЕГУЛЮЮЧИХ СТРИЖНЯХ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ

*Чернов І.О.¹, Зуйок В.А.¹, Легенький Є.С.¹, Романьков В.О.¹,
Куштим А.В.¹, Кантемиров А.В.¹, Колодій І.В.²*

¹Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл»
Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний
інститут», НАН України, вул. Академічна, 1, 61108, м. Харків,
Україна.

²Інститут фізики твердого тіла, матеріалознавства і технологій
Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний
інститут», НАН України, вул. Академічна, 1, 61108, м. Харків,
Україна.

Контактний e-mail: chernov@kipt.kharkov.ua

Ключові слова: нейтронопоглинаючі матеріали, гафнати і
цирконати рідкісноземельних елементів, фізична ефективність
поглинання нейтронів

Нейтронопоглинаючі матеріали є невід'ємною складовою
поглинаючих елементів (ПЕЛ) поглинаючих стрижнів системи
управління і захисту (ПС СУЗ) ядерних реакторів.

Перспективними задачами є розробка нових
нейтронопоглинаючих композицій, технологій синтезу і визначення
режимів отримання матеріалів з підвищеною працездатністю з
досить широким діапазоном фізичної ефективності поглинання
нейтронів, що актуально для ПЕЛ що будуть ефективно працювати
в режимах стеження за навантаженням та розробок органів
регулювання малих модульних реакторів. Так, одна із концепцій
«сірих» ПЕЛ призначених для маневрування потужністю реактора,

полягає у використанні поглинаючих матеріалів з фізичною ефективністю від 20 % до 45 % від ефективності «чорних» регулюючих стрижнів. Такі матеріали можуть бути створені за рахунок використання різних поглинаючих і непоглинаючих нейтрони елементів, серед яких гафній, цирконій, диспрозій, ербій, гадоліній, європій, ітрій.

Мета роботи – обґрунтування вибору композиційних складів для синтезу гафнатів і цирконатів рідкісноземельних елементів (РЗЕ) з кубічною структурою флюориту виду $Re_2O_3 \cdot MeO_2$, де $Re = \{Dy, Eu, Gd, Er, Y\}$; $Me = \{Hf, Zr\}$, та дослідження характеристик синтезованих ганатів і цирконатів рідкісноземельних елементів, а також проведення нейтронофізичних розрахунків їх фізичної ефективності поглинання нейтронів в умовах роботи в реакторі ВВЕР-1000.

Представлено аналітичний огляд перспективних рішень вдосконалення поглинаючих матеріалів органів регулювання реакторів ВВЕР і PWR. Показано що використання матеріалів на основі гафнату диспрозю є перспективним для тривалої експлуатації за рахунок значної радіаційної стійкості та високої фізичної ефективності поглинання нейтронів. Матеріали на основі оксидів рідкісноземельних елементів Gd_2O_3 , Sm_2O_3 , Eu_2O_3 , Dy_2O_3 та їх сумішей з оксидами гафнію (HfO_2) та цирконію (ZrO_2) відповідають вимогам до нейтронопоглинаючих матеріалів стійких до аварій регулюючих стрижнів реакторів BWR і PWR.

На основі аналізу фазових діаграм систем оксидів гафнію та цирконію з оксидами РЗЕ, а також обґрунтувань радіаційної і корозійної стійкості складнокисневих сполук виду $Re_2O_3 \cdot MeO_2$, де $Re = \{Dy, Eu, Gd, Er, Y\}$, $Me = \{Hf, Zr\}$, розглянуті композиційні склади в яких принципово може бути досягнута однофазна кубічна структура флюориту при синтезі гафнатів і цирконатів рідкісноземельних елементів.

Проведено синтез цирконатів і гафнатів РЗЕ шляхом високотемпературного спікання таблетованих сумішей вихідних оксидів в атмосфері повітря, виготовлено дослідні партії таблеток та досліджено їх фазовий склад та щільність.

Проведено розрахунки фізичної ефективності поглинання нейтронів цирконатами та гафнатами рідкісноземельних елементів в результаті чого встановлено матеріали з найбільш високою фізичною ефективністю поглинання нейтронів при тривалій експлуатації до яких відносяться гафнат диспрозію та гафнат диспрозію з добавками 5%mol. оксидів гадолінію і європію.

УДК 621.039:539.4

ОБҐРУНТУВАННЯ ЗАСТОСУВАННЯ РЕМОНТНИХ ЗВАРЮВАЛЬНИХ ТЕХНОЛОГІЙ ДЛЯ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ НАДІЙНОСТІ ТРУБОПРОВОДІВ АЕС

Махненко О.В.(д.т.н.), Міленін О.С.(д.т.н.), Ворона Г.В.(асп.)

Інститут електрозварювання ім. Є.О. Патона НАН України,
вул. К. Малевича, 11, 03150, м. Київ, Україна.

Контактний e-mail: makhnenko@paton.kiev.ua

Ключові слова: трубопровід, ерозійно-корозійний знос, дефект стоншення стінки, ремонтні технології, зварювання, міцність, граничний стан, метод скінченних елементів.

Ерозійно-корозійне зношення (ЕКЗ) в трубопроводах АЕС є однією з актуальних проблем експлуатації об'єктів атомної енергетики [1]. Внаслідок ЕКЗ відбувається зниження стійкості трубопроводу до навантажень, підвищується схильність до виникнення критичних дефектів та руйнування матеріалу.

Ремонт трубопроводів на АЕС України виконують шляхом видалення дефектних ділянок і зварювання нових котушок, що є найбільш трудомістким та вартісним підходом. У світі та Україні досить розвинені та знаходять широке застосування для відновлення несучої здатності магістральних і технологічних трубопроводів наступні ремонтні технології [2, 3]: наплавлення дефектних ділянок (Рис. 1 а), приварювання муфт і латок

(Рис. 1 б,в), встановлення металевих та композиційних бандажів (Рис. 1 г). Зазначені технології дозволяють або повністю усунути дефекти ЕКЗ або посилити ділянки трубопроводів з такими дефектами та відновити їх несучу здатність до проектного рівня.

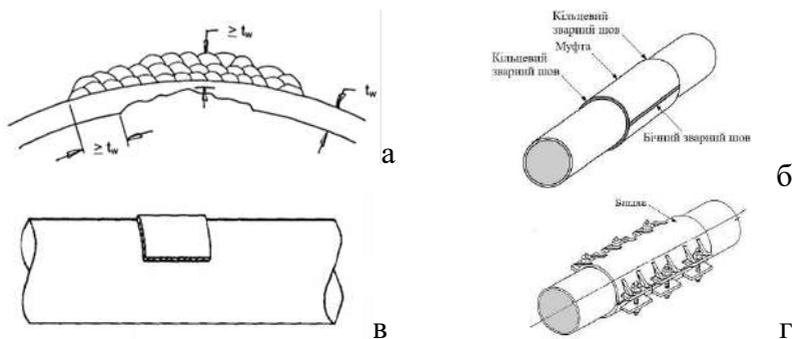


Рис.1. Ремонтні технології трубопроводів

З метою обґрунтування використання зварювальних ремонтних технологій для потреб атомної енергетики розроблено методологію чисельного аналізу стану трубопровідних елементів з виявленою дефектністю ЕКЗ в процесі ремонту зварюванням і при подальшому експлуатаційному навантаженні. Виокремлено наступні методи ремонту: багатопрхідне наплавлення; встановлення вварної чи накладної латки; підсилення бандажем чи герметичною муфтою. Розроблено комплекс математичних моделей і засобів їх скінченно-елементної реалізації для визначення поточного та залишкового НДС елементів трубопровідних систем АЕС при їх ремонтному зварюванні. Запропоновано комплекс методик прогнозування граничного стану ділянок трубопроводів після їх тимчасового ремонту зварюванням чи підсилення на основі критеріїв крихкого та в'язкого руйнування. Показано ефективність відновлення несучої здатності трубопроводів АЕС за допомогою зазначених ремонтних технологій.

Посилання

1. Ageiev S. Methodology for Assessing the Allowable Wall Thicknesses of Carbon Steel NPP Piping under Erosion-Corrosion Wear. J. Nucl. and Rad. Safety 3(91).2021, p.32-42.

2. ДБН В.3.1-00013741-12:2011 «Магістральні газопроводи. Ремонт дуговим зварюванням в умовах експлуатації».

3. Jaske, Carl E., Brian O. Hart, and William A. Bruce. Updated pipeline repair manual. No. R2269-01R. 2006.

УДК 621.039+548.5

МОДЕЛЮВАННЯ МІЖЧАСТИНКОВОЇ ВЗАЄМОДІЇ В РАМКАХ МОДИФІКОВАНОГО ПОЛЯРИЗАЦІЙНОГО ПОТЕНЦІАЛУ В ПЛУТОНІЛІ PuO_2^{2+}

Жиганюк І.В. (к.ф.-м.н.), Габелков С.В. (д.ф.-м.н.)

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України,
вул. Кірова, 36а, 07270, м. Чорнобиль, Київська обл., Україна
Контактний e-mail: i.zhyganiuk@ispnpp.kiev.ua

Ключові слова: плутоніл-іон, поляризаційний потенціал, потенціал Беренсдена, потенціал Бакингема, Чорнобиль, Фукусіма.

Включення оксиду урану в структурі лав паливовмісних матеріалів 4 блоку Чорнобильської АЕС містять продукти активації. В їх числі радіонукліди ^{241}Pu . Ці радіонукліди також присутні в складі шестивалентних іонів плутонілів PuO_2^{2+} в блочних водних розчинах електролітів.

Для відтворення міжіонної та іон-молекулярної взаємодії в обчислювальних моделях комплексів з плутонілом і при розрахунках методами молекулярної динаміки використовуються потенціали Морзе, Бакингема, Йоргенсона, Вашішта-Рахмана.

Модифіковано поляризаційний потенціал міжіонної взаємодії для ізольованого іону плутонілу. Цей потенціал дозволяє відтворити значення енергій взаємодії між іонами плутонію і оксигенів в плутоніл-іоні, які отримані в результаті квантово-хімічних розрахунків. Модифікований поляризаційний потенціал для плутоніл-іону має стандартну структуру, характерну для парних електростатичних потенціалів типу потенціалів Беренсдена,

Стіллінджера-Девіда. Перевагою модифікованого поляризаційного потенціалу є врахування ефектів м'якого відштовхування електронних оболонок найближчих атомів, іонів, молекул.

Ряд практичних задач потребує застосування обчислювальних моделей для визначення найбільш ефективних методів поводження з радіоактивними і токсичними іонами плутонію.

ПІДВИЩЕННЯ ДОВГОВІЧНОСТІ УЩІЛЬНЮВАЛЬНИХ З'ЄДНАНЬ ГАЗООХОЛОДЖУВАЧІВ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ

Хома М.С. (д.т.н., проф., член-кор. НАН України)¹, Нарівський О.Є. (д.т.н.)², Винар В.А. (д.т.н., ст.н.с.)¹, Рацька Н.Б. (к.т.н.)¹, Мардаревич Р.С. (к.т.н.)¹, Корній С.А. (д.т.н., ст.н.с.)¹, Василів Х.Б. (к.т.н.)¹, Чучман М.Р. (к.т.н.)¹, Ковальчик Ю.І. (д.т.н.)³

¹Фізико-механічний інститут ім. Г.В. Карпенка НАН України, вул. Наукова, 5, Львів, 79060, Україна,

²Машинобудівне підприємство ТОВ «Укрспецмаш», вул. Мурзи, 16, смт. Мангуш, Донецька обл., 87400, Україна,

³Львівський національний університет природокористування, вул. В. Великого, 1, Дубляни, Львівська обл., 80831, Україна

Контактний e-mail: nadija.ratska@gmail.com

Ключові слова: газохолоджувач, трубна решітка, мідні трубки, щільнна корозія, наводнювання, турбогенератор.

Під час експлуатації теплообмінного обладнання атомних електростанцій важливими проблемами, що вимагають постійного вдосконалення устаткування, є локальна корозія, корозійне розтріскування, наводнювання тощо, зокрема, стикових з'єднань трубок з трубними решітками, яке характеризується зародженням і розвитком тріщин під впливом одночасної дії механічних напружень та корозивного середовища. Виникнення тріщин сприяє розгерметизації цих з'єднань, що призводить до аварійної зупинки турбогенератора [1].

Щоб підвищити надійність та довговічність систем охолодження турбогенераторів виникла необхідність знизити небезпеку розгерметизації з'єднань трубна решітка – теплопередавальні трубки. Для розробки нового зварно-

вальцьоване з'єднання теплообмінної трубки та трубної решітки газоохолоджувачів, з підвищеною корозійною тривкістю, опірністю корозійно-механічному та водневому руйнуванню використали тривкіший до наводнювання матеріал теплообмінних трубок та плакування трубної решітки.

Нову конструкцію ущільнювальних з'єднань розроблено на основі мідної теплопередавальної трубки марки М2, яка закріплюється у плакованій мідю М2 трубній решітці зі сталі 09Г2С зварюванням із наступним розвальцьовуванням (рис. 1). Для поліпшення якості зварного з'єднання попередньо навколо кожного отвору плакованої трубної решітки виконували кільцеву канавку, шириною не менше 6 мм, оскільки висока теплопровідність і високий коефіцієнт лінійного розширення міді викликає деформацію конструкції.

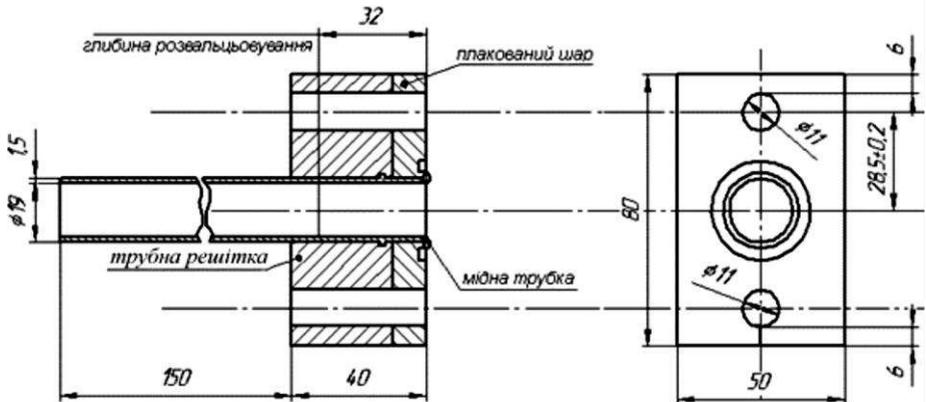


Рис. 1. Зварно-вальцьоване з'єднання трубної решітки з плакованим шаром і теплопередавальною мідною трубкою

Корозійно-втомні випробування зразків за умов жорсткого навантаження при консольному згині проводили на модернізованій установці, розробленій та виготовленій у Фізико-механічному інституті для дослідження втомного руйнування матеріалів [2]. Дослідження впливу різних режимів розвальцьовання зварно-вальцьованих з'єднань на їх опірність руйнуванню за одночасного впливу циклічних навантажень і середовища показали, що із збільшенням ступеня розвальцьовання мідних трубок $\varnothing 19 \times 1,5$ і

Ø19×1 мм зростає період зародження тріщин і довговічність ущільнювальних з'єднань підвищується у ~1,5 рази.

Під час корозійно-втомних випробувань зварно-вальцьованого з'єднання з мідною трубкою Ø19×1,5 мм, за зміною стабільності величини потенціалу зразка, зафіксовано момент зародження тріщини та її наскрізне проходження у мідній трубці до трубної решітки за $\sim 1,4 \times 10^6$ цикли до повного руйнування зразка (рис. 2).

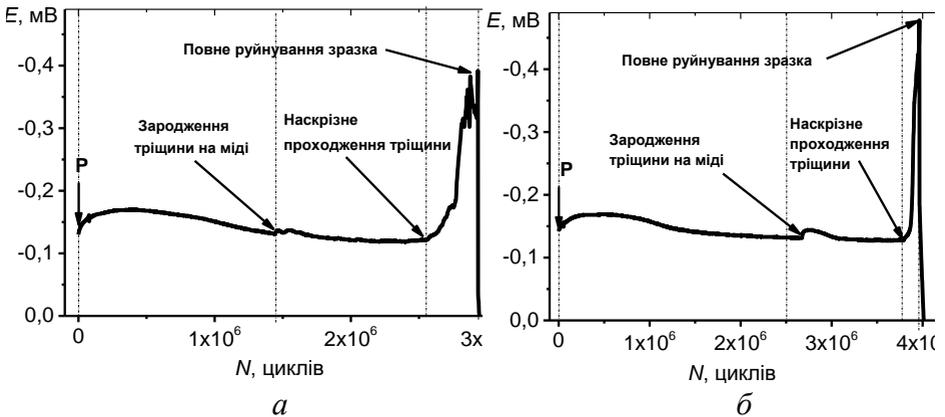


Рис. 2. Характер зміни електродного потенціалу зварно-вальцьованого з'єднання трубок Ø19×1,5 мм із внутрішнім діаметром 16,3 мм (а) і 16,4 мм (б) під час корозійно-втомних випробувань

Таким чином, розроблене ущільнювальне з'єднання забезпечує зниження ймовірності корозійно-механічного руйнування деталей теплообмінного обладнання та сприяє подовженню терміну його безаварійної експлуатації.

Список посилань:

1. Технічні вимоги та умови постачання. Газоохолоджувачі турбогенератора ТВВ-1000-4У3. 123456.ЭЦ.ГТ.ТТ.68-67. Міністерство енергетики та вугільної промисловості України. Державне підприємство «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом». ВП «Запорізька АЕС». Енергодар, 2017. С. 22.

2. Нарівський О., Беліков С., Мардаревич Р., Івашків В., Журавський М., Рудковський Є., Чучман М. Підвищення довговічності газоохолоджувачів турбогенератора ТВВ-1000-4УЗ. *Фіз.-хім. механіка матеріалів. Спец. вип.* 2020. №13. С. 326–331.

УДК 621.039.58

ВИЗНАЧЕННЯ ЛІНІЙНОГО ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ ТВЕЛІВ ВВЕР-1000 ЗА СИГНАЛАМИ РОДІЄВИХ ДПЗ

Горанчук В.В. (к. т. н.), Борисенко В.І. (д. т. н.)

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

Контактний email: goranchuk@ispnpp.kiev.ua

Ключові слова: лінійне енерговиділення, детектор прямого заряду, ТВЗ, СВРК, ВВЕР-1000.

Лінійне енерговиділення (ЛЕВ) твелів, є одним з важливих показників безпеки та надійності експлуатації палива ВВЕР. З ЛЕВ безпосередньо пов'язані і інші показники енергонапруженості палива в активній зоні: густина теплового потоку з поверхні твела, а також питоме енерговиділення в паливі. Для визначення ЛЕВ в системі внутрішньореакторного контролю (СВРК) реактора ВВЕР-1000 використовуються сигнали 448 детекторів прямої зарядки (ДПЗ), що розташовані в 64 каналах нейтронних вимірювань (КНВ). Кожен КНВ складається з 7 ДПЗ, які рівномірно розташовані по висоті активної зони. ДПЗ функціонально є джерелом струму, який виникає за рахунок електронів, що утворюються в нейтронно-чутливій частині детектора (емітері) при β -розпаді, активованого під дією нейтронів ядра ізотопу родію ^{103}Rh . Рух електронів від емітера до колектора ДПЗ створює

електричний струм, який можна виміряти в СВРК. Струм ДПЗ пропорційний потоку нейтронів у місці його розташування, а потік нейтронів, у свою чергу, визначає енерговиділення в твелах.

Важливою є задача переходу від сигналів ДПЗ до ЛЕВ. При цьому розраховується коефіцієнт навантаження шести твелів, що оточують центральну трубку з КНВ, і який визначається як відношення середнього енерговиділення шести твелів ТВЗ, що оточують ДПЗ, до середнього енерговиділення всіх 312-ти твелів ТВЗ.

В роботі було досліджено вплив місця розташування ТВЗ в активній зоні ВВЕР-1000 на величину коефіцієнта навантаження шести центральних твелів. В коді MCNP4C [1] побудовано моделі із різними конфігураціями розташування ТВЗ (5 моделей – ТВЗ із ДПЗ зі всіх сторін оточена іншими ТВЗ; та 2 моделі – ТВЗ із ДПЗ розташована на периферії активної зони, див. Рис. 1).

Отримані результати розрахунків показали, що коефіцієнт навантаження шести центральних твелів дорівнює близько 0,99 для ТВЗ, що оточені зі всіх сторін іншими ТВЗ; і близько 1,05 для периферійних ТВЗ. Як видно з результатів розрахунку коефіцієнт навантаження шести центральних твелів суттєво залежить від місця розташування ТВЗ в активній зоні.

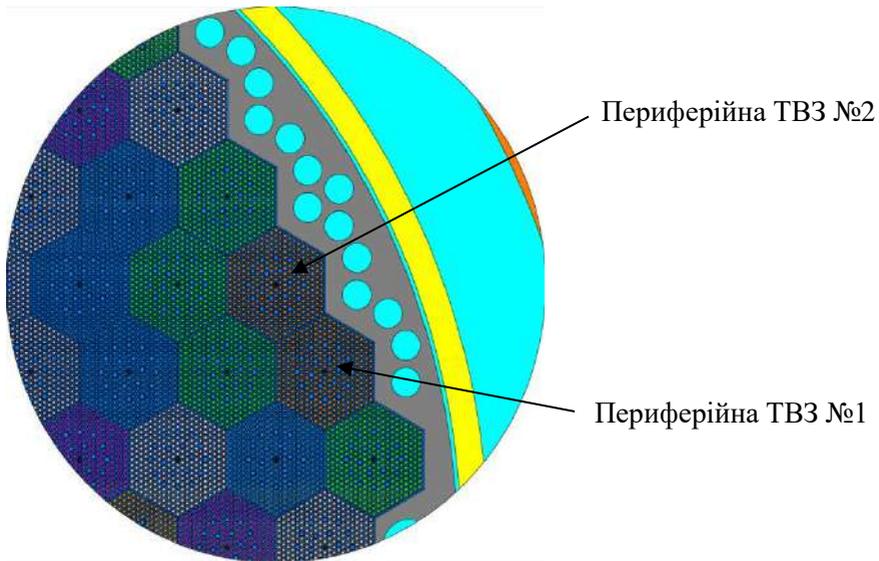


Рис.1. MCNP-модель периферійних ТВЗ.

В роботі було показано, що для зменшення невизначеності при розрахунку лінійного енерговиділення твेलів необхідно особливу увагу приділяти саме периферійним ТВЗ. Необхідно окремо визначати коефіцієнт навантаження шести центральних твелів для периферійних ТВЗ в яких розташовані КНВ відповідно до фактичного завантаження активної зони ВВЕР-1000.

Список посилань:

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

СОРБЦІЙНЕ ВИЛУЧЕННЯ ІОНІВ U(VI) НОВИМИ ПОЛІФУНКЦІОНАЛЬНИМИ МАТЕРІАЛАМИ З ІММОБІЛІЗОВАНИМИ N,O-ВМІСНИМИ ГРУПАМИ

Кобилінська Н.Г. (к.х.н., с.н.с.)¹, Черній В.Я. (д.х.н., п.н.с.)²

¹Інститут колоїдної хімії та хімії води ім. А.В. Думанського НАН України, бульв. Акад. Вернадського, 42, Київ, 03142, Україна

²Інститут загальної та неорганічної хімії ім. В.І. Вернадського НАН України, просп Паладіна 32/34, Київ, 03680, Україна

Контактний e-mail: kobilinskaya@univ.kiev.ua

Ключові слова: сорбція, ураніл, оксид кремнію, силікагель, комплексоутворюючі сорбенти

Ядерна енергетика є одним з самих дешевих та безпечних видів генерації електричної енергії [1,2]. Проте при роботі атомних електростанцій виникає постійна необхідність утилізації радіоактивних відходів, а також, у результаті їх експлуатації виникають різноманітні аварійні ситуації, що приводять екологічних та техногенні катастроф, які часто приводять до викидів твердих, рідких і газоподібних радіоактивних матеріалів у довкілля. Крім того, підприємства атомної та теплової енергетики й за мирних умов в певній мірі є потенційними джерелами екологічної небезпеки і шкідливих викидів, а у разі їх часткового або повного руйнування призведуть до техногенної катастрофи і будуть становити значну небезпеку для життєдіяльності людей у районі розташування не тільки атомних електростанцій, а й розташування гірничо-збагачувальних комбінатів з видобутку природного урану [3]. Особливо у часи загарбницької війни з Росією та її непередбачуваною терористичною поведінкою питання захисту України та її мешканців стає першочерговим та стратегічним завданням.

Сорбційні процеси надають широкий спектр можливостей не тільки очищувати воду від радіоактивних компонентів, а і, що не менш важливо, концентрувати їх у компактному вигляді для подальшої утилізації або тривалого зберігання, тому розробка високоефективних сорбційних матеріалів для вилучення радіонуклідів в водоочисних технологія [4,5].

У даній роботі представлено результати досліджень властивостей сорбційних матеріалів для селективного вилучення іонів U(VI), призначених для застосування в процесах переробки рідких радіоактивних відходів, а також в задачах радіоекологічного моніторингу. З цією метою за технологією, що не потребує додаткової підготовки адсорбенту перед використанням отримано низку сорбційних матеріалів на основі силікагелю з ковалентно та нековалентно закріпленими похідними азот- та/або кисень-вмісних функціональних груп (*Рис. 1*). Встановлено основні фізико-хімічні характеристики отриманих комплексоутворюючих матеріалів та визначено оптимальні умови сорбції іонів U(VI) з водних розчинів за їх використанням як адсорбентів.

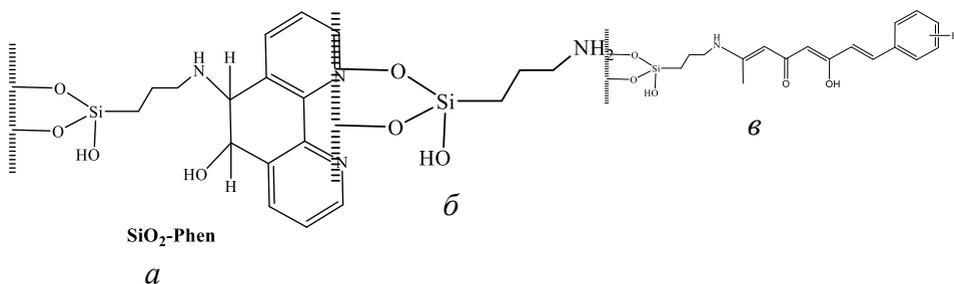


Рис. 1. Одержані сорбційні матеріали з імобілізованими азот- та кисеньвмісними функціональними групами: *a* – 1,10 фенантролін, *б* – амінопропіль, *в* – алкіламінокетоєноли.

Показано, що іони U(VI) кількісно вилучаються при рН₀ = 4.0-4.5, при використанні як сорбенту силікагелю з імобілізованими похідними 1,10-фенантроліну, тоді як на немодифікованому SiO₂ їх кількісного вилучення не спостерігається. Сорбція іонів U(VI) залежить від часу контакту фаз, концентрації, співвідношення маси сорбенту та об'єму розчину, рН середовища і повніше проходить в

статичному режимі. Сорбція для інших досліджених сорбентів характеризується високими величинами сорбції по відношенні до цільового радіонукліду, що добре корелює з концентрації закріплених груп на поверхні носія.

Результати досліджень показали можливість використання сорбційних матеріалів з іммобілізованими азот та кисеньвмісними функціональними групами для вилучення іонів U(VI) з забрудненої технологічної води, а також природних та стічних вод. Зважаючи на спорідненість хімічних властивостей катіонів урану та трансуранових елементів, ми вважаємо що досліджені сорбенти здатні ефективно зв'язувати не тільки його катіони, а інших актиноїдів які утворюються в результаті перебігу ядерних реакцій.

Література:

1. Ferenc L. Toth Nuclear energy and sustainable development. Energy Policy, Volume 74, Supplement 1, 2014, pp. S1-S4
2. Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050, Vienna: IAEA, IAEARDS-1/39, 2019.
3. Advanced Separation Techniques for Nuclear Fuel Reprocessing and Radioactive Waste Treatment, Nash, K.L. and Lumetta, G.J., Eds., UK: Woodhead Publishing Limited, 2011.
4. Selvakumar R., Ramadoss G., Menon M.P., et al. Challenges and complexities in remediation of uranium contaminated soils: a review, J. Environ. Radioact. – 2018. – 192. – P. 592-603.
5. Kobylynska N.G., Puzyrnaya L.M., Pshinko, G.M. Layered Double Hydroxides as Promising Adsorbents for Purification of Radioactive Polluted Water: A Review. – Theor. Exp. Chem. – 2022. – **58**, N4. – 221–239 <https://doi.org/10.1007/s11237-022-09739-0>.

ELECTROCHEMICAL DECONTAMINATION OF TECHNOLOGICAL EQUIPMENT OF NUCLEAR POWER PLANTS

Omel'chuk A.O. (D. Sc., Corresponding Member of the National Academy of Sciences of Ukraine)¹, Shevel V. M. (Ph. D.)², Skryptun I.N. (Ph. D.)¹, Pekhnyo V. I. (D. Sc., Academician of the National Academy of Sciences of Ukraine)¹

¹V.I. Vernadsky Institute of General and Inorganic Chemistry of the National Academy of Sciences of Ukraine, Prospekt Palladina, 32/34, Kyiv, Ukraine, 03142.

²Institute of Nuclear Research of the National Academy of Sciences of Ukraine, Prospekt Nauky, 47, Kyiv, Ukraine, 02000.

Contact e-mail: omelchuk@ionc.kiev.ua;

Key words: electrochemical decontamination, technological equipment, stationary mode of operation, external electrode

The main principles of choosing the conditions and modes of electrochemical decontamination of Nuclear Power Plants technological equipment that made from various structural materials (usually metallic) are formulated in this communication. The best results are provided by electrochemical decontamination, accompanied by polishing of the surface. Electrochemical polishing not only removes radionuclides, but also improves surface properties. Compositions based on a mixture of H_2SO_4 - H_3PO_4 - H_2O are recommended as basic solutions for decontamination of a wide range of construction materials.

The essence of electrochemical decontamination consists in the destruction of the surface layer of contaminated equipment under the action of electric current and the conversion of the elements that form it into compounds that accumulate in decontamination solutions. As a rule, equipment made of electrically conductive structural materials is

subjected to electrochemical deactivation. Not only anodic polarization of the contaminated surface by a direct current is suitable for the electrochemical removal of radionuclides from the surface layers of the equipment, but also alternating cathode-anode, bipolar and polarization by an alternating current. The essence of alternating sign decontamination is that the surface subjected to electrochemical treatment is polarized by direct current pulses of a rectangular shape, which alternate successively in the cathodic and anodic directions, and the amplitude of the pulse and its duration are selected by an empirical way. Under a bipolar mode of decontamination, the surface of the equipment facing the cathode is polarized anodically, the opposite is polarized cathodically. Such a decontamination mode requires the development of baths of a special design, which prevents the leakage of current which bypass through the object from which radionuclides are removed. Bipolar mode of polarization is suitable for deactivation of non-conductive materials. When decontaminating with alternating current, it is most appropriate to use alternating current with a frequency of 20-100Hz. Usually, electrochemical decontamination is implemented in a stationary mode in baths of a special design.

Disadvantages of the stationary mode of deactivation include the need for periodic replacement of anode current collectors, which, during long-term operation, are destroyed in deactivation solutions and require replacement. In addition, the specified mode is not suitable for decontamination of equipment of large dimensions, it does not ensure extraction of radionuclides from internal surfaces, for example, from the surfaces of pipelines.

To eliminate these shortcomings, a method of decontamination in the external electrode mode was developed. The essence of the development is that the surface to be decontaminated is connected to the positive pole of the direct current source (or made one of the electrodes, if alternating current is used). The cathode, which is in contact with the anode through a layer of porous dielectric material saturated with a deactivating solution, is moved along it with translational movements.

The cathode has a system of devices that provide: power supply with electric current, continuous supply of the decontaminating solution into the porous dielectric, movement along the surface of the anode with any

inclination, quick replacement of the porous material when it is saturated with radionuclides, do not allow service personnel to come into contact with the source of radioactive pollution. Radionuclides accumulate in the porous material under electrochemical decontamination. Silica or basalt multilayer fabrics are recommended as a porous material. They have a high ability to retain decontaminating solutions ($0.8-1.0 \text{ ml} \cdot \text{g}^{-1}$) and absorb radionuclides that pass into the solution during electrochemical treatment. The specific consumption of the solution when using such materials is estimated at $(3 - 4) \text{ ml} \cdot \text{dm}^{-2}$ of the surface. Unlike the stationary mode, the developed method allows decontamination of the equipment without disassembly from the place of operation and without size restrictions.

Design and technological documentation has been developed, which allows organising the serial production of external electrodes. The appearance of the manufactured electrode is shown in fig.

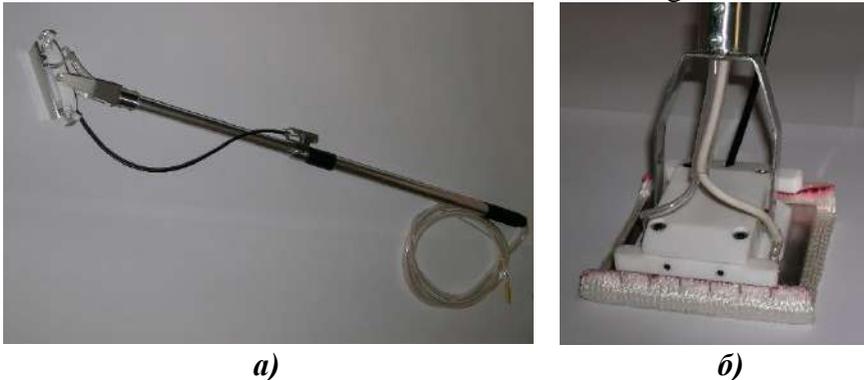


Fig. *General view of the external electrode (a) and its working part with a porous dielectric material saturated with a decontaminating solution (b).*

Testing of the created scientific and technical solution in the external electrode mode was carried out on the territory of the Chornobyl Nuclear Power Plant and the Experimental Nuclear Reactor of the Institute of Nuclear Research of the National Academy of Sciences of Ukraine. Decontamination of armature fragments (carbon steel (Steel 3) plated with stainless steel) and internal surfaces of the box for working with highly active materials was carried out. In the first case, the output equivalent dose power (EDP) of γ -radiation was $1.5 \text{ Ber} \cdot \text{h}^{-1}$. After

processing the samples with a removable electrode at $25 \text{ A} \cdot \text{dm}^{-2}$ for 30 min the PED of the dose was $60 \text{ mBer} \cdot \text{h}^{-1}$, and the contamination with radionuclides was $3 \cdot 10^3 \beta\text{-decays} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{min}^{-1}$. In the second case, the level of radioactive contamination was $500 \beta\text{-decays} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{min}^{-1}$, and after deactivation was $5 \beta\text{-decays} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{min}^{-1}$.

The studies carried out showed that compared to the stationary mode of decontamination, the mode of the external electrode with the same degree of extraction of radionuclides allows significantly to reduce both the specific consumption of electricity (up to $5 - 10 \text{ W} \cdot \text{h} \cdot \text{dm}^{-2}$) and the specific consumption of electrolyte (up to $3 - 6 \text{ ml} \cdot \text{dm}^{-2}$).

UDC 621.039.73

GASEOUS RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT SYSTEMS

Lys Stepan (PhD, Associate Professor)

Lviv Polytechnic National University, S. Bandery str., 12, Lviv,
Ukraine, 79013

E-mail: lysss@ukr.net

Keywords: gaseous radioactive waste, radionuclide concentration, gas blow-offs, management systems, process equipment.

The gaseous waste management system can be conventionally subdivided into two groups [1]:

- contained in the air of areas of the controlled area;
- contained in gas blow-offs from the process equipment.

Accordingly the gaseous waste management systems can be divided into ventilation systems and process blow-off purification system.

Objectives and criteria

Major objectives of the gaseous waste management system are the following [1]:

- maintain in the air of areas wherein attendance is possible at the level or lower than allowable values specified in the Technical Assignment and regulatory documents;
- reduce radionuclide release to the environment to the level and lower than allowed values specified in the Technical Assignment and regulatory documents;
- not exceed doses for the critical portion of public around NPP, values given in [3, 4].

Major criteria for the system design development are:

- admissible volumetric activity of individual radionuclides in the air of working areas given in [2];
- admissible daily average and admissible monthly average discharges from one Unit given in [3, 4].

In table 1 are given rated and permissible [4] values concerning discharge from NPP.

Table 1

Gas-aerosol ejection from one unit

Radionuclids	Rated values of gas-aerosol ejections into ventilation pipe	Permissible daily and monthly average ejections of aerosols into atmosphere from one unit of NPP
Inert radioactive kinds of gas (any mixture)	$1,14 \cdot 10^{10}$ Bq/day	$1,85 \cdot 10^{13}$ Bq/day
I 131	$2,48 \cdot 10^5$ Bq/day	$3,7 \cdot 10^8$ Bq/day
Mixture of long-lived nuclides	$2,62 \cdot 10^5$ Bq/day	$5,55 \cdot 10^8$ Bq/day
Sr 90	$2,03 \cdot 10^1$ Bq/month	$5,55 \cdot 10^7$ Bq/month
Sr 89	$4,68 \cdot 10^3$ Bq/month	$5,55 \cdot 10^8$ Bq/month
Cs 137	$2,41 \cdot 10^5$ Bq/month	$5,55 \cdot 10^8$ Bq/month
Co 60	$1,44 \cdot 10^4$ Bq/month	$5,55 \cdot 10^8$ Bq/month
Mn 54	$2,72 \cdot 10^3$ Bq/month	$5,55 \cdot 10^8$ Bq/month
Cr 51	$3,96 \cdot 10^3$ Bq/month	$5,55 \cdot 10^8$ Bq/month

Discussion

Under the term “long-lived radioactive nuclides” is conventionally understood any mixture of middle-long-lived radioactive aerosols exposed on filters during twenty four hours and changed in twenty four hours after testing [1, 5]. By initial time, sampling during the time taken for measurement, the activity of measured long-lived radioactive nuclides is negligible.

During power operation, operation occurrences may take place (e.g. dramatic increase of active media leaks) which causes sudden release of activity through ventilation systems. In such a case, as an exception, an activity release that is 5 times higher than the acceptable daily limit is allowed if the total activity release during three consecutive months does not exceed the appropriate value. Therefore, the total activity release during three months shall be not more than 90 % of the acceptable daily limit considering the exceeded release [1].

Similarly, the exceeding of the acceptable monthly limit is allowed if the annual activity release limit is not exceeded, i.e. during the calendar year the release will not exceed 12 acceptable monthly limits considering the exceeded release. Permissible ejection does not refer to the sum but to the every separate radioactive nuclide.

In exceptional cases fivefold exceeding of average monthly possible ejection is permitted, in condition that annual limit of ejections will not be exceeded. Mentioned exceeding requires a notice to state supervisory body.

If some radioactive nuclides not mentioned above were found in ejections, but their value does not exceed $5,55 \times 10^8$ Bq/month [1] from one power unit, than they are to be under control.

List of references:

1. Final safety analysis report. Radioactive waste Management. Chapter 11. R01.KK.0.0.OO.FSAR.WD0R0. 2010.
2. Radiation Safety Regulations (NRB-96). Hygienic Regulations GN 2.6.1.054-96, 1996.
3. Sanitary Regulations for NPP Design and Operation. SP-AS-88/93. Second Revised and Supplemented Edition, 1993.

4. Technical Assignment for the project of NPP in India. Appendix 1.

5. Semerak M. Analysis of the process of plasma processing of radioactive waste / M. Semerak, S. Lys, T. Kovalenko // Scientific and technical journal "Nuclear and radiation safety". - Kyiv, 2019. - No. 1(81). - P. 23-29. [https://doi.org/10.32918/nrs.2019.1\(81\).04](https://doi.org/10.32918/nrs.2019.1(81).04)

UDC 544.3

INFLUENCE OF SYNTHESIS CONDITIONS ON ADSORPTIVE PROPERTIES OF MAGNETIC Fe₃O₄/NiFe-LDHs NANOCOMPOSITES FOR Sr²⁺ REMOVAL APPLICATIONS

Hubetska T. (PhD, Eng.), Demchenko V. (PhD, Eng.), Kobylinska N. (PhD, SenRes.)

A.V. Dumansky Institute of Colloid and Water Chemistry, National Academy of Science of Ukraine, 42, Akad. Vernadskogo Blvd., Kyiv, 03142, Ukraine

Corresponding author E-mail: kobilinskaya@univ.kiev.ua

Keywords: environmental chemistry, radiochemistry, materials, Adsorbents, hydrothermal synthesis, brucite layer, radionuclides, water purification

Organic and inorganic pollutants commonly coexist in natural water environment, which has posed a great threat to human health and ecological environmental objects. Layered double hydroxides (LDHs) are known as anionic layered materials which are constituted by cationic layers of mixed metal hydroxides and charge-balancing anions in the inter-layer regions are beneficial for the formation of hydrogen bonding to the interlayer toxic ions and molecules [1].

In this work, novel magnetic Fe₃O₄ nanoparticles-based Ni,Fe-layered double hydroxides (Fe₃O₄/NiFe-LDHs) nanocomposites were

synthesized varying the composition (Ni:Fe compositions of 2:1, 3:1 and 4:1) through hydrothermal method [2]. Optimization of the sizes and structures of the $\text{Fe}_3\text{O}_4/\text{NiFe-LDHs}$ nanocomposites were achieved through changes in the experimental parameters such as mixing time, pH, heating duration and heating temperature (**Fig. 1**).

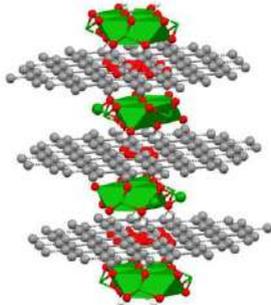


Fig. 1. Schematic presentation of the structure of magnetic $\text{Fe}_3\text{O}_4/\text{NiFe-LDHs}$ nanocomposites

The morphology and structure of the $\text{Fe}_3\text{O}_4/\text{NiFe-LDHs}$ nanocomposites were investigated and the adsorption capacity toward radionuclides using Sr^{2+} ions as model analytes were evaluated. The obtained materials were characterized by XRD analysis, FT-IR spectroscopy, SEM and TEM microscopy, TGA and BET techniques. This could provide basic information for the treatment of actual radioactive wastewaters.

The XRD patterns showed the characteristics planes of a NiFe-LDHs structure, displaying the (003), (006), (012), (015), (018), (110) and (113) planes of a hydrotalcite-like structure (JCPDS no. 40-0215). The sharp and intense peaks related to the (003), (006) and (012) as the most intense planes suggested good crystallinity, and it increased with the raise of the Ni content. In combination with the results of elemental analysis, the chemical formulas of $\text{Fe}_3\text{O}_4/\text{Ni}_4\text{Fe1-LDHs}$, $\text{Fe}_3\text{O}_4/\text{Ni}_3\text{Fe1-LDHs}$, $\text{Fe}_3\text{O}_4/\text{Ni}_2\text{Fe1-LDHs}$ without interlayer water can be tentatively assigned as: $\text{Fe}_3\text{O}_4/[\text{Ni}_{0.79}\text{Fe}_{0.21}(\text{OH})_2]_2(\text{CO}_3)$, $\text{Fe}_3\text{O}_4/[\text{Ni}_{0.66}\text{Fe}_{0.34}(\text{OH})_2]_2(\text{CO}_3)$, $\text{Fe}_3\text{O}_4/[\text{Ni}_{0.52}\text{Fe}_{0.48}(\text{OH})_2]_2\text{CO}_3$. From SEM data, $\text{Fe}_3\text{O}_4/\text{NiFe-LDHs}$ consists of laminated aggregates and coacervates with a mean lateral size less than 100 nm, which are the typical hydrotalcite-like structure products including spherical nanoparticles of magnetite (10-20 nm).

The potential application of Fe₃O₄/NiFe-LDHs for the removal of organic and inorganic pollutants in actual water matrixes was investigated. After 12 h, Sr(II) ions concentration decreased from 1 to 0.1 mg·L⁻¹ was detected. Possible mechanisms were revealed, indicating that chemical adsorption was primary reactive species for the adsorptive removal of strontium species were removed by the combination of ion-exchange and surface complexation adsorption. The effect of Ni/Fe molar ratio was mainly dependent on the position of Fe species in brucite-like layers or in mixed Ni-Fe on material surface and influenced materials basicity, reducibility, and stability. Furthermore, Fe₃O₄/NiFe-LDHs rendered a promising multi-functional material for the decontamination of radioactive-polluted waters.

1. Kobylinska N.G., Puzyrnaya L.M., Pshinko, G.M. Layered Double Hydroxides as Promising Adsorbents for Purification of Radioactive Polluted Water: A Review // *Theor. Exp. Chem.* – 2022. – 58, N4. – 221–239 <https://doi.org/10.1007/s11237-022-09739-0>.
2. Choi, J., Cha, J., Lee, J.K. Synthesis of various magnetite nanoparticles through simple phase transformation and their shapedependent magnetic properties // *RSC Adv.* – 2013. – 3 – P. 8365–8371

**USE OF THE LOW-TEMPERATURE PLASMA
ELECTROLYSIS FOR WATER PURIFICATION FROM
METAL, ORGANIC, AND RADIOACTIVE CONTAMINATION**

Maltseva T.V. (PhD), Kublanovsky V.S. (DrSci), Kravchenko O.V. (DrSci)

V.I. Vernadsky Institute of General and Inorganic Chemistry NAS of Ukraine, 32/34 Palladin pr., 03141, Kyiv, Ukraine

Контактний e-mail: kublan@ukr.net

Key words: cold plasma, electrolysis, radionuclide, filtration, pollutants, oxidation

The widespread use of radioactive elements in modern technology, despite all measures related to radiation safety, leads to their release into the natural environment, which requires measures to purify water, air, soil, decontaminate equipment, buildings and structures, etc. In particular, these tasks become more complicated in the event of massive contamination of water with wide-range radionuclides in emergency situations. At the same time, increasing requirements for the environmental safety of industry and improving the legislative framework regarding the distribution of toxic substances have actualized the problem of effective wastewater treatment from toxic impurities of various origins. Therefore, scientific and technological development of environmentally acceptable methods for the extraction and concentration of toxic, including radiotoxic, ionic components is necessary. When choosing and justifying methods for purifying natural and waste waters from radioactive contamination, the following basic principle should be taken into account: water purification must be effective across the entire spectrum of radionuclides, especially long-lived ones.

At the V.I. Vernadsky Institute of General and Inorganic Chemistry NAS of Ukraine a method and installation of Low-Temperature Plasma

Electrolysis (*LTPE*) of batch and continuous mode for processing and purification of waters from various origins has been developed. The method has been proven to be effective for purification of drinking and river waters as well as wastewater of low salinity from heavy metals, organic pollutants and pathogenic microorganisms and radionuclides. The features of the effect of *LTPE* on aqueous solutions containing various types of industrial pollutants, including soluble salts of heavy and radioactive metals, as well as surfactants and pathogens, are considered. The high efficiency of using the method of *LTPE* for the treatment of industrial wastewater of various compositions has been demonstrated.

In case of anode connection *LTPE* works as one of the Electro-oxidative methods similar to *Advanced Oxidation Processes*, the efficiency of which is sufficient higher than using traditional oxidative methods, such as ozonation, and can be used mainly for destruction and removal of organic and pathogenic pollutants. Cathodic polarization of plasma electrode lead to creation of hydroxyl radicals and ions in solution and insoluble particles of pollutants can be precipitated and removed by filtration.

It has been established that the degree of purification of liquids is affected by the solution flow rate, current strength and voltage at the reactor electrodes. The relative contribution of filtration of solutions being treated to the overall effect of ones purification from uranium and some trans-uranium elements has been determined.

Table 1

Concentration of some metals in polluted water before and after low-temperature plasma electrolysis

Metal	Polluted river water	
	Before treatment	After treatment
Al	1.90	0.46
Fe	1.37	0.23
Cu	1.38	0.01
Cd	0.004	0.001
Co	0.51	0.02
Mn	0.21	0.05

Pb	0.04	0.01
Zn	10.1	0.14

The influence of the initial concentrations of radioactive elements and the number of recycles on the degree of purification has been studied during liquid processing in a continuous film flow mode.

The influence of *LTPE* on the removal from solution of ⁹⁰Sr and ¹³⁷Cs radionuclides, also have been studied. electrolysis, ¹³⁷Cs is retained on the filters

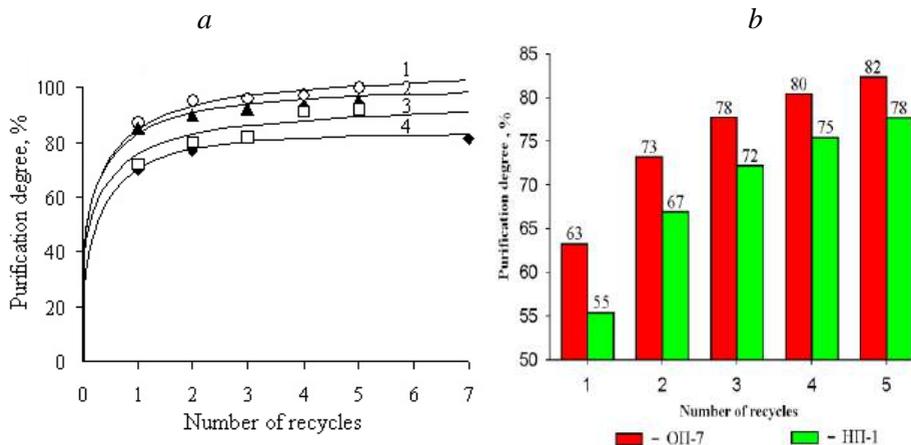


Fig. 1. Dependence of purification degree of solutions from radioactive isotopes in a plasma-chemical electrolyzer: 1 – americium, 2 – uranium, 3 – strontium, 4 – cesium (a) and surfactants (b) on the recycle number.

References:

1. Decontamination of Soluble Radioactive Elements from Toxic Solutions under Action of Cold Contact Plasma / A. Pivovarov, A. Kravchenko, V. Kublanovsky, V. Pustovoitenko // The Eighth International Chemical and Biological Medical Treatment Symposium (2–7 May, 2010): Book of Abstracts. – Switzerland, Spiez, 2010. – P. 96.
2. Kravchenko A.V., Kublanovsky V.S., Pivovarov A.A., Pustovoitenko V.P. “The low-temperature glow discharge electrolysis: theory and practice”, Aksent PP, Dnipropetrovsk 2013, 381 p.

ВЕЛИКОМАСШТАБНЕ ВИРОБНИЦТВО НИЗЬКОВУГЛЕЦЕВОГО ВОДНЮ БЛЯ ІСНУЮЧИХ БЛОКІВ АЕС

Уланов М.М. (к.т.н., с.н.с.)

Інститут технічної теплофізики НАН України, вул. Марії Капніст,
2а, м. Київ, 03057, Україна

Контактний e-mail: e3therm@gmail.com

Ключові слова: середньорічний коефіцієнт використання встановленої потужності, низьковуглецевий водень, електроліз, блоки АЕС

У 2021 році у місті Глазго у Великій Британії відбулася 26-а конференція сторін Рамкової конвенції ООН про зміну клімату (COP26). Найважливішим підсумком цього заходу стала поява документа під назвою «Кліматичний пакт Глазго», до якого увійшла мета зі стримування до 2100 року підвищення світових температур повітря в межах 1,5 °С щодо величин, що передували промисловій революції. В контексті європейського плану зробити континент кліматично нейтральним до 2050 року в Європі було сформульовано низьку глобальних енергетичних програм. У найближчі кілька років Європа має намір прискореними темпами створити нову глобальну структуру економіки, яка базуватиметься на відновлюваних джерелах енергії, зокрема водневій енергетиці.

Сьогодні більша частина (~95 – 97%) водню виробляється шляхом парового риформінгу природного газу або газифікації вугілля з викидами двоокису вуглецю (CO₂). На щорічне виробництво водню витрачається близько 205 млрд м³ природного газу (6% світового споживання природного газу) та 107 млн т вугілля (2% світового використання вугілля).

Європейську мету встановити 6 гігават (ГВт) електролізерів для виробництва одного мільйона тон відновлюваного водню до 2024

року, а потім 40 ГВт для десяти мільйонів тон до 2030 року [1], необхідно порівняти з кількістю вітряних турбін, яку це представляє: відповідно, щонайменше 15 000 і 150 000 вітрових турбін (тобто в перерахунку на сонячні панелі близько 800 000 га і 8 млн га). Покриття поточних потреб промисловості в усьому світі (70 млн т відновлюваного водню, тобто 420 ГВт) призведе до введення в експлуатацію більше мільйона нових вітрових турбін або 56 млн га фотоелектричних панелей. Альтернативний шлях отримання водню з низьким вуглецевим слідом є використання електроенергії отриманої з атомних станцій.

Щоб зменшити шкідливий вплив на навколишнє середовище через виробництво 70 млн т водню на рік, деякі країни звертаються до ядерної енергетики. Переведення лише 4% поточного виробництва водню на електроенергію, що виробляється на АЕС, дозволив би зменшити викиди вуглекислого газу на 60 млн т на рік, а якби весь водень вироблявся з використанням ядерної енергії, то можна було б говорити про скорочення викидів вуглекислого газу на більш ніж 500 млн т на рік.

Доповідь МЕА «Майбутнє водню» за 2019 рік показує, що нормована вартість водню (LCOH) залежить від кількості годин, протягом яких працює електролізер. Якщо електролізер працює 500 годин на рік, то можна виробити водень із LCOH близько 4 доларів за кілограм. Однак, якщо він працює протягом 8000 годин на рік, вартість падає до 0,50 долара за кілограм [2].

Україна належить до держав, які мають розвинену галузь ядерної енергетики. За часткою генерації АЕС у сукупному виробництві електроенергії Україна посідає четверте місце у світі після Франції, Словаччини та Угорщини. В Україні експлуатується 15 енергоблоків загальною потужністю 13,835 ГВт на чотирьох АЕС: 6 – на Запорізькій, 4 – на Рівненській, 3 – на Південно-Українській та 2 – на Хмельницькій. На більшості енергоблоків АЕС встановлені реактори серії ВВЕР-1000 (моделі В-320), які за технічними характеристиками подібні до закордонних реакторів типу PWR. Одним із пріоритетних завдань діяльності експлуатуючої організації-оператора АЕС ДП «НАЕК «Енергоатом» є подовження

терміну роботи існуючих енергоблоків до 60 років основної частки енергоблоків.

За результатами моніторингу диспетчерської інформації роботи існуючих блоків атомних станцій в Україні за 2018 – 2021 рр. розраховано середньорічний коефіцієнт використання встановленої потужності енергоблоків АЕС, який складає від 69,6% у 2018 р потім він знижується до 62,7% у 2020 р. та збільшується до 71,2% у 2021 р., тобто величина вільної електричної енергії, що не використовується в Енергоринку України на існуючих блоках АЕС, сягає величини від 3983 МВт·год до 5156 МВт·год і може бути використана для виробництва низьковуглецевого водню за допомогою електролізних установок.

Електрохімічне розкладання води з утворенням водню та кисню є досить простим процесом, у якому беруть участь два електроди в електроліті, підключені до джерела постійного струму. Цей фундаментальний принцип роботи справедливий для всіх типів електролізерів, вони відрізняються лише типом електроліту, який використовують. Найактуальнішими технологіями є комірки лужного електролізу (AWE), які працюють з рідким електролітом, комірки мембранного електролізу з полімерним електролітом (PEM), де використовується кислотний іономер, і високотемпературні або твердооксидні електролізери (SOEC), які мають електроліт у вигляді твердого оксиду. Враховуючи існуючі переваги лужних електролізних установок, як технологічних так і вартісних, для розрахунку технічних параметрів будемо використовувати параметри атмосферних лужних електролізних установок потужністю 1 ГВт. Виходячи з технологічних параметрів такої установки а саме, споживання електричної енергії на виробництво 1 кг водню на рівні 52 кВт·год та споживання живильної води у кількості 22 л, отримали загальну продуктивність низьковуглецевого водню у кількості 17417 кг на годину або 148 тис т на рік.

Попередня вартість електролізної установки електричною потужністю 1 ГВт становить 1,1 млрд євро, при цьому собівартість виробництва низьковуглецевого водню складає 0,61 євро/кг. Термін окупності даного проекту сягає біля 3 років.

Список послань:

1. *A hydrogen strategy for a climate-neutral Europe – Communication from the commission to the European parliament, the council, the European economic and social committee and the committee of the regions. European commission: Brussels, COM (2020) 301, 8.7.2020.*
2. *The Future of Hydrogen. Seizing today's opportunities; Report prepared by the IEA for the G20: Japan, June 2019.*

УДК 533.924

FACILITIES FOR PLASMA-SURFACE INTERACTION STUDIES

Volkova Y.E.^{1,2}, Herashchenko S.S.¹, Makhlai V.A. (Ph.D)¹, Garkusha I.E. (Dr.Sc., prof.)^{1,2}, Petrov Yu.V.¹, Aksenov N.N.¹, Kulik N.V., Yelisyeyev D.V.¹, Shevchuk P.B.¹, Merenkova T.M.¹

¹National Science Center “Kharkiv Institute of Physics and Technology”,

Akademichna St., 1, 61000, Kharkiv, Ukraine.

² V.N. Karazin Kharkiv National University,
Svobody Sq., 4, 61022, Kharkiv, Ukraine.

Contact e-mail: y.e.volkova.kh@gmail.com

Keywords: plasma-surface interaction, quasistationary plasma accelerators, fusion devices, tungsten armour, transient heat loads.

Materials for fission and fusion applications must endure extreme conditions such as high heat loads, particle bombardments, high-energy neutron irradiation, etc. For example, tungsten is a primary choice for ITER divertor armour and a candidate for the DEMO first wall and divertor. It has highest melting temperature, low sputtering yield and large sputtering threshold energy [1, 2]. Hastelloy is commonly used as a construction material for pressure vessels in power reactors and valves

in the chemical industry [3]. Reduced Activation Ferritic Martensitic (RAFM) steels, such as EUROFER, are relevant structural materials used in both fission and future fusion power plants [4].

Different plasma facilities encompass a range of scenarios involving high heat and particle loads onto the surfaces. In the Institute of Plasma Physics NSC KIPT, high-power quasi-stationary plasmadynamic systems have been used in various research for decades. In such devices, an internal magnetic field is created by a high current of up to several MA in the discharge and it is used for plasma flow acceleration up to 500 km/s. Such plasma accelerators generating powerful plasma streams can be used for plasma injection into magnetic traps, investigations of plasma-surface interactions that occur on the first wall as well as divertor plates during transient events in fusion reactor (current disruption conditions, VDE and giant ELMs), for technological applications related to modification and alloying of surface layers, etc.

The large-scale QSPA Kh-50 device is the most powerful device among quasi-stationary plasma accelerators [5]. The QSPA Kh-50 became a unique and most adequate simulator of plasma-surface interaction during ITER transient events, resulting in huge energy densities impacting to the divertor material surfaces. The main parameters of the QSPA hydrogen plasma streams include an ion impact energy of about 0.4 keV, a maximum plasma pressure of 0.32 MPa, and a stream diameter of 18 cm. Energy density of plasma streams achieves 30 MJ/m². The plasma pulse shape is approximately triangular with a pulse duration of 0.25 ms.

The QSPA-M is a new generation of quasi-stationary plasma accelerator [6]. An important feature of QSPA-M is the presence of an external magnetic field of up to 1 T. The ability to provide plasma transportation in a strong external magnetic field in the QSPA-M facility mimics the fusion reactor conditions in the vicinity of the divertor where plasma propagates along the separatrix line. The plasma stream is around 5 cm in the presence of a B-field. The value of energy density in the axis region of the plasma stream varies in a range of 0.1 to 1 MJ/m², the pulse duration of 0.1 ms [6].

A magnetoplasma compressor (MPC) is a quasi-stationary plasma device that generates powerful plasma streams with a pronounced

pinching effect accompanying creation of a compression zone with plasma density up to 10^{19} - 10^{20} cm^{-3} [7]. The MPC facility generates compressed plasma streams with a plasma energy density ranging from 0.05 to 0.5 MJ/m^2 . The discharge half-period is equal to about 10 μs .

The key effects of high-energy plasma loads applied for material characterization in extreme conditions include roughening, crack formation, melting of plasma facing components and melt motion, dust and droplet generation, evaporation of exposed surface as well as the formation of a shielding layer. Moderate pulsed plasma loads are used for surface modification studies, allowing considerable improvement of physical and mechanical properties of different materials (i.e. steels and other alloys), pre-deposited coating modification and mixing by impacting plasma streams.

References:

1. You J.H. et al. Limiters for DEMO wall protection: Initial design concepts & technology options. *Fusion Engineering and Design*. 2022. v. 174. p. 112988.
2. Wirtz M. et al. Transient heat load challenges for plasma-facing materials during long-term operation. *Nuclear Materials and Energy*. 2017. v. 12. p. 148-155.
3. Marchese G. et al. Microstructural Evolution of Post-Processed Hastelloy X Alloy Fabricated by Laser Powder Bed Fusion. *Materials*. 2019. v. 12. p. 486.
4. Arredondo R. et al. Comparison experiment on the sputtering of EUROFER, RUSFER and CLAM steels by deuterium ions. *Nuclear Materials and Energy*. 2022. v. 30. p. 101118.
5. Makhelai V.A. et al. Influence of surface tension on macroscopic erosion of castellated tungsten surfaces during repetitive transient plasma loads. *Nuclear Materials and Energy*. 2019. v. 19. p. 493-497.
6. Garkusha I.E. et al. Influence of a magnetic field on plasma energy transfer to material surfaces in edge-localized mode simulation experiments with QSPA-M. *Nuclear Fusion*. 2019. v. 59. p. 086023.
7. Solyakov D.G. et al. Distributions of magnetic field and current in pinching plasma flows: axial magnetic field effect. *Eur. Phys. J. Plus*. 2021. v. 136. p. 566.

**STUDY OF TEMPERATURE IMPACT OF DISCHARGES IN
THE WATER OF THE STYR RIVER IN THE IMPACT ZONE
OF THE RIVNE NPP**

Kuznetsov P.M.^{1,2}, Biedunkova O.O. (D.Sc. (Biology))¹

¹National University of Water and Environmental Engineering, str. Soborna, 11, Rivne, 33028, Ukraine

²SS Rivne NPP, str. Promyslova, 1, 34400, Varash, Ukraine

Contact e-mail: kuznetpavel@gmail.com

Keywords: nuclear power plant, temperature impact, discharges, statistical analysis.

The thermal regime of a water body is a crucial factor for the quality of the ecosystem, and the thermal impact on water bodies caused by the discharge of cooling water from nuclear power plants can have a significant impact on the aquatic environment [1]. The temperature effects of water discharges are determined by direct and indirect effects: direct effects include increased activity with acceleration of digestion, increased demand for food, and disruption of reproduction, destruction of sensitive tissues of the nervous system of aquatic organisms; indirect effects cause negative changes in aquatic and ecological processes, including imbalance of nutrients [2]. Many scientific studies have been carried out on the effects of cooling water discharges on aquatic ecosystems, but only the spatial and temporal interpretation of temperature has been studied in real sites. The technological aspect, which relates the power output of a nuclear power plant to the temperature of the cooling water, has also been studied, as has the temperature effect using the fate and effect factor. However, in addition to thermal emissions, aquatic ecosystems also face the impact of chemicals discharged by NPPs with cooling water, which should also be considered. Our study focuses on the potential impact and relationship of

cooling water temperature on chemical discharges, as well as on assessing the impact of temperature.

The thermal effects of power plants, which raise the temperature of natural waters by more than 4°C, cause a shift in the N:P balance, and a temperature increase of 10°C causes changes in the structural communities and the number of aquatic organisms [3, 4]. In particular, the introduction of warm wastewater contributes to biological metabolic productivity. Environmentally significant is the excess temperature released (temperature difference), which describes the difference between the temperature of the discharged cooling water and the ambient temperature in the river [5]. Thus, changes in the nutrient content of surface waters under the influence of nuclear power plant effluents can be considered important indicators of aquatic and ecological responses to nuclear power plant heat generation. The subject of our study is the water discharge from the Rivne NPP.

Principal component analysis was applied to extract the most significant principal components and reduce the contribution of variables with the least significance. The PC consist moderate positiv for principal components (Fig. 1), the variables (Styr River before water intake and after discharge of the Rivne NPP) were found to be highly correlated, and their contribution was significant to grouping the samples collected from Styr River upstream and downstream sampling sites. The Cluster analysis of variables shows the distribution of indicators for water sampled in the sampling locations, indicators on dendrogram are grouped according to indicators with appropriate sampling locations, showing the correlation of control indicators for before water intake and after discharge of the Rivne NPP. Generates cluster graph data analysis does not separate parameters before water intake and after discharge, data are grouped into clusters according to indicators. The normalized object scores and variable loading on each PC (Fig. 1) were scaled proportionally to the root of the variance accounted for by that PC as shown in the PCA plot: the percentage of total variance explained by the first principal components (PC1,2) are 98.85% and 1.15%. Indicators Styr river after discharge of the Rivne NPP samples has also shared a similar connect and positively correlated with the first PC. The data projection on the

space of the second PC showed a correlation between the samples collected.

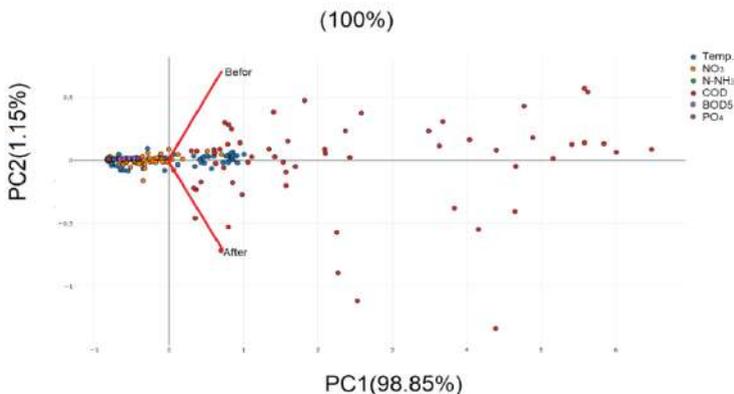


Fig. 1 *Principal component analysis indicators (Styr River before water intake and after discharge of the Rivne NPP)*

The temperature effect of the water discharged from the Rivne NPP does not exceed the standard value of 3°C. The concentration of the studied nitrogen, carbon, and phosphorus compounds in the water of the Sty River in the area of the influence of the water discharge of the Rivne NPP meets the environmental standards. Seasonal variability of the indicators of COD, BOD₅ and NO₃, N-NH₃ in the water of the Sty River. The obtained correlation dependencies show strong and medium correlations of COD, BOD₅, NO₃, and N-NH₃ with water temperature. A strong correlation of indicators is observed between the control results of the samples of the Sty River taken before and after the discharge of water from the Rivne NPP, which may indicate that the discharge does not affect changes in the elemental balance. For the purpose of forecasting and possible limitation of the discharge, correlation dependencies were obtained, which determine the concentrations of NO₃, N-NH₃, and COD in the Sty River water after the discharge, taking into account the difference in water temperature and their initial content before the discharge. To establish correlations for predicting the discharge for BOD₅, and PO₄, it is necessary to take into account microbiological indicators (BOD₅) and technological processes reagent

dosage during corrective treatment (PO_4), which may be the result of further work.

Reference

1. Madden, N, Davis, M, & Lewis, A 2013. Thermal effluent from the power sector: an analysis of once-through cooling system impacts on surface water temperature. *Environmental Research Letters*, 8(3), 8. doi:101088/1748-9326/8/3/035006.
2. Webb B W and Nobilis F 2007 Long-term changes in river temperature and the influence of climatic and hydrologic factors *Hydrol. Sci.* 52 74–85.
3. Hutchins D. A., Zhang Y., Warner M. E., Feng Y., et al. CO₂ control of *Trichodesmium* N₂ fixation, photosynthesis, growth rates, and elemental ratios: Implications for past, present, and future ocean biogeochemistry. *Limnology and Oceanography*. 2007. Vol. 52, no. 4. P. 1293–1304.
4. El-Ghorab E. A. S. Physical model to investigate the effect of the thermal discharge on the mixing zone (Case Study: North Giza Power Plant, Egypt). *Alexandria Engineering Journal*. 2013. Vol. 52, no. 2. P. 175–185.
5. Kaushal S S, Likens G E, Jaworski N, Pace M L, Sides A M, Seekell D, Belt K T, Secor D H and Wingate R L 2010 Rising stream and river temperatures in the United States *Front. Ecol. Environ.* 8 461–6.

ВИСОКООБЕРТОВІ ЕНЕРГОЕФЕКТИВНІ НАСОСНІ АГРЕГАТИ ДЛЯ ПОТРЕБ ПІДПРИЄМСТВ СФЕРИ КРИТИЧНОЇ ІНФРАСТРУКТУРИ

*Ляпощенко О.О. (д.т.н., проф.)¹, Сотник М.І. (д.т.н, проф.)¹,
Кондусь В.Ю. (к.т.н., с.н.с.)¹, Гулий О.М. (к.т.н., с.н.с.)^{1,2}, Кулініч
С.П. (к.т.н., с.н.с.)¹, Антоненко С.С. (к.т.н., с.н.с.)¹, Андрусяк
В.О.¹, Маківський А.С.^{1,3}, Муштай М.В.¹, Полковниченко В.В.¹*

¹Сумський державний університет,
вул. Римського-Корсакова, 2, 40007, м. Суми, Україна.

²ТОВ "НВП "Насостехкомплект",
вул. 2-я Заводська, 1, 40022, м. Суми, Україна.

³АТ "Сумський завод "Насосенергомаш",
Привокзальна пл., 1, 40011, м. Суми, Україна.

Контактний e-mail: o.liaposhchenko@pohnp.sumdu.edu.ua

Ключові слова: занурюваний насосний агрегат,
енергоефективність, енергетика, енергетична безпека, критична
інфраструктура.

Загальноприйнятим шляхом підвищення технічного рівня технологічного обладнання є інтенсифікація робочих процесів. Енергонасиченість обладнання з електричним приводом в багатьох випадках обмежується промисловою частотою струму в електричних мережах і залежною від нього швидкістю обертання рухомих частин обладнання. Найвні способи її підвищення приводять до недопустимого підвищення собівартості, зниження енергоефективності, зниження надійності. На теперішній час ситуація змінилася завдяки суттєвому здешевленню силової електроніки, в тому числі силових перетворювачів частоти для електроприводу при одночасному суттєвому зростанні цін на конструкційні матеріали та їх обробку. Так з'явилася потенційна

можливість покращення технічних характеристик різних груп промислового обладнання, в тому числі – насосного, такого як занурювані насосні агрегати (ЗНА), за рахунок збільшення частоти обертання шляхом підвищення частоти струму в мережі живлення.

Мета роботи – розроблення високооберткових енергоефективних ЗНА з підвищеним технічним рівнем, зменшеними масогабаритними параметрами для організації їх виробництва на підприємствах України в рамках стратегії імпортозаміщення, відновлення критичної інфраструктури у воєнний та повоєнний періоди.

Перехід з типової частоти обертання (3000 об/хв) для більшості відцентрових насосних агрегатів до підвищеної (5000-10000 об/хв і вище) потребує перегляду усталених рішень як по окремим вузлам і деталям, так і за компоновкою в цілому, оскільки при цьому потребують вирішення наступні науково-технічні завдання. Головною принциповою науково-технічною проблемою високошвидкісних відцентрових насосів є забезпечення задовільного вібраційного стану. Ця проблема потребує вирішення завдань відстроювання власних частот роторної системи від частот збудження або забезпечення необхідного демпфування системи для усунення резонансних явищ. На частотах вище першої власної існує загроза втрати ротором динамічної сталості з переходом у режим самозбуджуваних несинхронних коливань високої інтенсивності. Динамічний стан відцентрового насосу в значній мірі визначається параметрами жорсткості та демпфування радіальних опорних вузлів. У високонапірних насосах динамічної дії ущільнення також виконують функції радіальних опор і їх значення є вирішальним в динамічному стані, оскільки вони створюють потужні радіальні сили як стабілізуючої дії (жорсткість, демпфування), так і дестабілізуючої (циркуляційні сили, «перехресна жорсткість»). Значні осьові сили у високооберткових насосах потребують точних розрахунків та нових інженерних рішень для їх сприйняття, створення енергоефективної проточної частини із застосуванням методів CFD-моделювання для вдосконалення занурюваних агрегатів. Застосування перетворювача частоти живлення відкриває перспективи подальшого підвищення енергоефективності агрегату

за рахунок застосування енергоефективного електроприводу. Такі підходи до модернізації насосного обладнання для потреб критичної інфраструктури відповідають завданням відбудови України у воєнний та повоєнний періоди.

Наукова новизна проєкту полягає в створенні оригінальних моделей, методик розрахунків та концепцій проєктування ЗНА, оскільки враховує специфіку одночасно високооберткових машин і агрегатів у зануреному виконанні. Технічна новизна проєкту полягає в суттєвому збільшенні питомої енергонасиченості агрегату проти відомих аналогів. Таким чином досягається підвищення енергоефективності при одночасно суттєвому зменшенні масогабаритних характеристик, що обумовлює зменшення витрат конструкційних матеріалів, вартості обробки деталей і складальних робіт. Ринкова новизна продукції за даним проєктом полягає в створенні товару підвищеної якості при одночасно зниженій собівартості, що сукупно надає йому конкурентну перевагу.

Робота виконана за підтримки Національного фонду досліджень України з виконання наукових досліджень і розробок за конкурсом проєктів 2022.01 «Наука для відбудови України у воєнний та повоєнний періоди», проєкт реєстр. номер 2022.01/0096 «Розробка проєктно-конструкторських рішень і компоновочних схем параметричного ряду високооберткових енергоефективних свердловинних насосів для потреб підприємств сфери критичної інфраструктури» під науковим керівництвом д.т.н., проф. Ляпоценка О.О.

АЛЮМОСИЛКАТНІ НАНОФЛЮЇДИ - ПОТЕНЦІЙНІ ХОЛОДАГЕНТИ У СИСТЕМАХ БЕЗПЕКИ АЕС

Морару В.Н. (канд. хім. наук, ст.н.с.), Комиш Д.В. (канд. техн. наук), Сидоренко С.В. (канд. техн. наук, ст. н.с.), Ховавко О.І. (канд. техн. наук, ст.д.)

Інститут газу НАН України,
вул. Дегтярівська, 39, 03113 м. Київ, Україна
Контактний e-mail: vasily.moraru@gmail.com

Ключові слова: Нанofлюїди, системи безпеки, утримання коріуму, криза кипіння, перегріті поверхні, аварійне охолодження, критичний тепловий потік, коефіцієнт тепловіддачі

Безпечна експлуатація атомних електростанцій залежить від їх систем охолодження, які відводять тепло з реактора при нормальній експлуатації та коли реактор зупинений для дозаправки або на профілактичний ремонт [1-3]. Зазвичай ядерні реактори використовують прямооточні або циркуляційні системи з водяним охолодженням. Відповідно до [1-3], близько 40% ядерних реакторів у США використовують циркуляційні схеми охолодження.

Як відомо, кипіння рідин – один із найінтенсивніших процесів відведення тепла, тому він широко використовується в різних галузях промисловості, у тому числі в атомній енергетиці. Наприклад, коефіцієнт тепловіддачі при кипінні води досягає величини $\alpha \approx 2000-50000 \text{ W}/(\text{m}^2\text{K})$. Для атомної енергетики вода вважається найбільш відповідним теплоносієм завдяки його ефективності, доступності та екологічності. Однак через низьке значення критичного теплового потоку (КТП) кипіння води (всього $0,7 \text{ MW}/\text{m}^2$), найбільшу небезпеку для нормального функціонування водо-охолоджуваних ядерних реакторів становить криза кипіння

теплоносія, що загрожує перегріванням, аварією і виходом з ладу обладнання [4].

Аналіз літературних даних [4,5] та результатів наших досліджень [6-9] показав, що водні нанофлюїди (NF) є набагато більш підходящими холодоагентами для систем аварійного охолодження активної зони BWRs- та PWRs – реакторів з метою підвищення їх потужності та показників їх безпеки.

У наших роботах (наприклад [6-8]) вперше досліджено та встановлено здатність **алюмосилікатних нанофлюїдів** (AlSi-NF) до виведення аварійних енерго-навантажених систем із кризи кипіння, а також до екстреного охолодження перегрітої поверхні теплообміну при різних режимах подачі теплового навантаження.

Об'єктами дослідження служили: 1) скляний циліндричний міні-реактор з ніхромовим нагрівачем, що імітує водо-охолоджуваний ядерний реактор киплячого типу, теплоносієм якого служить дистильована вода (DW) та 2) нанофлюїд (AlSi-NF) на основі DW та природної суміші алюмосилікатів – монтморилоніту та палигорськіту (Україна), з наночастинками лускатої та голкоподібної форми.

На повністю автоматизованому стенді [7-9] вивчені та вирішені проблеми усунення кризи кипіння води та екстреного охолодження перегрітої поверхні нагріву при різних режимах подачі теплового навантаження шляхом інжекції в киплячий реактор порції AlSi-NF в момент настання розвиненого плівкового кипіння води.

Виявлено, що незалежно від режиму підйому теплового навантаження аж до величини, що перевищує у 2-3 рази КТП кипіння води, введення незначної порції нанофлюїда AlSi-NF в киплячий теплоносій (дистильовану воду), що знаходиться в стані плівкового кипіння ($t_{\text{heater}} > 500 \text{ }^\circ\text{C}$), дозволяє різко підвищити тепловіддачу, швидко та надовго знизити температуру перегрітої поверхні теплообміну до безпечного рівня бульбашкового кипіння (120-130 $^\circ\text{C}$). Це дає можливість виграти час і екстрено запобігти потенційній аварії (плавлення та виходу з ладу теплообмінника або ядерного реактора), а отже, забезпечити безперебійну роботу обладнання.

Підхід, здійснений у цьому дослідженні, а також у більш ранніх наших роботах [6-9], принципово відрізняється від відомих у літературі підходів тим, що екстрене охолодження міні-реактора здійснюється в умовах, що імітують роботу системи охолодження потенційного ядерного реактора, що опинився в аварійній ситуації, шляхом доведення системи до кризи кипіння, подальшого усунення плівкового режиму кипіння води за допомогою добавок AlSi-NF та наступного аварійного охолодження реактора з одночасною автоматичною реєстрацією зміни основних теплових параметрів кипіння в часі.

Перевагами такого підходу є: 1) можливість кількісної оцінки охолоджувальної здатності різних NF та 2) можливість усунення аварійних ситуацій на ходу за допомогою добавок нанофлюїдів, що дозволяє забезпечити безперебійну роботу обладнання (наприклад, ядерних реакторів) та моніторинг показань основних теплових параметрів з часом. Перевагами запропонованих водно-алюмосилікатних NF як теплоносіїв для енергетики є висока колоїдна стабільність та стійкість до багаторазових циклів кипіння-охолодження, бездоганні теплові властивості, доступність та дешевизна, екологічна безпека.

Список посилань:

1. Union of Concerned Scientists. 2012. [UCS EW3 Energy-Water Database V.1.3](http://www.ucsusa.org/ew3database). www.ucsusa.org/ew3database.
2. World Nuclear Association. 2013. [Cooling Power Plants](http://www.world-nuclear.org). London, UK.
3. http://www.ucsusa.org/clean_energy/our-energy-choices/energy-and-water-use/water-energy-electricity-nuclear.html
4. Boungiorno J., Hu L-W., Kim S.J., Hannink R., Truong B., Forrest E. Nanofluids for Enhanced Economics and Safety of Nuclear Reactors: an Evaluation of the Potential Features, Issues and Research Gaps. Nuclear Technology. 2008. vol.162 (1), pp. 80-91.
5. Pham Q.T., Kim T.I., Lee S.S., Chang S.H. Enhancement of critical heat flux using nano-fluids for In-vessel Retention-External Vessel Cooling. Applied Thermal Engineering. 2012. vol. 35 (1), pp.157-165.
6. Bondarenko B.I., Moraru V.N., Sydorenko S.V., Komysch D.V. Nanofluids for Power Engineering: Emergency Cooling of Overheated

Heat Transfer Surfaces. Technical Physics Letters. 2016. vol. 42 (7). pp. 677– 681. DOI: 10.1134/S106378501607004X.

7. Морару В.Н. Применение наножидкостей для экстренного аварийного охлаждения энергетического оборудования. Энерготехнологии и ресурсосбережение. 2016. №4. С. 14-23.

8. Vasyl Moraru, Boris Bondarenko, Sergey Sydorenko, Dmytro Komysh. Emergency Cooling of Superheated Surfaces by Nanofluids Additives in the Event of a Water Boiling Crisis. Int. J. Heat Mass Transfer. 2021. 169(4), 120932. <https://doi.org/10.1016/j.ijheatmasstransfer.2021.120932>.

9. Moraru V.N., Komysh D.V. Emergency cooling of superheated surfaces by nanofluids additives in stop- and non-stop modes of heat load rise. Energy Technologies & Resource Saving. - 2023.- №.3.- pp. 103-116.

КОНЦЕПТУАЛЬНЕ ТЕХНІЧНЕ РІШЕННЯ ПОВОДЖЕННЯ З РІДКИМИ РАДІОАКТИВНИМИ ВІДХОДАМИ

Полякова І.О. (к.т.н.)¹, Сімейко К.В. (д.т.н.)², Малий Є.В. (к.ф.-м.н.)³, Стратілат Д.П. (аспірант)³

¹ВП "Атоменергомаш" ДП "НАЕК "Енергоатом"

² Інститут проблем безпеки АЕС НАН України

вул. Кірова, 3ба, 07270, м. Чорнобиль, Київська обл., Україна.

³Інститут ядерних досліджень НАН України, просп. Науки, 47, 03028, м. Київ

Контактний e-mail: evgen.malyj@gmail.com

Ключові слова: радіаційна безпека, іммобілізація тритію, рідкі радіоактивні відходи.

Під час роботи підприємств атомної промисловості неминуче утворюються радіоактивні відходи, переробка та зберігання більшості із них добре освоєна, водночас питання щодо проблеми іммобілізації рідких радіоактивних відходів (РРВ), що містять тритій залишається актуальним.

В Україні є значна кількість РРВ, що містять тритій з питомою активністю, яка не дозволяє в найближчі декілька десятиліть зняти радіоактивні відходи з регулюючого контролю, відповідно до існуючих норм.

При тривалому зберіганні РРВ виникає додаткова небезпека хімічного руйнування компонентів захисних металевих оболонок сховищ внаслідок корозії, викликаної взаємодією з сильним окиснювачем H_2O_2 . Довготривале руйнування оболонок сховища призведе до порушення його цілісності та можливого виникнення радіаційної аварії з емісією РРВ у довкілля.

Оскільки РРВ являють собою водну хімічну форму, яка є найбільш радіоекологічно небезпечною, а сховища в яких дані

відходи зберігаються, експлуатуються з початку 60-х років минулого століття, було прийняте рішення про іммобілізацію РРВ шляхом включення радіонуклідів у бетонну матрицю з подальшим кондиціонуванням.

При розробці концептуального технічного рішення для вилучення та іммобілізації РРВ зі сховищ, брався до уваги широкий спектр принципів, вимог, підходів та методів, які визначені національними нормативними документами, міжнародними рекомендаціями та передовою практикою. Крім того, необхідне розуміння існуючої практики поводження з РРВ, а також структурні особливості цих сховищ, радіонуклідний склад відходів, а також ступінь їх впливу на безпеку людини та довкілля. Немалозначним фактором при розробці концептуального технічного рішення була наявність технологічного обладнання, доступність хімічних реактивів, речовин, кадрове забезпечення та низка питань логістики: розміщення обладнання, доступність комунікацій тощо.

ДОСЛІДЖЕННЯ ПРОЦЕСУ ОДЕРЖАННЯ ВОДНЮ З ПЕРСПЕКТИВОЮ ЗАСТОСУВАННЯ У АТОМНІЙ ТА ТЕПЛОЕНЕРГЕТИЦІ

*Сімейко К.В.^{1,2} (д.т.н.), Загребельний О.А.², Кожан О.П.² (к.т.н.),
Лавренов Д.А.³ (к.пол.н.), Трофімов І.Л.⁴ (к.т.н., доц.), Шульга
О.В.⁵ (к.ю.н.), Мазурок О.С.(Ph.D.)⁶*

¹Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, м. Чорнобиль
вул. Кірова, 3ба, 07270, м. Чорнобиль, Київська обл., Україна.

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

³Українське ядерне товариство, м. Київ
пр. Степана Бандери, 6, 04073, м. Київ, Україна.

⁴Національний авіаційний університет, м. Київ
проспект Любомира Гузара, 1, 03058, м. Київ, Україна.

⁵Акціонерне товариство «Київоблгаз», м. Боярка
вул. Шевченка Т., 178, 08150, м. Боярка, Київська обл., Україна.

⁶ТОВ «Енергобезпека груп», м. Київ, провулок Лабораторний, буд.
1, офіс 244, 01133, Україна.

Контактний e-mail: k.simeiko@ispnpp.kiev.ua

Ключові слова: водень, електротермічний псевдозріджений шар,
піроліз, природний газ, атомна енергетика, теплоенергетика.

У 2020 році ДП «НАЕК «Енергоатом» та НАК «Нафтогаз України» підписали меморандум про взаєморозуміння та співпрацю у сфері водневої енергетики. Згідно з меморандумом ДП «НАЕК «Енергоатом» та АТ НАК «Нафтогаз України» домовилися про спільне впровадження принципів сталого розвитку й спільну проєктну діяльність задля забезпечення переходу України до кліматично нейтральної циркулярної водневої економіки до 2050

року, що цілком відповідає стратегії розвитку водневої енергетики в Україні на період до 2030 року.

Щоб досягти цієї мети компанії планують спільно працювати над оптимальними рішеннями задля інтеграції енергетичного сектора України з європейським ринком, декарбонізації енергетичної системи, підвищення її енергоефективності й розкриття потенціалу національної водневої енергетики України [1].

Крім цього, ДП «НАЕК «Енергоатом» приймає участь у дослідницькому проєкті NPHyCo (Nuclear Powered Hydrogen Cogeneration), який присвячений атомній водневій когенерації та фінансується програмою Європейського Союзу з досліджень та навчання [2], що підтверджує зацікавленість у розвитку водневих технологій.

Основні ж проблеми виникають при одержанні водню економічно виправданим способом, щоб вартість енергетичного еквівалента цього енергоносія могла зрівнятися з вартістю традиційних енергоносіїв і того енергоносія, що використовувався для виробництва водню.

В Інституті газу НАН України розроблений процес одержання воденьвмісного газу в електротермічному псевдозрідженому шарі (ЕТПШ) з природного газу [3]. Створений парк установок з ЕТПШ та визначена залежність кількості утвореного водню від температури і конструкції апарату. Також розроблені можливості удосконалення даної технології шляхом застосування рециркуляції газової суміші [4] або використання каскаду апаратів з ЕТПШ [5].

Перспективним виглядає застосування даної технології для маневрування електрогенерації. Наприклад, вночі коли є профіцит електроенергії – електрика витрачається на одержання водню, а у період пікового споживання – з утвореного водню генерується електроенергія. Скидну теплоту установок з ЕТПШ та при використанні водню для електрогенерації (наприклад, шляхом спалювання у мікротурбінах) можна використовувати для опалювання супутніх будівель.

Слід зазначити, під час процесу одержання водню з природного газу в ЕТПШ утворюються цінні піровуглецеві [6] та пірографітові

[7] матеріали, що не тільки зменшує викиди CO₂, а і покращує економічну складову процесу.

Описані вище меморандум, стратегія та міжнародний проект можуть сприяти залученню електроенергії з АЕС для вироблення водню у перспективі може надати розвиток та впровадження розробленої технології.

Список посилань:

1. «Енергоатом» і «Нафтогаз» домовилися про співпрацю у сфері водневої енергетики. Сайт Mind.ua. [Електронний ресурс] <https://mind.ua/news/20216209-energoatom-i-naftogaz-domovilisya-pro-spivpracyu-u-sferi-vodnevoyi-energetiki>

2. Олександр Мазурок. Атомна воднева когенерація на АЕС України в рамках проекту Євроатом NPHuCo: перші результати// Матеріали V міжнародної конференції «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику». - Київ, Україна, 2023.

3. Пат. 134616 Україна, МПК (2019.01) C01B 3/00, C01B 2/06 (2006.01). Спосіб одержання водню / К.В. Сімейко, Б.І. Бондаренко, О.П. Кожан, В.М. Дмитрієв, В.С. Рябчук, М.А. Сидоренко, Я.О. Івачкін, О.В. Марасін; заявник і патентовласник: Інститут газу НАН України. – №заявки u201812786. заявл. 22.12.2018; опубл. 25.04.2019, Бюл. № 10.

4. Патент України № 153550. МПК C01B 3/00; C01B 3/24 (2006.01) Спосіб одержання водню з вуглеводнів / К.В. Сімейко, В.М. Дмитрієв, О.А. Загребельний, О.П. Кожан, В.О. Тітко, Д.А. Лавренов, А.Д. Кустовська, Є.В. Малий, М.А. Сидоренко, І.О. Писаренко, В.М. Рябчук, О.В. Марасін. №заявки u202204938, заяв. 22.12.2022, опубл. 19.07.2023. Бюл. № 29.

5. Патент України № 153549. МПК C01B 3/00; C01B 3/06 (2006.01) Спосіб одержання водню з вуглеводневих газів / К.В. Сімейко, В.М. Дмитрієв, О.А. Загребельний, О.П. Кожан, В.О. Тітко, Д.А. Лавренов, А.Д. Кустовська, Є.В. Малий, М.А. Сидоренко, І.О. Писаренко, В.М. Рябчук, О.В. Марасін. №заявки u202204937, заяв. 22.12.2022, опубл. 19.07.2023. Бюл. № 29.

6. Пат. 146598 Україна, МПК C23C16/26. Спосіб одержання піровуглецю / К.В. Сімейко, В.О. Бородуля, С.Ю. Саєнко, К.В. Лобач, О.П. Кожан, В.М. Дмитрієв М.А. Сидоренко, Я.О. Івачкін,

О.В. Марасін, С.С. Кустовський, Р.Є. Чумак; заявник і патентовласник: Інститут газу НАН України. – №заявки u202006806; заявл. 22.10.2020; опубл. 04.03.2021. Бюл. № 9/202.

7. Пат. 146599 Україна, МПК С23С16/26. Спосіб одержання пірографіту / К.В. Сімейко, В.О. Бородуля, С.Ю. Саєнко, К.В. Лобач, О.П. Кожан, В.М. Дмитрієв, М.А. Сидоренко, Я.О. Івачкін, О.В. Марасін, І.О. Писаренко, В.С. Рябчук; заявник і патентовласник: Інститут газу НАН України. – №заявки u202006807; заявл. 22.10.2020; опубл. 03.03.2021. Бюл. № 9/2021.

УДК 661.666

РОЗРОБКА МЕТОДИКИ ОДНОЧАСНОГО ВИЗНАЧЕННЯ СКЛАДУ СКИДНОГО ГАЗУ ТА ЗОЛЬНОСТІ ПІД ЧАС СПАЛЮВАННЯ (ДЛЯ ДОСЛІДНИЦЬКИХ ЦІЛЕЙ) ОПРОМІНЕНОГО ГРАФІТУ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК

*Сімейко К.В. (д.т.н.)¹, Синяговський А.О.¹, Краснов В.О.¹,
Дорошенко А.О.¹, Купріянчук С.В.¹, Сабенін П.В.¹, Малий Є.В.
(к.ф-м.н.)²*

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

²Інститут ядерних досліджень НАН України,
просп. Науки, 47, 02000, м. Київ, Україна.

Контактний e-mail: k.simeiko@ispnpp.kiev.ua

Ключові слова: ядерний графіт, поводження з радіоактивними відходами, ядерні реактори з графітовим сповільнювачем, Чорнобильська АЕС.

Реакторний графіт становить більшу частину накопичених у світі твердих радіоактивних відходів, тому пошук способів поводження з ним є актуальною науковою проблемою. Найчастіше розглядаються два варіанти поводження з відпрацьованим

°С відбирають проби скидного газу в колбу і проводять визначення хімічного та/або ізотопного складу.

Поєднання цих двох методів дозволить одночасно визначати як склад скидного газу (у т.ч. ізотопний) так і зольність обробленого графіту. На рис. 2 наведена спрощена принципово-технологічна схема установки для поєднання даних методів.

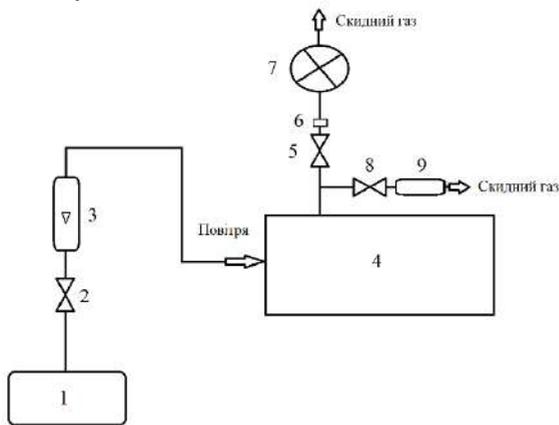


Рис. 2. Спрощена принципово-технологічна схема установки для одночасного визначення зольності та складу скидного газу при спалюванні опроміненого графіту ядерних установок: 1- компресор, 2, 5, 8- вентилі, 3- ротаметр, 4- муфельна піч, 6- фільтр, 7- насос, 9- колба.

Надалі передбачається розробка прототипу даної установки та її випробування з подальшим використанням для визначення радіоактивних ізотопів у опроміненому графіті ядерних реакторів.

Дослідження проведені в рамках НДР: «Розробка методики та обладнання для визначення складу скидного газу при спалюванні опроміненого графіту ядерних установок» (грант для підтримки проектів науково-дослідних робіт молодих вчених НАН України), № держреєстрації: 0123U102978.

Список посилань:

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

2. Заявка на патент України №u202303564. МПК С01В32/20; С01В32/23; С01В32/205 Метод визначення зольності графіту / К.В. Сімейко, А.В. Носовський, В.О. Краснов, А.О. Сияговський, А.О. Дорошенко, С.В. Купріячук / Заявник та власник: Інститут проблем безпеки АЕС НАН України // Приоритет від 24.07.2023.

3. Заявка на патент України №u202303562. МПК С01В32/20; С01В32/23; С01В32/205 Метод визначення складу скидного газу при спалюванні графіту/ К.В. Сімейко, А.В. Носовський, В.О. Краснов, А.О. Сияговський, А.О. Дорошенко, С.В. Купріячук / Заявник та власник: Інститут проблем безпеки АЕС НАН України // Приоритет від 24.07.2023.

УДК 621.315.592

ПЕРСПЕКТИВИ ВИКОРИСТАННЯ АЛМАЗОПОДІБНИХ ПОКРИТТІВ У CdZnTe-ДЕТЕКТОРАХ ДЛЯ РАДІАЦІЙНОГО КОНТРОЛЮ БЕЗПЕКИ ТА ДОВКІЛЛЯ

Смірнов О. Б. (к.ф.-м.н.)¹, Савкіна Р.К. (д. ф.-м. н.)¹, Малий Є.В. (к.ф.-м.н.)², Стратілат Д.П. (аспірант)²

¹Інститут фізики напівпровідників ім. В.Є. Лашкарьова НАН України, просп. Науки, 41, 03028, м. Київ

²Інститут ядерних досліджень НАН України, просп. Науки, 47, 03028, м. Київ

Контактний e-mail: evgen.malyj@gmail.com

Ключові слова: детектори, ядерно-фізичні установки, напівпровідники, CdZnTe

Наявність в Україні потужного атомно-промислового комплексу, ядерно-фізичних установок, об'єктів ядерної енергетики та об'єктів, пов'язаних з радіаційними технологіями, зумовлює потребу в ефективних системах виявлення радіологічного забруднення та ідентифікації джерел радіації, що вимагає розробки та вдосконалення систем радіологічної безпеки. Напівпровідникові

детектори активно використовуються для реєстрації різноманітних видів випромінювань та частинок. Важливу роль відіграють радіаційні та рахункові характеристики і їх залежність від інтенсивності та енергії частинок і випромінювань. У свою чергу радіаційні характеристики залежать від конструктивних і технологічних параметрів напівпровідникового матеріалу детектора.

CdZnTe є перспективним матеріалом для виробництва x - і γ -детекторів, що працюють при кімнатній температурі і виробляють струм під дією напруги затвора після впливу високоенергетичного випромінювання.

Основна ідея нашої роботи - це розробка йонно-плазмової технології обробки поверхні напівпровідника CdZnTe, яка забезпечує модифікацію та пасивацію поверхні, зокрема алмазоподібними вуглецевими плівками, що підвищує робочі характеристики x/γ -детекторного матеріалу. Цей матеріал є широкозонним напівпровідником і детектори на його основі характеризуються низькими струмами витоку, стійкими функціональними характеристиками та працюють при кімнатній температурі. Але продуктивність детекторів, виготовлених з CdZnTe, обмежується струмом витоку приладів. Пасивація поверхні детекторів є ефективною методикою для контролю цього параметра та пов'язаного з ним електронного шуму.

Алмазоподібні вуглецеві плівки (DLC) складаються з гібридизованого sp^2 і sp^3 вуглецю (зі структурою графіту/алмазу) та водню. Такі властивості DLC, як висока твердість, прозорість в інфрачервоному діапазоні, низький коефіцієнт тертя, хімічна інертність дозволяють використовувати їх як пасивуючі, захисні та просвітлюючі покриття в різних галузях промисловості від сонячної енергетики до медичного протезування. Крім того, алмазоподібні вуглецеві плівки достатньо толерантні до дії рентгенівського опромінення. Ця властивість ґрунтується на радіаційній стійкості алмазу і є наслідком сильних зв'язків у DLC та перевищує радіаційну стійкість кремнію.

Йонно-плазмова обробка зразків та нанесення алмазоподібної вуглецевої плівки проводилися на *p*-тип $\text{Cd}_{1-x}\text{Zn}_x\text{Te}$ ($x \sim 2\%$) зразків ($2 \times 2 \times 5$) мм.

Аналізуючи вольт-амперні характеристики зразків до та після обробки, встановлено, що технологія пасивації поверхні монокристалів CdZnTe алмазоподібними вуглецевими плівками дозволяє отримати CdZnTe x -/ γ -детектори з низьким струмом витоку, високоенергетичною роздільною здатністю та стійкістю функціональних характеристик. Зроблено висновок, що ефект значного зменшення струму витоку (не менше ніж у 10 разів) є результатом пасивації бічних поверхонь детекторного матеріалу алмазоподібною вуглецевою плівкою, що призводить до збільшення питомого опору з 10^8 до 10^9 Ом . Також враховано вплив контактів на характер ВАХ та вдосконалено технологію виготовлення Au контактів, що дозволить підвищити робочі значення напруги зміщення в детекторній структурі і тим самим покращити ефективність детектування.

Отже ця технологія дозволяє оптимізувати виробництво детекторів x -/ γ -випромінювання на основі монокристалів $\text{Cd}_{1-x}\text{Zn}_x\text{Te}$ з високою енергетичною роздільною здатністю. Обробка детекторного матеріалу зменшує струми витоку, що підвищує ефективність виявлення джерел йонізації, ідентифікацію радіоактивних забруднень і моніторинг навколишнього середовища та ядерних установок.

РОЗРОБКА МЕТОДІВ ЛАЗЕРНОЇ ФРАГМЕНТАЦІЇ ЛПВМ НА ОСНОВІ ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНИХ ДОСЛІДЖЕНЬ З ІМІТАТОРАМИ

Проскурін О.С.

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

Проект перетворення об'єкта «Укриття» (ОУ) на екологічно безпечну систему має також включати переробку та зберігання значної кількості паливовмісних матеріалів, які в значній мірі зосередженні в важкодоступних приміщеннях нижніх відміток блоку 4. Це потребує фрагментації, збору, сортування та подальшого зберігання понад 2000 м³ матеріалів, які містять приблизно 200 тон палива.

Традиційні методи фрагментації, що використовуються при демонтажі будівельних чи інших конструкцій, призводять до значного пилоутворення, забруднення виконавчого інструменту та потребують потужного охолодження зі значними витратами рідини. У випадку паливовмісних матеріалів потрібно дотримуватися норм радіаційної безпеки, запобігти утворенню аерозолів та мінімізувати кількість радіоактивних відходів. Актуальність розробки технології сухої лазерної фрагментації виникає, в першу чергу, через переваги щодо радіаційної безпеки перед іншими методами.

Основу лавоподібних паливовмісних матеріалів є уран кремній цирконієва суспензія. Структуру і характеристики окремих скупчень значною мірою визначається умовами освіти, складом, і навіть впливом зовнішніх чинників протягом тривалого часу. Складовими скупчень є чорна і коричнева кераміка, яка відрізняється за властивостями в широкому діапазоні (пористість, поверхня, склад, твердість, маркоструктура). Загалом типова структура ЛПВМ це неоднорідна силікатна матриця з великою кількістю включень.

Через складність використання зразків у лабораторних випробуваннях була розглянута можливість застосування реалістичних імітаторів та вирішено використовувати для експериментальних досліджень базальт і металургійний шлак через відповідність ключових характеристик, складу та характерної структури. Операції лазерного різання показали високу відповідність з ідентичним імітатором ЛТСМ.

Важливу частиною технологіє для лазерної фрагментації є явище терморозколювання в результаті утворення термопружних напружень.

Проведені досліді дозволили визначити оптимальні режими лазерної системи та виявити перелік вимог для різання ЛТСМ. Детальне дослідження простих операцій, як різання та буріння в базальті, шлаку та бетоні дозволило виявити залежності від налаштувань та способи досягнення кращих результатів. Основна проблема це налаштування подачі газу та видування взятого переплавленого матеріалу при ненаскрізному різі матеріалу. Відпрацьовано чистий лазерний різ шлаку товщиною понад 80мм при 3кВт потужності. При бурінні отворів можна спровокувати тріщинообразування, комбіную буріння і лізирний різ можна контролювати напрямок тріщин і руйнування. Значний вплив на прості операції а також на утворення тріщин надає волога в зразку при її накопиченні значно покращуються процеси фрагментації. Експерименти з пульсацією лазерна показало потенціал оптимізації технології через поліпшення якості різу та зменшення аерозолів.

Окреслено розробку технології лазерного різання та формування різних методик для утворення загальносистемного підходу до фрагментації ЛПВМ. Ключовими операціями технології є операції ненаскрізного лазерного різання та буріння. Технологи контролюваного тріщиноутворення і створення слабких зон, з урахуванням факторів як вид розплавленого матеріалу, і вплив вологи дозволить формувати підходи до фрагментації конкретних скупчень залежно від характеру самого скупчення. Нарешті розглянуто комплексний підхід якої поєднує методики лазерної фрагментації з додатковим механічним впливом, що повинно

забезпечити подрібнення скупчення для подальшої контейнеризації матеріалів при мінімальному утворенні відходів та аерозолів.

УДК 556 + 621

ІННОВАЦІЙНА ТЕХНОЛОГІЯ ОБРОБКИ ВОДНОГО СЕРЕДОВИЩА В ЄДИНОМУ ПОТОЦІ

Письменний Б.В. (к.т.н.)¹, Dr. Perebyynis O.², Спасьонова Л.М. (к.х.н., доц.)³

¹ ТОВ Науково-технічний Центр «НІГРІ», Україна, м. Кривий Ріг Дніпропетровської області, вул. Матросова, 75а

² TST INVESTMENT, INC., USA

³ НТУУ «КПІ ім. Ігоря Сікорського», Україна, м. Київ, пр.Берестейський, 37

Контактні e-mail: pbw@ukr.net; perebyynis59@gmail.com; lar_spas@yahoo.com

Ключові слова: технологія підготовки води, водне середовище, дослідження технології, реактор, парові котли.

Використання води в різних технологічних процесах передбачає попередню підготовку водного середовища, що включає вміст домішок з різним кількісним, фізичним, хімічним складом та фазовим станом. Усі технологічні процеси за участі водного середовища побудовані на зовнішньому впливі тих чи інших чинників на середовище. Таким чином, водне середовище є динамічною структурою як вкрай нестійкою системою, характеристики якої змінюються нелінійно під дією навіть незначних зовнішніх збурень. Таким чином, існуючі методи аналізу не дозволяють з достатньою надійністю представляти стан водного середовища в даний конкретний момент. Впливи зовнішнього впливу оцінюються з урахуванням непрямого аналізу параметрів технологічного процесу, і навіть дослідження результатів

лабораторних досліджень вихідного і кінцевого продукту. З цієї причини всі існуючі технології підготовки води в кожному конкретному випадку є унікальним у своєму роді процесом [1].

Відомі технології обробки використовують принцип лінійного часу, тобто послідовної зміни хімічного складу водного середовища і видалення небажаних домішок або корисного продукту поетапно на окремому комплекті обладнання. Відповідно доводиться з урахуванням швидкості перебігу окремих фаз технологічного процесу проводити розрив потоку за рахунок накопичувальних ємностей або вимушеного збільшення розмірів обладнання.

У кожному разі технологічний процес індивідуальний і потребує специфічного підходу. В результаті високі капітальні та експлуатаційні витрати, велике споживання технологічної води для обслуговування обладнання, необхідність у значному складі та високій кваліфікації обслуговуючого персоналу. Відповідно, актуальними є технології, які не мають таких недоліків.

Якщо врахувати, що у кожному випадку вихідне водне середовище має унікальний склад і властивості за необхідної якості готового продукту, реальні результати може дати технологічний процес, побудований на єдиному принциповому підході.

У рамках пошуку оптимального вирішення проблеми передбачалася розробка технологічного процесу підготовки потоку водного середовища в єдиному реакторі шляхом обробки електромагнітними полями на основі віртуальної моделі. В результаті лабораторних та промислових випробувань з'ясувалося, що на підставі віртуального варіанту можна отримати реальну модель технологічного процесу з урахуванням вихідних конкретних умов щодо вихідного водного середовища та необхідних вихідних показників.

Спочатку лабораторні дослідження проводилися на водному середовищі з різним складом. Швидкість седиментації зростала у кілька разів у порівнянні з природним осадженням у гравітаційному полі, причому для часток розміром до 0,1 мкм. Вміст розчинних домішок вдавалося досягати у необхідних межах в очищеній воді. Так вміст кальцію та магнію знижувався до 99 %, сульфатів до 40 %, силікатів до 95 %, заліза до 99 %.

Для промислових випробувань було створено установку як реактор з продуктивністю 5 м³/год. Налаштування технології проводились вручну на підставі лабораторних досліджень та коригування параметрів процесів за результатами пробних запусків.

Результати промислових випробувань в ході розвитку досліджень:

1. Очищення стоків після прес-фільтрів з використанням бельтингу в керамічному виробництві під час збагачення глини. Продуктивність 25 м³/год. Вид домішки каолін, середній вміст у воді 50 г/дм³. Максимальний розмір часток – 5 мкм. У загальній масі частинок <1 мкм не менше 90 % маси. При використанні технології очищення в єдиному потоці досліджуваної технології вміст домішок у воді після очищення становив в середньому 1500 мг/дм³.

2. Випробування під час підготовки води для живлення парового котла продуктивністю по пару 8,5 т/год. Через місяць наліт у вигляді кальцитів і силікатів на внутрішніх поверхнях труб котла був відсутній. За штатною технологією за такий термін наліт становив 150 мкм, за якого втрати не менше 15%.

3. Випробування технології проводилися під час підготовки води для живлення парового котла продуктивністю по пару 45 т/год. За штатною технологією обсяг продувних вод котла як безповоротних втрат становив щонайменше 15%, втрати скоротилися до 5%.

4. Випробування технології під час підготовки питної води проводилися на діючих фільтрувальних станціях. Жорсткість вдалося знизити вп'ятеро. Вміст заліза не перевищував 0,1 мг/дм³. Вміст домішок вдавалося змінювати в широких межах налаштуваннями технології. Сухий залишок знижувався з 2800 до 800 мг/дм³.

5. Випробування технології проводилися під час очищення баластових вод танкерів. При випробуваннях технології вміст нафтопродуктів у воді після очищення перебував у межах 0,6 мг/дм³ при температурі води 25 °С.

Також з добрими результатами випробування проводилися при знесолюванні морської води та поливанні.

Випробування показали реальну можливість створення на єдиному принципі універсальної промислової технології обробки

водного середовища в єдиному потоці на основі віртуальної моделі, що дозволяє автоматично налаштовувати режими роботи та керувати процесом у процесі експлуатації.

Список посилань:

1. Roy R., Tiller W.A., Bell I., Hoover M.R. The structure of liquid water; Novel insights from materials research. Materials Research Innovations. 2005. №9(4). P. 577-603.

УДК 621.039.5.

РОЗРОБКА АВТОМАТИЗОВАНОГО ЗВАРЮВАЛЬНОГО ПРИБОРУ ДЛЯ ЗАВАРЮВАННЯ КОНТЕЙНЕРІВ ЗІ СКЛОПОДІБНИМИ РАДІОАКТИВНИМИ ВІДХОДАМИ

Садовніков А.С.

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України,
вул. Кірова 36-а, м. Чорнобиль, Україна, 07270.

Контактний e-mail: a.sadovnikov@ispnpp.kiev.ua

Опис проекту: Проект націлений на розробку інноваційного автоматичного зварювального пристрою, спеціально призначеного для надійного та безпечного зварювання контейнерів, що містять склоподібні радіоактивні відходи. Процес зварювання повністю автоматизований, що дозволяє уникнути випромінювання та мінімізувати ризики для здоров'я операторів.

Проблема полягає у тому, що ручне зварювання неможливе через велике випромінювання. Внаслідок цього, виникла необхідність в розробці автоматичного зварювального пристрою. Нами був розроблений пристрій, який за допомогою крану переміщується на контейнер. Де з операційного пункту в безпечному місці, оператор керує пристроєм, здійснюючи операції з герметизації контейнера методом зварювання.

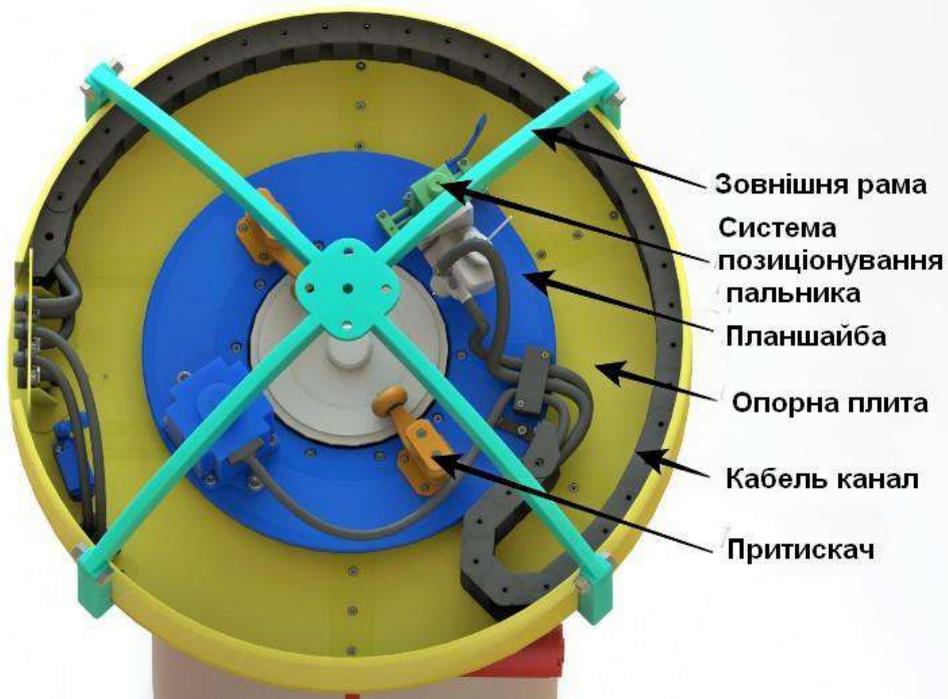


Рис.1 На рисунку показано загальний вид автоматичного зварювального пристрою

Структура пристрою включає у себе округлу опорну плиту, на якій знаходяться всі виконавчі та допоміжні механізми. Основним елементом є зварювальний пальник, розташований на обертовій планшайбі. Ця планшайба має можливість обертатися, що дозволяє налаштувати зварювальний зазор з потрібною точністю. Паралельно з цим, наявні допоміжні механізми, які виконують декілька важливих функцій. Один із них забезпечує стійку фіксацію пристрою в необхідному положенні, інший відповідає за притискання кришки контейнера. Крім того, завдяки цим механізмам, пристрій може бути легко переміщений та закріплений на потрібному контейнері для виконання зварювальних операцій.

БЕЗПЕКА ПЕРЕМІЩЕННЯ ВЯП В ОКРЕМО РОЗТАШОВАНИХ СХОВИЩАХ ВЯП. ВИКОРИСТАННЯ СТАНДАРТІВ США

Сапон М.М. (PhD)

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», вул. Василя Стуса, 35-37, 03142, м. Київ, Україна.

Контактний e-mail: mm_sapon@sstc.ua

Ключові слова: відпрацьоване ядерне паливо, ВЯП, сховище відпрацьованого ядерного палива, СВЯП, ЦСВЯП, СВЯП-2.

Питання безпеки переміщення ВЯП є одним з пріоритетних під час проєктування, спорудження та експлуатації сховищ ВЯП.

Головна мета безпечного переміщення ВЯП – запобігання пошкодженню твел. Для досягнення цієї мети необхідно запобігти падінню ВЯП, ударам тощо. Для цього необхідно забезпечити достатню міцність та надійність транспортно-технологічного обладнання, контроль виконання транспортно-технологічних операцій, запобігання неконтрольованим переміщенням елементів обладнання тощо.

Основними нормативними документами (НД) в сфері ядерної та радіаційної безпеки, що регламентують безпечне поводження з ВЯП є: НП 306.2.221-2019 «Вимоги безпеки під час поводження з ядерним паливом» [1] та НП 306.2.105-2004 «Основні положення забезпечення безпеки проміжних сховищ відпрацьованого ядерного палива сухого типу» [2]. Зазначені НД практично не містять вимоги до конструкцій транспортно-технологічного обладнання. Такі вимоги встановлені в НПАОП 0.00-1.80-18 «Правила охорони праці під час експлуатації вантажопідіймальних кранів, підіймальних пристроїв і відповідного обладнання» [3]. Але цей документ, переважно, стосується транспортно-технологічного обладнання загальнопромислового призначення. Спеціальні вимоги до

обладнання, що використовується для переміщення ВЯП, в НД у сфері ядерної та радіаційної безпеки не встановлені. У такому разі можливе використання вимог НД інших держав, якщо ці вимоги не суперечать національним НД України. Наприклад, НД Сполучених Штатів Америки (США) [4-5], які використовувалися під час створення транспортно-технологічного обладнання сховища відпрацьованого ядерного палива сухого типу Чорнобильської АЕС (СВЯП-2) та Централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива (ЦСВЯП), а саме: ASME NOG-1-2010 «Rules for Construction of Overhead and Gantry Cranes (Top Running Bridge, Multiple Girder)» [4] та ANSI N14.6-1993 «Radioactive Materials - Special Lifting Devices for Shipping Containers Weighing 10 000 Pounds (4500 kg) or More» [5].

Список посилань:

1. НП 306.2.221-2019 Вимоги безпеки під час поводження з ядерним паливом.
2. НП 306.2.105-2004 Основні положення забезпечення безпеки проміжних сховищ відпрацьованого ядерного палива сухого типу.
3. НПАОП 0.00-1.80-18 Правила охорони праці під час експлуатації вантажопідіймальних кранів, підіймальних пристроїв і відповідного обладнання.
4. ASME NOG-1-2010 Rules for Construction of Overhead and Gantry Cranes (Top Running Bridge, Multiple Girder).
5. ANSI N14.6-1993 Radioactive Materials – Special Lifting Devices for Shipping Containers Weighing 10 000 Pounds (4500 kg) or More.

РОЗРОБКА ТЕХНОЛОГІЇ СИЛІЦІЙОВАНОГО ГРАФІТУ ДЛЯ УЩІЛЬНЮЮЧИХ КІЛЕЦЬ НАСОСІВ КОНТУРІВ ОХОЛОДЖЕННЯ АТОМНИХ РЕАКТОРІВ

*Гадзира М.П.(д.т.н.)¹, Тимошенко Я.Г. (к.т.н.)¹, Пінчук М.О¹,
Давидчук Н.К¹ (к.т.н.), Дубров О.М. ²(к.т.н.)*

¹ Інститут проблем матеріалознавства ім.І.М.Францевича НАН
України, вул. Омеляна Пріцака, 3, Київ, Україна

² ТОВ “Нові керамічні технології. ”, вул. Бойчука, 10а, м. Київ,
Україна

Контактний e-mail: dep14@ipms.kiev.ua, dr.oleks@gmail.com

Ключові слова: карбід кремнію, графіт, силіціювання,
силіційований графіт, мікроструктура, ущільнюючі кільця.

Силіціюванням пористих заготовок на основі вітчизняної вуглецевої сировини встановлені режими формування композиційного матеріалу з контрольованим вмістом фаз карбиду кремнію, кремнію та графіту (рис.1). Показано, що фракційний склад вихідної шихти на основі порошкової вуглецевої сировини, утвореної із електродного графіту марки ЕГ-0 суттєво впливає на співвідношення фаз в процесі інфільтрації пористих заготовок. Встановлено, що тривалість процесу силіціювання залежить від вихідної густини, а фізико-механічні характеристики сформованого силіційованого графіту – від фракційного складу. При певному співвідношенні розмірів частинок вихідної шихти відбувається формування структури, що забезпечує поєднання високих параметрів міцності, зносостійкості та стійкості до термічних навантажень.

Аналіз спектрів комбінаційного розсіювання світла показав присутність в структурі створеного силіційованого графіту фази карбиду кремнію, кремнію з кристалічною, нанокристалічною та

аморфною структурами, а також графіту з різним ступенем впорядкування. Фаза карбїду кремнію характеризується проявом його кубїчної високо дефектної 3С- β -SiC структури. Показано, що графітові включення можуть вмїщувати нанорозмірні алмазні включення, формування яких може відбуватись завдяки дії стискуючих напруг, зумовлених зростанням мікроб'єму при кристалізації фази кремнію (рис. 2).

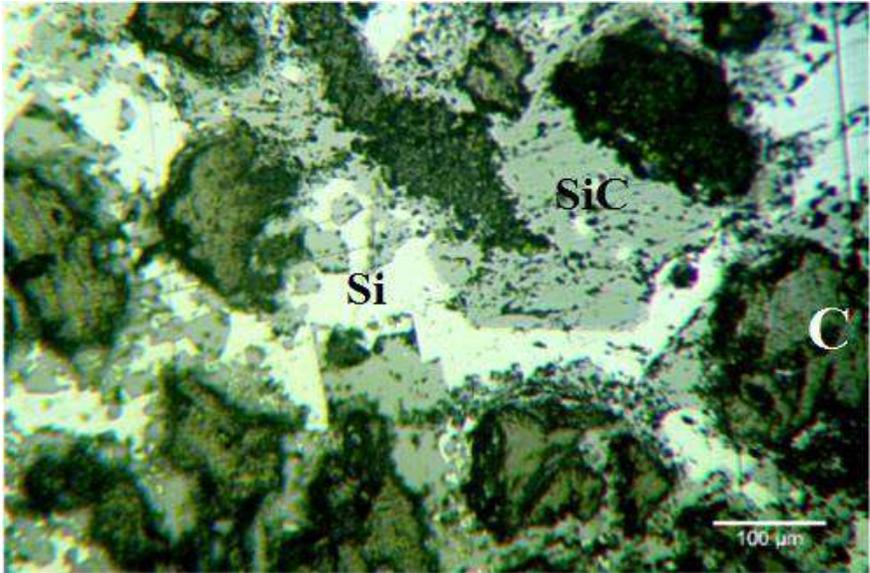


Рис. 1. Мікструктура створеного силіційованого графіту СГП-0.5

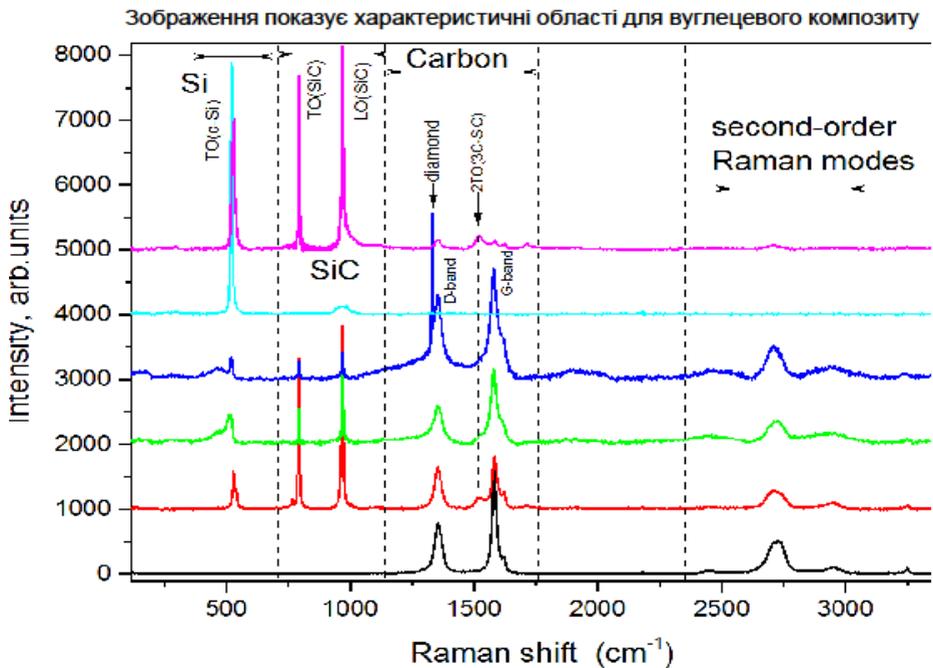


Рис. 2. *Спектри комбінаційного розсіювання світла для різних ділянок створеного силіційованого графіту*

Дослідженнями фізико-механічних характеристик створеного силіційованого графіту (табл. 1) встановлена мікропластична поведінка в процесі його деформації. Згідно діаграми залежності зусилля від переміщення рівень мікропластичності досягає до 3% (рис. 3). Така характеристика є відповідальною за стійкість до термічних навантажень, що забезпечується достатнім вмістом фази графіту в структурі.

Таблиця 1.

Властивості силіційованого графіту від різних виробників

Властивості	СГ (НДІ) Графіт, Росія	СГ, ІПМ НАНУ	СаSiC, Німеччина	PG-9725, Великобританія	SD-DSG, США
Густина, кг/м ³	2700-2800	2600-2700	2900	2800	2800
Межа міцності при стиску, МПа на згин, МПа	900-1000 140-160	400-480 120-140	630 120	550 130	675 200
Коеф. теплопров., Вт/мК	120-130	-	120	90	125
КІТР 10° К	-	4.2	3.9	2.3	4.4
Хімічний склад:					
SiC	70-75	57	75	-	-
Si	10-15	12	10	-	-
C	20-15	31	15	-	-

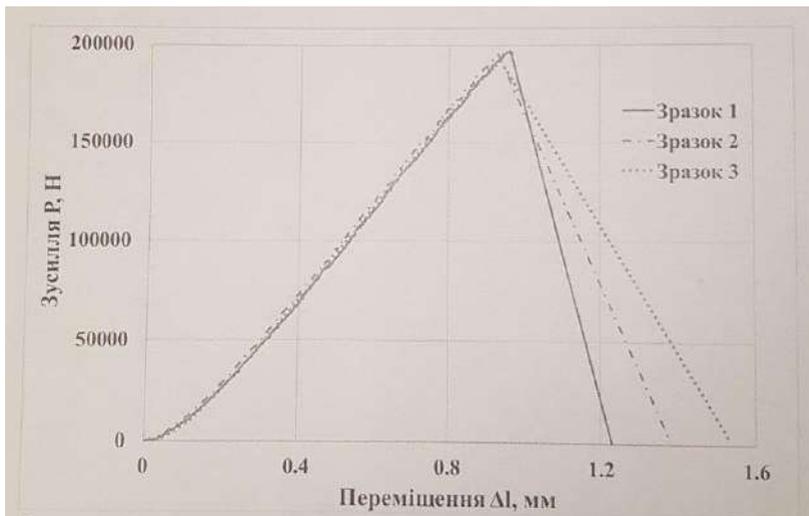


Рис. 3. Діаграма залежності навантаження від переміщення дослідних зразків створеного силіційованого графіту

Створена дослідно-промислова ділянка з виробництва ущільнюючих кілець всіх типорозмірів спроможна задовольнити потреби всіх атомних електростанцій України для насосів контурів охолодження (рис.4)



Рис. 4. Заготовки типорозмірів кілець із створеного силіційованого графіту СГП-0.5

УДК: 53.08:621.38;53.08:621.317, 520.8-7, 621.039

РОЗРОБКА ЦИФРОВОГО АНАЛІЗАТОРА ІМПУЛЬСНИХ СИГНАЛІВ ДЛЯ ГЕРМАНІЕВИХ ГАММА ДЕТЕКТОРІВ

Чаплинський Р.Ю. (к.т.н.), Доронін М.І., Микитюк Т.В. (к.ф-м.н.), Петросян Е.Є.

Інститут ядерних досліджень НАН України, просп. Науки, 47,
02000, м. Київ, Україна.

Контактний e-mail: r_charplynskyu@spectrometr.com

Ключові слова: ядерна електроніка, гамма спектрометрія, детектори з особливо чистого германію.

Гамма спектрометри на основі детекторів з особливо чистого германію (ОЧГ) знайшли широке застосування зокрема в атомній енергетиці для контролю радіонуклідного складу теплоносія першого контуру. Основні переваги таких спектрометрів висока роздільна здатність, ефективність реєстрації та широкий динамічний діапазон [1]. Ці характеристики забезпечуються

зокрема завдяки сучасним складним і тому дорогим аналізаторів імпульсних сигналів. В роботі представлені результати розробки першого в Україні схемо-технічно простого вбудованого модуля цифрового аналізатора імпульсних сигналів (DMCA) з характеристиками близькими до кращих серійних аналогів для ОЧГ детекторів.

Вхідна аналогова частина розробленого DMCA представляє собою програмований підсилювач з коефіцієнтами підсилення 10, 4.5, 2, 1, 0.5 0.25, 0.1 з функцією зміни полярності вхідного сигналу. Підсилювач організовано безпосередньо на драйвері АЦП AD8139. Сигнал з програмованого підсилювача оцифровується швидким 16-ти бітним АЦП LTC2208. Обробка цифрового сигналу та керування програмованим підсилювачем реалізована у вбудованому програмному забезпеченні (ВПЗ) ПЛІС Artix7 XC7A100T фірми Xilinx, написаній на Verilog HDL. ВПЗ ПЛІС працює в режимі реального часу синхронно з АЦП, алгоритми і моделювання роботи алгоритмів ВПЗ ПЛІС описано в [2]. Обмін інформацією та керування ПЛІС з персонального комп'ютера відбувається за допомогою мосту UART-USB на мікросхемі CP2104. Розроблений модуль живиться цілковито від USB, що забезпечує простоту в використанні. Для керування модулем та відображення даних розроблено програму емулятора DMCA на Python 3, під OS Windows 7, 10, 11. Модуль здатний працювати в режимах: осцилографа, відображення сформованого спектрометричного сигналу (рис. 2) та накопичення і передачі спектру на ПК.

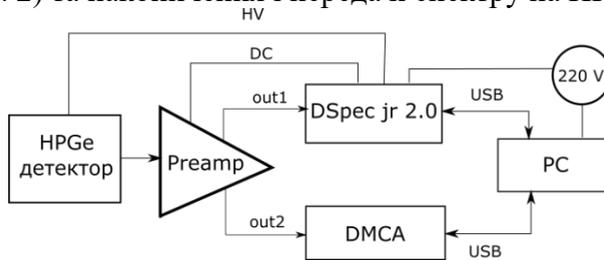


Рис. 1. Блок-схема експериментальної установки для вимірювання спектрометричних характеристик

Тестування прототипу модуля відбувалося шляхом порівняння спектрометричних характеристик DMCA з гамма-спектрометричним трактом на основі ОЧГ детектору GEM60 та

цифрового аналізатора DSpec jr. 2.0 фірми Ortec США. Блок-схема експерименту представлена на рис. 1.

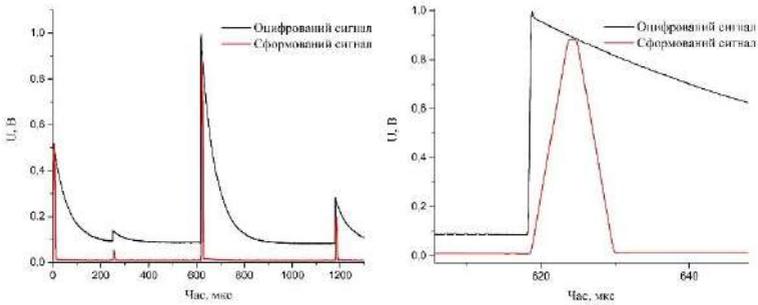


Рис. 2. Осцилограми вхідного та сформованого сигнали

На рис 2 можна бачити як застосування цифрових алгоритмів до оцифрованого вхідного сигналу підвищує завантаження та розділову здатність спектрометричного тракту шляхом укорочення імпульсів та зменшення амплітуди шумів.

Шляхом накопичення гамма спектрів точкових джерел ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co рис. 3 була оцінена роздільна здатність і форма піку. Інтегральна нелінійність та залежність ПШПВ від енергії були оцінені шляхом накопичення спектрів об'ємних джерел ^{152}Eu ^{137}Cs ^{44}Tl і ^{232}Th рис. 4.

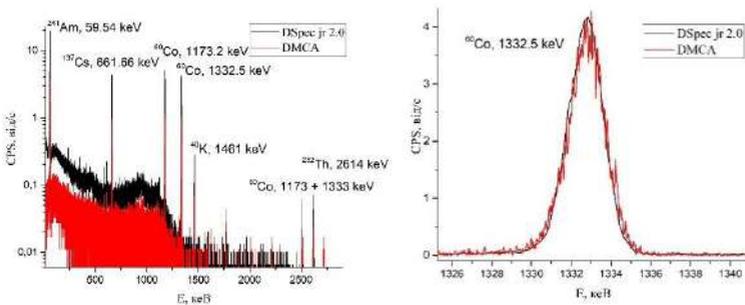


Рис. 3. Спектри точкових джерел ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co .

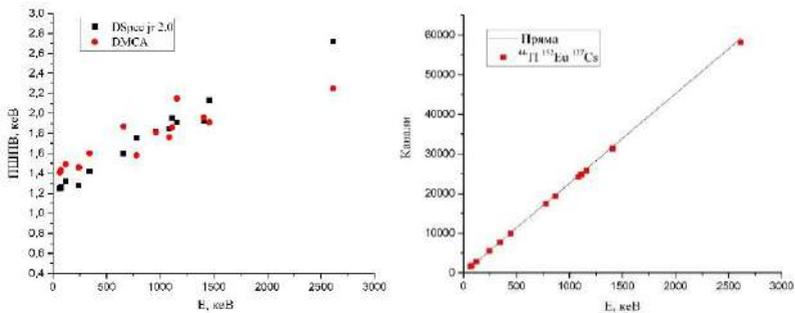


Рис. 4. Роздільна здатність та інтегральна нелінійність

В результаті роботи розроблено схемо-технічне рішення, друковану плату, програмне забезпечення емулятора та вбудоване програмне забезпечення ПЛІС, проведено налагодження плати схемо-технічно простого, доступного, вбудованого модуля цифрового аналізатора імпульсних сигналів на основі ПЛІС для роботи в реальному часі. В результаті тестування модуля шляхом порівняння з серійним цифровим аналізатором та HPGe детектором, отримані задовільні спектрометричні характеристики представлені в табл. 1.

Таблиця 1

Спектрометричні характеристики

	ПШПВ ^{241}Am (59keV)	ПШПВ ^{137}Cs (661 keV)	ПШПВ ^{60}Co (1332.5 keV)	INL, %	Канали
DSpec jr 2.0	1.2	1.66	2.03	± 0.19	16384
DMCA	1.37	1.63	1.86	± 0.18	65508

Список посилань:

1. Knoll, G.F. Radiation Detection and Measurement. 4th Edition, Wiley, Hoboken (2010).
2. Р.Ю. Чаплинський та інші. «Ужгородська школа з атомної фізики та квантової електроніки». (Ужгород 2022), 26-27 травня.

РАДІАЦІЙНИЙ МОНІТОРИНГ В УМОВАХ ВІЙСЬКОВИХ ДІЙ

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

ТОВ «Науково-виробниче підприємство

“АТОМКОМПЛЕКСПРИЛАД”»,

вул. Магнітогорська, 1, м. Київ, Україна, 02660,

e-mail: akp@akp.kiev.ua; факс: (380-44)-5028918; <http://akp.com.ua/>

Ключові слова: ядерна установка, радіаційний моніторинг, спектрометрія ядерних випромінювань

Військові дії на території України, особливо на територіях, прилеглих до ядерних об'єктів, можуть стати причиною навіть регіональної ядерної аварії відповідно до визначення НРБУ-97. Незважаючи на унікальність такої події, її наслідки в цілому відповідають ранній фазі комунальної аварії. Відмінність може полягати у фізичній природі джерела радіоактивного забруднення. Взагалі таких джерел може бути два типи – ядерна установка у широкому розумінні цього поняття, що включає реакторну установку та елементи, що необхідні для її функціонування, приміщення для поводження з свіжим ядерним паливом, а також сховища для зберігання відпрацьованого ядерного палива або радіоактивних відходів.

У цій доповіді автори намагаються оцінити можливі загрози внаслідок інциденту з пошкодженням певних частин ядерної установки та можливості характеристики радіаційних наслідків такої події, моніторингу довкілля за допомогою технічних та методичних засобів, розроблених НВП “АТОМКОМПЛЕКСПРИЛАД”.

РОЗВИТОК СПЕКТРОМЕТРИЧНИХ МЕТОДІВ У КОНТРОЛІ ЯДЕРНОЇ ТА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

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

ТОВ «Науково-виробниче підприємство

“АТОМКОМПЛЕКСПРИЛАД”»,

вул. Магнітогорська, 1, м. Київ, Україна, 02660,

e-mail: akp@akp.kiev.ua; факс: (380-44)-5028918; <http://akp.com.ua/>

Ключові слова: ядерна установка, радіаційний моніторинг, спектрометрія ядерних випромінювань

Представлені прилади та системи, що дозволяють використовувати методи радіаційного моніторингу ядерних установок, засновані на застосуванні спектрометрії гамма-випромінювання для:

- контролю цілісності захисних бар'єрів;
- визначення ізотопного складу технологічних середовищ;
- визначення величини протікання парогенераторів;
- характеристики радіоактивних відходів;
- радіаційного моніторингу в умовах нормальної експлуатації та радіаційної аварії на ядерних установках.

Вказані можливості подальшого розвитку спектрометричних методів для оцінювання стану безпеки ядерних об'єктів.

ТОВ НВП "АТОМКОМПЛЕКСПРИЛАД" (НВП «АКП») послідовно впроваджує цілісний підхід до радіаційного контролю ядерних установок.

Багаторічний досвід розробки, виробництва та впровадження систем і комплексів радіаційного контролю та положення основоположних документів (перш за все НРБУ-97) показує, що відповідність основним критеріям безпеки може бути перевірена за допомогою методів ядерної спектроскопії, оскільки саме наявність та рівень активності певних радіонуклідів є прямим показником

безпеки установки в цілому, цілісності окремих бар'єрів безпеки, вирішення задач моніторингу довкілля.

Продукція НВП «АКП» забезпечує вирішення всього спектру завдань по контролю радіонуклідів в об'єктах навколишнього середовища, сільськогосподарської продукції, продуктах харчування, будівельних матеріалах, металобрухту тощо.

Сучасний розвиток засобів обчислювальної техніки дозволяє створювати системи, які спроможні вирішувати окремі завдання у завершеному вигляді. Перспективи розвитку підприємства полягають в максимальному задоволенні потреб замовників, починаючи із модифікації під вимоги замовників приладів, які серійно виготовляються, проведення монтажу, гарантійного та післягарантійного обслуговування, навчання персоналу, в разі потреби, додаткової розробки спеціальних методик виконання вимірювань, окрім вже затверджених МВВ, які надаються при поставці приладів та систем.

ЦИФРОВА КООРДИНАЦІЯ КРИТИЧНИХ ІНФРАСТРУКТУР

Горбачук В.М. (д.ф.-м.н.), Бардадим Т.О. (к.ф.-м.н.), Лупей М.І. (к.т.н.), Ніколенко Д.І., Сулейманов С.-Б., Батіг Л.О., Рибачок Д.О.

Інститут кібернетики імені В.М.Глушкова НАН України,
проспект Академіка Глушкова, 40, 03187, м. Київ, Україна.

Контактний e-mail: GorbachukVasyl@netscape.net

Ключові слова: *резильєнтність, сектори критичної інфраструктури, взаємозалежність, каскадні ефекти, ядерні енергоблоки.*

12 лютого 2013 р. Офіс прес-секретаря Виконавчого офісу президента США оприлюднив президентську політичну директиву (Presidential Policy Directive / PPD-21) на тему «Безпека і резильєнтність критичної інфраструктури». Ця директива просуває національну єдність зусиль для зміцнення і підтримання безпечної, функціональної та резильєнтної критичної інфраструктури (КІ), а також ідентифікує 16 секторів КІ та призначає відповідні федеральні спеціалізовані на секторах агентства США. У деяких випадках призначаються кілька агентств, які поділяють ролі та відповідальності. Міністр внутрішньої безпеки США має періодично оцінювати потребу в змінах секторів КІ, схвалювати такі зміни, консультуватися з помічником президента США з внутрішньої безпеки й боротьби з тероризмом перед зміною сектора КІ чи відповідного агентства.

Секторами КІ США є: 1) хімічний сектор (Міністерство внутрішньої безпеки (Department of Homeland Security, DHS)); 2) комерційні об'єкти (DHS); 3) комунікації (DHS); 4) критичне виробництво (DHS); 5) дамби (DHS); 6) оборонна промислова база

(Міністерство оборони США); 7) екстрені служби (DHS); 8) енергетика (Міністерство енергетики); 9) фінансові послуги (Міністерство фінансів); 10) продовольство і сільське господарство (Міністерство сільського господарства, Міністерство охорони здоров'я та соціальних служб); 11) державні установи (Директорат менеджменту (раніше – Адміністрація загальних послуг), DHS); 12) охорона здоров'я та громадське здоров'я (Міністерство охорони здоров'я та соціальних служб); 13) інформаційні технології (DHS); 14) ядерні реактори, матеріали та відходи (DHS); 15) транспортні системи (DHS, Міністерство транспорту); 16) системи водопостачання та водовідведення (Агентство з охорони довкілля).

США мають розгалужену цивільну ядерну КІ 14) від енергоблоків, які забезпечують електроенергією мільйони громадян, до медичних ізотопів, що використовуються для лікування. CISA (у складі DHS) пропонує по всьому ядерному сектору багато ресурсів для допомоги власникам та операторам управляти ризиками, поліпшувати безпеку, сприяти впровадженню та виконанню заходів захисту і реагування. CISA є відповідальним за координування безпеки і резильєнтності ядерного сектору. На 2023 р. КІ 14) включає:

92 активні енергоблоки у 30 штатах, які безпечно генерують майже 20% електрики США (у США не реєструвалися летальні випадки серед цивільного населення, пов'язані з роботою АЕС, починаючи від запуску першої експериментальної АЕС у штаті Айдахо у 1951 р.); 31 дослідницький і випробувальний ядерний реактор в університетах і національних лабораторіях (ці реактори виробляють медичні та промислові ізотопи для лікування та надання радіографічних послуг, а також для проведення академічних досліджень за багатьма галузями, включаючи фізику, хімію, матеріалознавство);

8 активних установок ядерного паливного циклу, відповідальних за виробництво і повторну обробку палива для ядерних реакторів (ці установки збагачують уранову руду до речовини, що містить приблизно 5% ізотопу уран-235 і з якої виготовляються тверді паливні пелети діоксиду урану для застосування в реакторах);

понад 20 тис. ліцензованих користувачів радіоактивних джерел (ці джерела використовуються для медичної діагностики, лікування, вимірювання глибин на нафтових і газових бурових майданчиках, стерилізації на підприємствах з виробництва продовольства, досліджень в академічних інститутах, перевірки пакетів і вантажів на контрольно-пропускних пунктах);

понад 3 млн. щорічних перевезень радіоактивних матеріалів (під час кожного такого перевезення вживаються спеціальні заходи, щоб гарантувати безпечні умови для транспортних працівників, запобігати викраденню цих матеріалів або диверсії з їх використанням).

Кожна КІ характеризується своїми технологіями аналізу даних [1].

Сектор КІ 14) є взаємозалежним з іншими секторами КІ:

хімікати сектору КІ 1) використовуються для виробництва електроенергії щодня;

унікальні небезпечні характеристики ядерного сектору вимагають підготовлених рятувальників сектору КІ 7) під час будь-якого інциденту в секторі КІ 14);

ядерні установки сектору КІ 14) як генерують електрику, так і споживають електрику сектору КІ 8) для безперебійного живлення і підтримування неперервної безпечної роботи установок;

близько 20 млн. медичних процедур сектору КІ 12) виконується з використанням радіоактивних матеріалів сектору КІ 14) у Північній Америці щороку;

ядерні та радіоактивні матеріали сектору КІ 14) перевозяться по всьому світу повітряним, водним, залізничним, автомобільним транспортом сектору КІ 15) щодня;

АЕС сектору КІ 14) використовують великі обсяги води сектору КІ 16) для охолодження, а нестача такої води рівнозначна зупині АЕС.

Серйозним занепокоєнням є загроза кібербезпеці галузевих систем управління, а також взаємозалежності та каскадні ефекти для фізичної безпеки федеральних об'єктів [2]. Зазвичай у більшості федеральних установ розташовуються такі типи систем: системи автоматизації будівель, електронні системи безпеки, системи

екстреного зв'язку. Ці системи підтримують об'єкти, які залежать від КІ чи доповнюють КІ. Постійно зростаюча залежність від цих кібернетичних систем створює потенційні вразливості, які в разі використання (зловмисниками) можуть мати фізичні наслідки для згаданих об'єктів і важливих супутніх спроможностей (до виконання завдань).

Список посилань:

1. Горбачук В.М., Лупей М.І., Ніколенко Д.І., Дунаєвський М.С., Сулейманов С.-Б., Батіг Л.О. Процеси генерації цифрових даних та їх застосування. *Вчені записки Таврійського національного університету імені В.І.Вернадського. Серія: Технічні науки.* 2022. Т. 33 (72). № 5. С. 64–72.

2. Holt B., Evernham A., Allen T., Armstrong S., Boling C., Butler O., Coleman C., Meehan H., Morrison W., Mulligan M., Scarola M., Weese M., DePersia T. *Presidential Policy Directive 21 Implementation: An Interagency Security Committee White Paper.* Washington, DC: Department of Homeland Security; Interagency Security Committee, 2015. 9 p.

**CHELATE COMPLEXES Co, Cu, Mu, Zn AS BLOCKERS OF
RADIONUCLIDES ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs ENTERING THE HUMAN
BODY THROUGH THE SOIL-PLANT-ANIMAL-HUMAN FOOD
CHAIN**

*Trunova O.K. (Doctor of Chemistry.), Berezhnytska O.S. (PhD),
Rohovtsov O.O. (PhD), Pekhnyo V.I. (Academiton of NAS Ukraine)*

V.I. Vernadsky Institute of General and Inorganic Chemistry Chemistry
of the National Academy of Sciences of Ukraine, 32/34 Academic
Palladin ave, Kyiv, Ukraine

Contact e-mail: trelkon@gmail.com

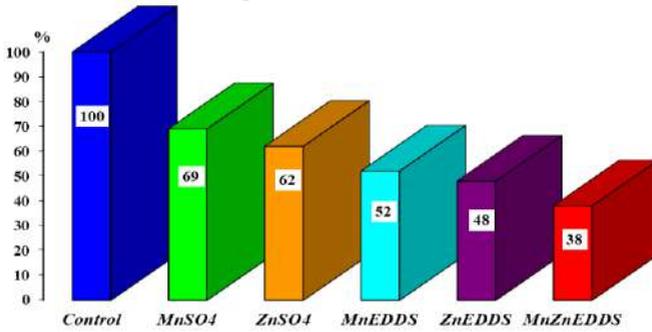
*Keywords: radionuclides, radioactive pollution, trace elements, plants,
farm animals*

All processes of transformation of various forms of energy into electrical energy (thermal power plant, hydroelectric power plant, windmills, etc.) have one or another shortcomings, the law of philosophy - the struggle of opposites (positive-negative) works in different forms. Currently, it is considered that the cheapest and safest is nuclear energy. But this is true only if it is produced in the processes of nuclear fusion (the main process) - electricity is a side process, since the steam generated from the reactor's cooling water is directed to the turbine.

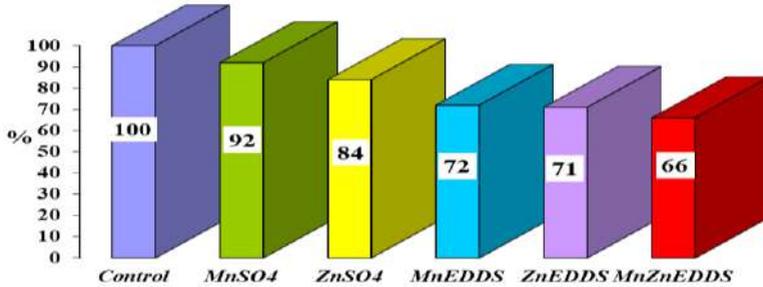
Nuclear energy, for obvious reasons, requires a high culture of production, which is why it is widespread in high-tech countries. However, there is a human and natural factor that leads to Chernobyl and focus with negative consequences that last for decades, and most importantly, they spread, to one degree or another, to all inhabitants of the Earth, including through the food chain of plants→animals→man.

To block the entry of radionuclides into agricultural plants and the organisms of farm animals and, as a result, into the human body, at the V.I. Vernadsky Institute of General and Inorganic Chemistry named after of the National Academy of Sciences of Ukraine obtained and

comprehensively characterized chelate complexes of microelements (Fe, Co, Cu, Mn, Zn) - antagonists in relation to radioactive ^{90}Sr and ^{137}Cs [1,2], which significantly affect the reduction of radionuclides in plants and organisms animals. The effectiveness of the complexes was established in the conditions of field experiments on the radionuclide-contaminated territories of the Zhytomyr region during the cultivation of various agricultural crops - wheat, rye, oats, corn, lupine, clover, etc. A decrease in the specific activity of Cs-137 and Sr-90 in plants by more than 50% was established (Fig. 1).



a



b

Fig. 1. Influence of microelements and their complexonates on the accumulation of ^{137}Cs (a) and ^{90}Sr (b) in the lupine vegetative mass.

Three-year studies have established that the addition of cobalt, copper, manganese, and zinc trace element complexes to the diet of cows helped reduce the accumulation of ^{90}Sr and ^{137}Cs in milk and meat by 35-50% (Fig. 2).

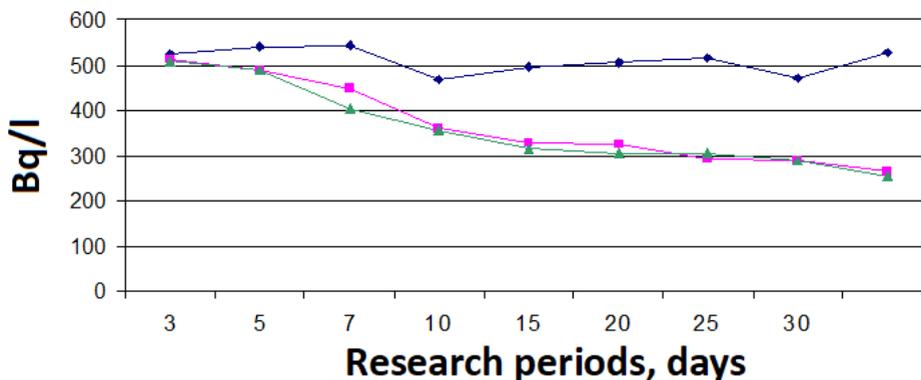


Fig. 2. *The influence of trace elements on the dynamics of the specific activity of ¹³⁷Cs in cow's milk.*

At the same time, when using complexonates, an increase in the milk productivity of cows by 15-25% and the content of fat, proteins, weighty components in the milk of cows, which characterize the quality of milk, by 2-3% were noted. At the same time, some immune indicators of the animals increased: leukocytes - by 11%, basophils - by 44%, rod and segmented leukocytes - by 30 and 37%, respectively, monocytes - by 43%, which indicates an improvement in the state of their immune system.

References:

1. Vinichuk M.M., Rosén K. *Cesium (¹³⁷Cs and ¹³³Cs) and Selected Metals in the Environment.* (Publisher: Science Publishing Group, 2015). [In English].
2. Gudkov I.M., Grodzinskyi D.M. Peculiarities of formation of absorbed doses and distant radiobiological effects in agricultural plants in territories contaminated with radionuclides. *Bulletin of DAAU.*, 2001. (1): 8. [in Ukrainian].

SELECTIVITY OF SOME INORGANIC SORBENTS BASED ON METALS OF IV GROUP TOWARDS STRONTIUM AND CESIUM

Palchik A.V.(PhD), Rozhdestvenska L.M.(PhD), Kudelko K.O.(PhD), Maltseva T.V.(PhD), Yatsenko T.V.

V.I. Vernadsky Institute of General and Inorganic Chemistry, NAS of Ukraine, 32/34 Palladin pr., 03141, Kyiv, Ukraine

Контактний e-mail: kathykudelko@gmail.com

Key words: sorbent, composites, ion-exchanger, distribution coefficient, hydroxide, phosphates, strontium, cesium

Sorption and membrane selective concentration are considered to be the most promising processes for the treatment of radioactive liquid waste. Such kind of wastes are characterized by a high salt content (up to 10 g/L), of which 30% is accounted for by Na^+ and K^+ [1]. There is a possibility to use technologies with involving ion exchange sorbents and membranes based on specific inorganic compounds that can provide high selectivity for target radionuclides removal. Therefore, the development and research of such materials remains an important scientific and technological area.

Mainly, the selectivity of inorganic sorbents is specified by crystal structure. In particular, the high selectivity of IV group of metal hydroxides is connected with the presence of MO_6 octahedra, which form cylindrical pores of a certain size. Synthetic double hydroxides are analogs of natural minerals; materials are characterized by a predominant pore size of 0,5-0,7 nm. Inorganic compounds with well-developed channels or a layered structure characterized with the highest selectivity. The sorbents preferentially adsorb ions that ideally match the size of the channels, while the selectivity of layered sorbents is associated with the existence of crown-ether formations in their structure with oxygen atoms at the top and base of the layers, and can adsorb ions with certain size. Thus, sorbents based on hexacyanoferrates (HCF) of Co, Ni, Cu are

known to be selective for Cs⁺ [2]. K-Co hexacyanoferrate K₂CoFe(CN)₆ has a cubic crystal structure with a lattice is about 1 nm. The usage of a selective sorbent based on sodium titanate (CsTreat) allows to reduce the volume of radioactive waste by 100-200 times depending on the initial activity. CoTreat and SrTreat adsorbents based on sodium double hydroxides and sodium titanate are capable of efficiently removing strontium and cobalt radionuclides [3]. Selective inorganic-organic sorbents with polyacrylonitrile matrix and sorption-active components based on ferrocyanides or sodium titanate have been successfully used for the removal of ¹³⁷Cs and ⁹⁰Sr from evaporative concentrates. Nanocomposite of Co hexacyanoferrate (CoHCNF) with polyaniline showed high adsorption capacity (92 mg/g) for Cs⁺; manganese dioxide - polyacrylonitrile composite (MnO₂-PAN) showed an adsorption capacity of 2,42 mmol/g for the removal of ¹³⁷Cs at pH 4-9. Sodium-copper hexacyanoferrate (NaCuHCF) and magnetic nanosized adsorbents work similarly toward Cs⁺ (adsorption capacity of 167 mg/g).

This work shows the possibility of synthesizing and application double hydroxides M/Mn with different metal ratios (M - Zr(IV), Sn(IV), Ti(IV)) for the separation of Sr²⁺ and Cs⁺, as well as modifying the surface of phosphates with ammonium molybdophosphate (Mo-Ph) and hexacyanoferrate (HCF) Co(II). Distribution coefficient (sm³/g):

$$K_d = \frac{C_1}{C_2} \quad (1)$$

indicate selectivity of sorbents (C₁ – concentrations in solid phase, g/g; C₂ - concentrations in liquid phase, g/sm³. The values at least 5·10³ cm³/g are technologically acceptable.

Porous structure of double manganese hydroxides are characterized by a larger micropore's volume, in contrast with mono hydroxides. They have a higher concentration of active sorption centers compared to mono oxides due to specific structure and porous effect/act as the centres of selective sorption for strontium ions.

Table 1

Distribution coefficient of strontium and cesium ions of inorganic sorbents

Sorbent	$K_d \cdot 10^3, \text{ cm}^3/\text{g}$	
	Sr(II)	Cs(I)
$\text{TiO}_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$	12	2
$\text{MnO}_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$	23,5	0,8
$\text{Ti}_{0,6}\text{Mn}_{0,4}\text{O}_4 \cdot n\text{H}_2\text{O}$	1,4	0,1
$\text{Zr}_{0,6}\text{Mn}_{0,4}\text{O}_4 \cdot n\text{H}_2\text{O}$	95,0	1,3
$\text{Sn}_{0,6}\text{Mn}_{0,4}\text{O}_y \cdot n\text{H}_2\text{O}$	71,2	1,0
Zr-Ph	-	33,0
Zr-Ph-Mo	-	123

The micropores content for zirconium-manganese and tin-manganese sorbents grows to 80-86%, which is 2-3 times higher than the values of these indicators for individual sorbents and the total pore volume comes to 0,72 and 0,76 $\text{cm}^3\text{-g}^{-1}$, respectively.

K_d (Sr^{2+}) are 2-8 times higher for microporous composite sorbents in compare with mesoporous ones. The degree of radionuclide recovery reaches 99,9% in the case of ^{90}Sr isotopes extraction from dilute solutions, the distribution coefficient for double hydroxides is 0,7-1,0- $10^5 \text{ cm}^3/\text{g}$. The values of the distribution coefficient indicate the possibility of usage of sorbents for solutions with ultra-low ion concentrations too. According to the results of studies the most promising materials for the simultaneous extraction and concentration of long-lived radioisotopes (Cs, Sr, Co ions) in one inorganic matrix are inorganic hybrid ion exchange sorbents of the composition $\text{M}_{0,3-0,6}\text{Mn}_{0,7-0,4}\text{O}_4 \cdot n\text{H}_2\text{O}$, where M is Zr, Ti, and Sn. The double hydroxides are mostly highly selective with respect to multicharged cations but they can be modified to increase selectivity for Cs^+ . The possibility of simultaneous concentration of Cs^+ and Sr^{2+} ions by a composite sorbent based on titanium-manganese oxide and nickel hexacyanoferrate II (Ni-HCF) is shown. As a result of the sorption experiment for $\text{Ti}_{0,3}\text{Mn}_{0,7}\text{O}_4 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ double oxide and $\text{Ti}_{0,3}\text{Mn}_{0,7}\text{O}_4 \cdot n\text{H}_2\text{O}/\text{Ni-HCF}$ composite sorbent, it was found that after modifying the surface with Ni(II) hexacyanoferrate, the combined sorbent can remove both Cs^+ and Sr^{2+} from a 0.1 M NaCl solution. The presence of 20% HCFN in the sorbent increases the selectivity for Cs^+ - $K_d \sim 7000$ and up to 20000 for Sr^{2+} . The main mechanism of sorption is ion exchange, which leads to a high degree of sorbent regeneration with ammonium acetate.

References:

1. International atomic energy agency development of specifications for radioactive waste packages 2006 IAEA-TECDOC-1515 (Vienna: IAEA).
2. Koivula R., Harjula R., Lehto J. Selective removal of radionuclides from nuclear waste effluents with inorganic ion exchangers. NATO WorkShop 2005.
3. Moller T. Selective crystalline inorganic materials as ion exchangers in the treatment of nuclear waste solutions. Thesis Academic Dissertation. Moller T. Helsinki. 2002. P 1-56.
4. Беляков В.Н., Яценко Т.В., Мальцева. Т.В., Пальчик А.В. Влияние состава двойных оксигидратов $M_xM_{n-x}O_y \cdot nH_2O$ (M – Zr, Al, Sn, Ti) на сорбционную активность и подвижность катионов. Ж. П.Х. 2009. №. 5 (82). С. 753-756.
5. Bondar Y.V., Alekseev S.A. Synthesis and evaluation of manganese dioxide with layered structure as an adsorbent for selective removal of strontium ions from aqueous solution. SN Appl. Sci. 2020. (2). 1379.

УДК 536.22

ЕКСТРЕНЕ ОХОЛОДЖЕННЯ ПЕРЕГРІТИХ ОБ'ЄКТІВ ЗА ДОПОМОГОЮ НАНОФЛЮЇДІВ

Морару В.Н. (к.х.н.), Сидоренко С.В. (к.т.н.), Комиш Д.В. (к.т.н.), Сидоренко М.А.

Інститут газу Національної Академії Наук України,
вул. Дегтярівська, 39, 03113, м. Київ, Київська обл., Україна.

Контактний e-mail: sidor_ig@ukr.net

Ключові слова: екстрене охолодження, нанофлюїди, нанофлюїди на базі оксиду титану, кипіння нанофлюїдів, загартування.

Дослідження охолодження ніхромових дротин [1], в умовах вільної конвекції, дозволило зробити висновок у доцільності дослідження нанофлюїдів (НФ) на предмет їх застосування при виникненні аварійних ситуацій, пов'язаних із значним виділенням тепла з поверхонь теплообміну при експлуатації високонавантаженого енергетичного обладнання, зокрема ядерних реакторів.

Попередні дослідження [2] показали можливість значного поліпшення характеристик аварійного охолодження при застосуванні НФ.

Дане дослідження базувалось на аналізі можливості інтенсифікації тепловіддачі від теплонавантаженого тіла, з нанесеними наночастинками (НЧ) внаслідок попереднього охолодження (загартування) тіла у НФ (на базі TiO_2 концентрацією НЧ 1% по об'єму), до охолоджуючої рідини. Випробовування проводились на експериментальному об'єкті, що являє собою циліндр з нержавіючої сталі ($D = 30$ мм, $h = 40$ мм). Для отримання даних по температурам у об'єкт було встановлено 3 термопари типу «К» (ХА), всі на глибині 20 мм, але перша у центрі циліндра, друга на дистанції $\frac{1}{2}$ радіусу циліндра і третя на відстані 1.5 мм від зовнішньої стінки циліндра.

Об'єкт, попередньо розігрітий на повітрі до температури 600°C , було охолоджено у киплячій ($T_{\text{НФ}} \approx 98^\circ\text{C}$) НФ (рис.1.) задля отримання осаду з диспергованих у НФ НЧ на поверхні теплообміну.

Подальші дослідження проводились на об'єкті з нанесеними НЧ. Модифікований об'єкт знову розгрівався до температури 600°C і охолоджувався в киплячій ($T_{\text{ДВ}} \approx 98^\circ\text{C}$) дистильованій воді (ДВ).

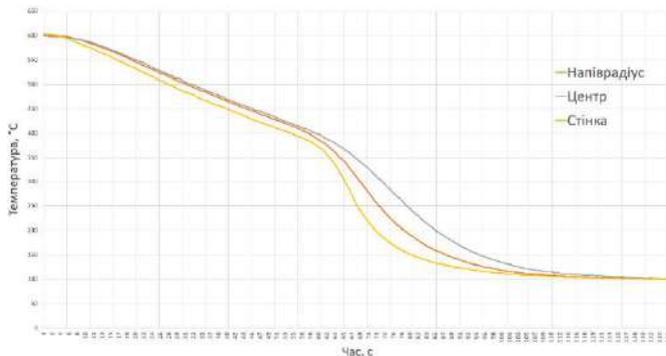


Рис. 1. Криві охолодження металевого циліндра (при температурі охолоджуючої рідини $\approx 98^\circ\text{C}$) у НФ на базі TiO_2 .

Експерименти проводились послідовно, без подальших модифікацій стану поверхні об'єкта між дослідями (маніпуляції механічного характеру, такі як протирання, поліровка та інше). Було

проведено серію експериментів з 5 дослідів («Покриття» №1,...), після кожного дослідів кількість осаджених НЧ зменшувалась, виносячись у об'єм охолоджуючої рідини. Було отримано криві охолодження (висвітлені криві – це дані отримані з термопарі розміщеної у стінки об'єкта) (рис.2.).

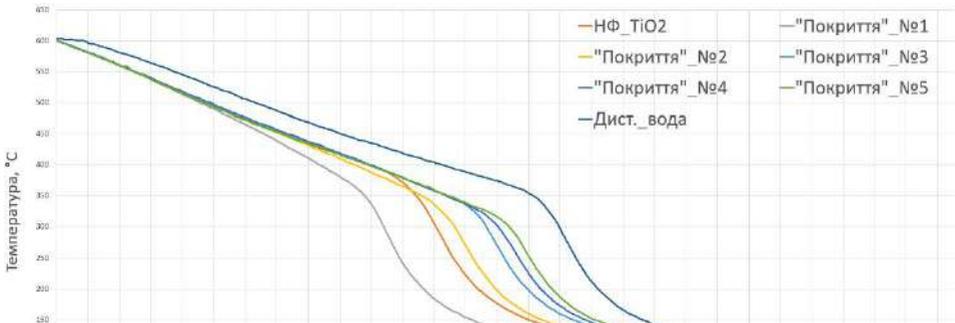
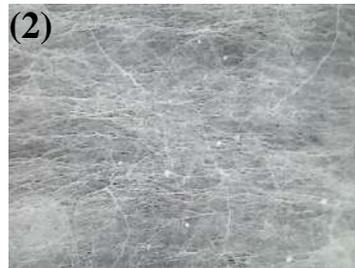


Рис. 2. Зведений графік кривих охолодження металевго циліндра у ДВ (при температурі охолоджуючої рідини $\approx 98\text{ }^{\circ}\text{C}$).

На поверхні теплообміну, після охолодження об'єкту, можна помітити характерні відмітки (рис.3.) від роботи центрів пароутворення при охолодженні у ДВ (1) і осаджених НЧ (2-4) при охолодженні у НФ.



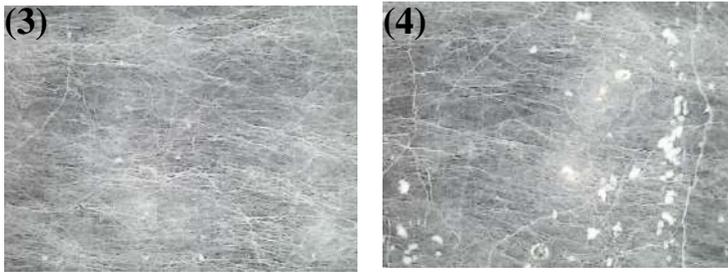


Рис. 3. Зображення поверхні циліндра після охолодження у ДВ (1) і НФ (2,3,4)

З представлених кривих на рис.2. можна зробити висновок, що НЧ осаджені на поверхні циліндра внаслідок його охолодження у киплячій НФ створюють модифіковану поверхню, яка інтенсифікує тепловіддачу від об'єкта до охолоджуючої рідини. Перший дослід («Покриття» №1) показав кращий результат, порівняно з охолодженням полірованого об'єкта у НФ. Подальші дослідження показали збільшення часу охолодження об'єкта, порівняно з охолодженням у НФ та дослідом «Покриття» №1, що може бути пов'язано з зменшенням («вимиванням») осаду з поверхні теплообміну внаслідок охолодження у ДВ.

Список посилань:

- [1] Bondarenko, B.I., Moraru, V.N., Sidorenko, S.V. et al. Nanofluids for power engineering: Emergency cooling of overheated heat transfer surfaces. *Tech. Phys. Lett.* 42, pp. 677–681 (2016). DOI: [10.1134/S106378501607004X](https://doi.org/10.1134/S106378501607004X)
- [2] V Moraru, D Komysh, M Sydorenko, S Sydorenko. «Experimental Study of Heat Transfer During Quenching of Steel Cylinders in Boiling Nanofluid», *Journal of Nanofluids*, Vol. 12, pp. 348–355, (2023) DOI: [10.1166/jon.2023.1915](https://doi.org/10.1166/jon.2023.1915)

АТОМНА ЕНЕРГЕТИКА ЯК СОЦІОТЕХНІЧНА СИСТЕМА

Іванова Г.Т.¹

¹ДУ «Інститут досліджень
науково-технічного
потенціалу та історії науки ім.Г.М.Доброва
НАН України, м.Київ,

Контактний e-mail: georgana@ukr.net

Ключові слова: соціотехнічна система, атомна енергетика

Метою статті є аналіз поняття «соціотехнічна система», розгляд атомної енергетики як складної соціотехнічної системи, яка забезпечує ефективне, безпечне функціонування енергетичних технологій для забезпечення виробництва та забезпечення населення енергетичними ресурсами. Актуальність даного дослідження пояснюється ростом значення атомної енергетики як стабільного джерела енергії та потребою враховувати соціальні, екологічні та економічні фактори при розвитку й використанні ядерної енергетики, а також потенційних ризиків[8], [5], [2].

Завданням є виокремлення складових атомної енергетики як соціотехнічної системи, виявлення нових можливостей та викликів, пов'язаних з їх подальшим розвитком. Розгляд соціотехнічних аспектів атомної енергетики відкриває шлях до більш глибокого розуміння сутності використання атомної енергії, впливу на суспільство, включаючи аспекти безпеки, екологічної стійкості, соціальної прийнятності розвитку енергетичного сектору. Дослідження розкриє роль соціотехнічних систем у формуванні стратегій розвитку атомної енергетики, а також допоможе ідентифікувати потенційні переваги, ризики та виклики, пов'язані з цією технологією.

У поєднанні соціальних і технологічних аспектів атомної енергетики в рамках соціотехнічних систем. Дослідження взаємодії між соціальними процесами, технологіями та атомною енергетикою відкриває нові можливості для розуміння складних викликів, що стоять перед сучасним енергетичним сектором, і сприяє розробці інноваційних підходів до управління та розвитку атомної енергетики.

Соціотехнічна система - це підхід до комплексного проектування організаційної роботи, який визнає взаємодію між людьми і технологіями на робочих місцях. Цей термін також відноситься до цілісних систем людських відносин, технічних об'єктів і кібернетичних процесів, які притаманні великим, складним інфраструктурам. Суспільство та його складові технологічні підструктури кваліфікуються як складні соціотехнічні системи.

Термін "соціотехнічні системи" був запропонований дослідниками Еріком Трістом, Кеном Бамфортом і Фредом Емері у середині ХХ століття в рамках їхньої роботи у Тавістокському інституті в Лондоні. Ця концепція відноситься до теорії, що аналізує взаємодію між соціальними та технічними аспектами в організаціях та суспільстві загалом. Основна увага приділяється не лише матеріальній технології, але й процедурам, знанням і організаційній структурі. [2]

Використовуючи термін "соціотехнічні системи", дослідники намагалися висвітлити взаємозв'язок і взаємодію між соціальними та технічними аспектами управління організаціями та функціонування суспільства в цілому.

Застосування поняття "соціотехнічні системи" дає змогу аналізувати та виявляти, як соціальні структури, знання та технології взаємодіють та впливають одне на одного, сприяючи формуванню та розвитку організацій та суспільства в цілому.

Цей термін широко використовується в наш час, переважно для опису складних систем. Дослідники виділяють п'ять основних характеристик відкритих соціотехнічних систем:

1. Системи повинні мати взаємозалежні частини;
2. Системи мають пристосовуватися та відстежувати свої цілі в зовнішньому середовищі;

3. Системи мають внутрішнє середовище, що включає окремі, але взаємозалежні технічні та соціальні підсистеми;

4. Системи повинні бути автономними (рівноправність/ними). Тобто, системні цілі можуть бути досягнуті більш ніж одним способом;

5. Продуктивність системи залежить від спільної оптимізації технічної та соціальної підсистем

Таким чином, зосередження уваги лише на одній з цих систем (соціальної чи технічної) й виключення іншої може призвести до погіршення продуктивності та корисності системи [2], [8].

В роботі Гордона Бакстера та Йяна Сомервіля [1] наголошується на тому, що застосування соціотехнічного підходу до процесу розробки систем веде до створення систем, які краще задовольняють потреби кінцевих користувачів та вимоги різних зацікавлених сторін. Однак, для успішного проектування цих систем необхідний специфічний метод, який враховує гуманітарні, соціальні, організаційні та технічні аспекти.

Цей підхід дозволяє отримати глибше розуміння того, як взаємодіють людські, соціальні та організаційні фактори з технічними аспектами, як це впливає на способи виконання завдань та використання технічних систем. Незважаючи на те, що багато керівників розуміють важливість соціально-технічних питань, на практиці методи соціотехнічного проектування застосовуються досить рідко.

Поняття "соціотехнічна система" зосереджує увагу на взаємодії між технологіями, фахівцями та суспільством, враховуючи принципи ефективності, безпеки та інформованості. Ця концепція передбачає використання спеціального методу проектування.

Варто відзначити, що Чимшир В.І. у монографії [8] розглядає соціотехнічні системи як сукупність взаємодіючих компонентів, що діють як єдине ціле та обмежені визначеними рамками. Такі системи поєднують в собі як соціальні, так і технологічні аспекти.

Атомна енергетика слугує яскравим ілюстративним прикладом соціотехнічної системи, де враховуються всі параметри. Ефективне та безпечне функціонування атомної енергетики як соціотехнічної системи вимагає не лише високорозвинутої технічної

інфраструктури, наукового супроводу галузі, організації підготовки кадрів та підвищення їх фахової кваліфікації але і глибокого розуміння політичних, соціальних, гуманітарних, економічних і екологічних вимог та їх інфраструктурного забезпечення.

Висновок: У сфері атомної енергетики важлива взаємодія між різними технологічними компонентами, такими як ядерні реактори, системи безпеки і обробка відходів, та різними групами учасників, такими як інженери, оператори, науковці, споживачі та громадськість, зокрема. Ця взаємодія визначає безпеку, попередження аварій та впровадження найкращих практик. Одночасно енергетичні, економічні та політичні аспекти мають важливий вплив на розвиток та використання атомної енергетики.

Вирішення питань, пов'язаних з енергетичною безпекою, управлінням відходами та урахуванням громадської думки при процесі прийняття рішень, вимагає глибокого аналізу соціальних та технічних аспектів.

Список посилань

1. Gordon B. Socio-technical systems: From design methods to systems engineering / Baxter Gordon. – 2011. – С. 4–17. [Ржим доступу <https://academic.oup.com/iwc/article/23/1/4/693091>]
2. Long S. Socioanalytic Methods: Discovering the Hidden in Organisations and Social Systems / Susan Long., 2013. – 352 с.
3. Вишневецький І., Давидовський В., Трофименко А. Екологічно чиста атомна енергетика: технічний, екологічний, соціальний, політичний аспекти // Вісник НАНУ. – 2001. – №9. – С. 12-29.
4. Вплив ядерної галузі на розвиток України. Аналітичний звіт [Електронний ресурс] // Українське ядерне товариство. – 2020. – Режим доступу до ресурсу: https://ukrns.org/images/activity/2020/2020_06_22/Analitychnyy_zvit.pdf.
5. Рудько Г. І. Стратегія розвитку атомної енергетики в Україні / Г.І. Рудько Екологічний Вісник. – 2006. – №3. – С. 6-8
6. Стратегічна галузь. Атомна енергетика: про що треба було думати ще вчора? [Електронний ресурс] / ADMIN@KPI – Режим

доступу до ресурсу:
<https://svit.kpi.ua/2023/03/07/%D1%81%D1%82%D1%80%D0%B0%D1%82%D0%B5%D0%B3%D1%96%D1%87%D0%BD%D0%B0-%D0%B3%D0%B0%D0%BB%D1%83%D0%B7%D1%8C-%D0%B0%D1%82%D0%BE%D0%BC%D0%BD%D0%B0-%D0%B5%D0%BD%D0%B5%D1%80%D0%B3%D0%B5%D1%82%D0%B8%D0%BA/>.

7. Трофименко А. Атомна енергетика України: поступ чи занепад? / Вісник Національної Академії наук України. - 2017. - № 4.

8. Чимшир В. І. Проектно-орієнтоване управління процесами соціотехнічних систем / Монографія/ Чимшир В. І. – Одеса, 2018. – 196 с.

УДК 621.039

ПРОБЛЕМИ ЛІЦЕНЗУВАННЯ НОВИХ ЕНЕРГОБЛОКІВ В УКРАЇНІ

В.Я. Шендерович, ветеран атомної енергетики, заслужений енергетик України

Ключові слова: ліцензування ядерних об'єктів, будівництво нових енергоблоків, нормативна база атомної енергетики.

Мета повідомлення:

► звернути увагу технічної спільноти на деякі проблеми ліцензування нових енергоблоків в Україні, що суттєво впливають на весь процес розвитку атомної енергетики в Україні.

► позиція, яка буде викладена, є приватною думкою і не може розглядатися як позиція відомства (регулюючого органу)

1. Заплановані перспективи розвитку атомної енергетики.

Щодо перспективного розвитку атомної енергетики є різна інформація, але остаточної ясності немає.

- Є офіційна інформація про затвердження КМУ Енергетичної стратегії України до 2050 р . (але цей документ недоступний для громадськості!).

- Документ «Українська енергетика: від 2023 до 2050», представлений на конференції у Лондоні, визначає наступне розвиток атомної генерації:

- ✓ Добудова енергоблоків 3,4 на ХАЕС;
- ✓ Спорудження енергоблоків із ММР загальною потужністю 3,2 ГВт (20 енергоблоків потужністю 160 МВт або 10 енергоблоків потужністю 300 МВт) – перший етап!;
- ✓ Спорудження енергоблоків АР-1000 загальною потужністю 10,6 ГВт (10 енергоблоків).

Статус цього документа недостатньо зрозумілий.

- Невизначеність перспектив не дозволяє однозначно говорити про реальні дані розвитку АЕ, проте ясно, що розвиток безумовно матиме місце і планується на основі поєднання енергоблоків з РБМ та ММР (Оптимізація цього поєднання вимагає об'єктивної оцінки з урахуванням усіх фактів).

2. Специфічні умови розвитку атомної енергетики

► У існуючій ситуації спорудження нових енергоблоків можливе лише з використанням зарубіжних проектів (розроблених на підставі відповідних технологій).

► Незалежно від створення цих проектів вони розроблені на застосовуваної постачальником нормативної бази.

► Будь-яка нормативна база постачальника **відрізняється** від національної нормативної бази України (через історичний розвиток ядерної галузі в СРСР та надалі в Україні).

Необхідно звернути увагу на таке:

- Україна має в своєму розпорядженні розгорнуту нормативну базу з ЯРБ та за іншими напрямками створення ядерних об'єктів, яка постійно вдосконалюється з метою забезпечення відповідності вимогам МАГАТЕ, директив ЄС, референтним рівням WENRA;

- з урахуванням реалізованої та планованої діяльності з удосконалення нормативної бази можна з високим ступенем упевненості говорити про відсутність принципових протиріч національної нормативної бази та вимог міжнародних документів.

Однак нормативна база відрізняється від прийнятої в інших країнах, незважаючи на те, що окремі вимоги нормативних документів можуть бути порівнянними чи аналогічними.

Постановка питання про доопрацювання вихідних проектів у разі їх застосування в Україні виходячи з вимог національної нормативної бази є нереальною (такий підхід у реальності ніколи у світі практично не реалізовувався).

Як вихідні проекти для застосування повинні розглядатися проекти, які:

- ліцензовані/сертифіковані постачальником і мають референтність (проект енергоблоку AP-1000 відноситься до такого типу);
- знаходяться на заключній стадії ліцензування або сертифікації (наприклад, проект енергоблоку NuScale , Rolls Roys);
- є передумови ліцензування на момент реального розгляду наших умов (як приклад – SMR -160).

На мою думку, розгляд як вихідних проектів, які не будуть попередньо ліцензовані постачальником, для наших умов є неприйнятним.

► В умовах планованого значного рівня спорудження нових (у тому числі замінних потужностей) одним із вирішальних факторів досягнення мети є серійне будівництво (існуючий досвід показує високу значущість цього положення в тому числі досвід спорудження енергоблоків з ВВЕР-1000).

3. Можливі підходи до оцінки застосування зарубіжних проектів для наших умов з точки зору вимог нормативних документів.

3.1. Питання має розглядатися як комплексне, тому що вимоги визначаються не лише у документах щодо ЯРБ, а й у документах інших регулюючих відомств України (МОЗУ, Мінекології, Мінрегіонбуд , ДСНС та ін.). Ухвалене рішення має відображати консолідовану позицію всіх регулюючих відомств.

3.2. Вимоги стосуються не лише технічних аспектів проектування, конструювання та спорудження об'єктів, а й організаційних питань (етапи діяльності, необхідні документи та ін.).

3.3. Вважаються однозначними такі положення:

3.3.1. Вибір майданчика спорудження об'єкта та розробка ТЕО виконується відповідно до національних вимог.

3.3.2. Специфіка розробки проекту (у зарубіжній термінології basic design) по відношенню до вихідного проекту:

- Повинні бути визначені та викладені питання майданчика будівництва та інфраструктури майданчика, які відсутні у вихідному проекті або не відповідають реальним умовам конкретного об'єкта;

- У зв'язку із зацікавленістю української сторони у високому рівні локалізації можлива необхідність зміни технічних рішень щодо окремих об'єктів (крім реакторного відділення), що принципово впливає на проект;

- Структура проекту істотно відрізняється від вихідного проекту (бо різний підхід до викладу), включаючи необхідність розділів, які потрібні нашою нормативною документацією, але відсутні у структурі вихідного проекту;

- Виклад вимог розділів ОВНС та ОССЗ відповідно до національних положень (суттєві відмінності від викладу у зарубіжних проектах).

При цьому, безумовно, при формуванні матеріалів проекту повинні бути використані матеріали вихідного проекту з урахуванням його технічного аналізу.

3.3.3. Розробка звіту з аналізу безпеки – ключового документа з аналізу безпеки;

- з урахуванням наявної інформації за принципами формування цього документа у закордонних проектах слід вважати, що значною мірою можуть використовуватися матеріали та обґрунтування вихідного проекту.

- уточнення мають бути стосовно питань викладених вище.

3.4. Ліцензування об'єктів має здійснюватися відповідно до вимогам національного законодавства, включаючи:

- етапи
- вимоги
- процедура.

3.5. Одним із найважливіших складових діяльності є аналіз технічних рішень вихідного проекту за його використання для умов України.

Можуть розглядатися такі варіанти аналізу:

Варіант 1. – Визнання нормативної бази вихідного проекту з урахуванням відповідного юридичного оформлення усіма регулюючими органами України.

Звісно ж, що цей варіант неспроможна розглядатися, як прийнятний, тому що:

- практично ігнорується весь позитивний досвід створення об'єктів атомної енергетики в Україні.

- не можуть ігноруватись специфічні вимоги законодавчих документів (рівень законів)

- матиме місце паралельна дія різних нормативних баз для діючих та нових АЕС.

Варіант 2. – Визнання сертифіката вихідного проекту (як приклад можна розглядати сертифікат проекту AP-1000).

Даний варіант створює певні можливості оптимізації діяльності, проте пов'язаний із низкою невизначеностей та ризиків, у тому числі:

- відсутність в Україні законодавчих положень за принципами та умовами сертифікації проектів, тим паче зарубіжних;

- фактори, аналогічні викладеним вище;

- невизначеності та складності, пов'язані з тим, що сертифікований проект не охоплює енергоблок загалом і потрібне суттєве доповнення (можливе доопрацювання) стосовно конкретних умов.

Варіант 3. – Аналіз та порівняння нормативної бази вихідного проекту та національної нормативної бази.

Звісно ж, що цей варіант неспроможна розглядатися як прийнятний тому що:

- нормативні основи, особливо зарубіжні включають дуже багато документів;

- відповідно аналіз сумісності вимагатиме дуже великих витрат, у тому числі трудовитрат і часу;

- враховуючи різну структуру та зміст нормативних баз, висока ймовірність складності прийняття обґрунтованих рішень за результатами аналізу.

Варіант 4. – Найбільш логічним є варіант - Аналіз відповідності технічних рішень вихідного проекту вимогам української нормативної бази.

Ключовим у цьому аналізі є граничні умови виконання аналізу з погляду національних документів, що враховуються.

Пропонується виходячи із значущості розглядати документи трьох рівнів:

- закони України;
- рішення Президента, Верховної Ради, уряду;
- НПА з ЯРБ, зареєстровані у Мін'юсті.
- НД, які визначені іншими регулюючими органами як ключові.

Виконання аналізу стосовно вихідного проекту в тому обсязі, який буде використано під час створення українських об'єктів.

Враховання вимог міжнародних документів, визнаних в Україні, включаючи директиви ЄС, референтні рівні WENRA. Одночасно слід розглянути та визначити доцільність адаптації окремих зарубіжних технічних документів у форматі ДБН та ДСТУ.

У цьому повідомленні лише тезово зазначено питання щодо використання зарубіжних проектів, які наразі не визначені.

Видається доцільним констатувати:

- необхідність найближчим часом виробити консолідовану позицію регулюючих органів щодо питань ліцензування та погодження діяльності щодо створення нових об'єктів атомної енергетики з використанням зарубіжних проектів.

- передбачити у разі потреби розробку та погодження (у тому числі з е.о.) додаткових організаційно-технічних документів.

АТОМНА ВОДНЕВА КОГЕНЕРАЦІЯ НА АЕС УКРАЇНИ В РАМКАХ ПРОЕКТУ ЄВРОАТОМ NPHУСО: ПЕРШІ РЕЗУЛЬТАТИ

Мазурок О.С. (Ph.D.)

ТОВ «Енергобезпека груп», м. Київ, провулок Лабораторний, буд.1,
офіс 244, 01133, Україна

Контактний e-mail: mazurok@e-s-group.com.ua

*Ключові слова: водень, електроліз, атомна енергія, атомна
електростанція*

NPHyCo (Nuclear Powered Hydrogen Cogeneration) – дослідницький проєкт Європейського Союзу (ЄС), присвячений виробництву водню з атомної енергії. Проєкт розпочався восени 2022 року, фінансується програмою ЄС з досліджень та навчання (2021-2025), присвяченій ядерним дослідженням та інноваціям. ЄС сподівається повністю декарбонізувати свою економіку до 2050 року. Одним із запропонованих рішень є водень. Сайт проєкту - <https://www.nphyco.org/>.

Мета проєкту NPHyCo – дослідити можливості виробництва із використанням АЕС низьковуглецевого водню, щоб забезпечити за доступною ціною його достатню кількість для таких секторів, які важко піддаються декарбонізації.

Проєкт передбачає роботу за 6 напрямами:

- розробка концепції, яка включає визначення потреб та переваг виробництва водню із використанням електроенергії АЕС;

- підготовка технічної дорожньої карти, яка містить технічні умови приєднання установки з виробництва водню до існуючої АЕС (з урахуванням потреб водневої станції, можливостей та ресурсів АЕС, які можуть бути використані спільно з водневою станцією, взаємодії між об'єктами);

- створення економічної дорожньої карти (бізнес-плану) проєкту, яка включає економічну доцільність, оцінку потенційних витрат і доходів, визначення ринкових потреб у низьковуглецевому водні і того, як ядерна енергетика може допомогти задовольнити попит, економічне порівняння між ядерною енергетикою та іншими джерелами виробництва водню;

- аналіз вимог ліцензування, який передбачає визначення ключових питань ліцензування, які необхідно враховувати при плануванні водневої станції, поєднаної з АЕС, та шляхів оптимізації процесу ліцензування;

- підготовка дорожньої карти впровадження, яка містить пропозиції щодо розташування пілотних станцій та їх планування. Це включає в себе розробку критеріїв, які допоможуть визначити оптимальну концепцію, огляд технічних та економічних рішень, проведення оцінки інтеграції після визначення місця розташування пілотного проєкту;

- комунікація та інформування громадськості, які, зокрема, передбачають поширення результатів проєкту серед зацікавлених сторін, отримання зворотного зв'язку та визначення потенційних потреб в освіті і навчанні.

Детальний аналіз можливості виробництва водню на АЕС України виконується у кооперації з ДП «НАЕК «Енергоатом». Для аналізу обрано дві АЕС – Рівненську та Хмельницьку. Попередній аналіз показав, що впровадження водневих технологій в санітарно-захисній зоні АЕС можливо, але є ряд аспектів, які потрібно глибше дослідити.

У доповіді представлені перші результати, отримані для АЕС України за перших 10 місяців діяльності проєкту.

ПЕРСПЕКТИВИ ВИКОРИСТАННЯ ВИСОКОМОБІЛЬНИХ РЕАКТОРІВ SMR КОМПАНІЇ «WESTINGHOUSE» У ПЕРІОД ВІЙСЬКОВОГО ЧАСУ

Сагдієв М.С. (майор Збройних сил України, магістр), Сагдієв С.К.

Група компаній: Товариство з обмеженою відповідальністю «АРГУС СЕРВІС», м. Київ, Україна;

Приватне підприємство «АРГУС-СЕРВІС», м. Київ, України.

Вул. Рахманінова, 30а/13, ап 45, 03164, м. Київ, Україна.

Контактний e-mail: sagdiev@ukr.net

Ключові слова: аварійне відновлення, високомобільні, енергетичні установки, Westinghouse, ядерне паливо.

У військовий час і в умовах крайньої необхідності з'являється потреба в створенні аварійного обладнання для відновлення централізованих систем опалення міст України, в умовах виведення з ладу ракетними, артилерійськими ударами джерел теплопостачання, а саме: ТЕЦ, ТЕС, котельнь.

Для вирішення цих задач використовуються високомобільні енергетичні установки (котельні, генератори електрики та ін.) ТМ «Теплогенератори модульні» згідно ТУ У 28.2-25209824-001:2005.

Головні відмінності від звичайних енергетичних установок (котелен) це:

1. високомобільність;
2. швидкість подачі тепла на об'єкт;
3. повна автономність;
4. безпека експлуатації.

Обґрунтування відмінностей наведено нижче:

1. Високомобільність швидкого реагування типу ТМ завдяки технічному рішенню встановлювати енергетичну установку на стандартному вантажному шасі (полупричіп).

2. Переведення з транспортного стану в робочий і подачею електрики) тепла до об'єкту за короткий термін з моменту прибуття ТМ на об'єкт. Поки обладнання виходить в режим для виходу в режим, проводиться врізка в систему теплопостачання об'єкту. Використовується спеціальне обладнання для врізки в систему опалення без злиття теплоносія з теплокамер або стояків. Для передачі тепла від ТМ до точки врізки використовуємо гнучкі композитні шланги теплотраси, які входять в комплектацію ТМ.

3. Повна автономність здійснюється за рахунок власного дизель-генератора, стартового запасу палива, наявності комплекту обладнання та інструментів для виконання аварійних робіт.

4. Безпека експлуатації в умовах аварійних обставин досягається завдяки як стандартним засобам безпеки так і власним розробкам. Ми розуміємо, що в разі використання твердопаливного ТМ з котлом ручної загрузки та потужністю 1,0 МВт, потребує акумулятора тепла для зняття температури з котла вразі відсутності циркуляції теплоносія через котел. Теплоакумулятор важкий і об'ємний тому для аварійної високомобільної котельні не підходить, а безпеку експлуатації треба забезпечити. Для цієї задачі, нашою фірмою розроблений унікальний, безпечний і доступний при експлуатації спосіб тушіння полум'я в котлі при досягнення критичної температури.

На рис. 1 наведені розроблені авторами високомобільні котельні які використовуються для лікарень у м. Дніпро.



Рис.1. Високомобільна котельня для лікарень м. Дніпра: а- зовнішній вигляд, б- система пожежогасіння.

Для забезпечення електрикою і теплом – використовувати мікрореактор Westinghouse eVinci™ Micro Reactor (Westinghouse Electric Company LLC, США) (рис.2).



Рис.2. Ядерний мікрореактор компанії «Westinghouse».

Теплова/електрична потужність даного реактору: МВт(т)/МВт(е): 7-12 / 2-3.5. Ключовою особливістю конструкції є її транспортабельність у стандартних транспортних контейнерах. В основі проекту лежить технологія реактора з тепловими трубами, що дозволяє відводити тепло за рахунок теплопровідності до

зовнішніх секцій корпусу реактора. Паливо у реактор завантажують на заводі, а потім реакторну установку транспортують до кінцевого користувача. Основне призначення – обслуговування віддалених населених пунктів, гірничодобувних підприємств або військових об'єктів [1].

Після завершення паливного циклу (3 роки) реактор має бути перевезений назад на завод для перезавантаження палива або на довгострокове зберігання. Етапи демонстрації: 2021 Електронна, 2024 Ядерна.

Поєднання розробок компанії «Westinghouse» та ТОВ «АРГУС СЕРВІС» дозволить у перспективі створити високомобільну теплоенергетичну станцію для функціонування як у військовий та і у мирний час. Слід також зазначити, що технологія має пройти ряд процедур з ліцензування та узгодження з міжнародним та українським законодавством.

Список посилань:

1. <https://www.westinghousenuclear.com/energy-systems/evinci-microreactor>

УДК 621.039

**ЗБІРНИК ТЕЗ
V МІЖНАРОДНОЇ КОНФЕРЕНЦІЇ
«ПЕРСПЕКТИВИ ВПРОВАДЖЕННЯ ІННОВАЦІЙ У
АТОМНУ ЕНЕРГЕТИКУ»**

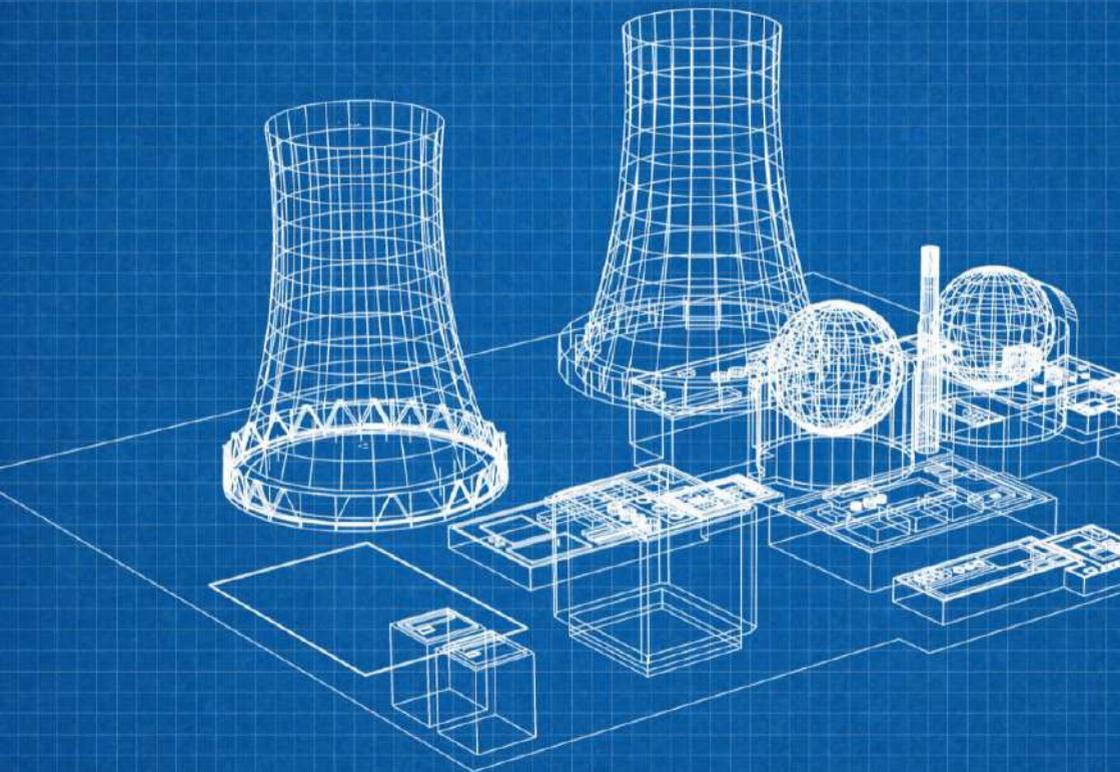
28-29 вересня 2022 року,
Великий конференц-зал НАН України, м. Київ

Збірник тез V Міжнародної конференції «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику» (28-29 вересня 2023 року, м. Київ). [електронне джерело]. Київ. – 151 с.

Редакція – К.В. Сімейко, А.В. Носовський, Д.А. Лавренов
Дизайн – Д.А. Лавренов

Українське ядерне товариство
Інститут проблем безпеки АЕС НАН України
Рада молодих вчених при Відділенні фізико-технічних проблем
енергетики НАН України

Київ 2023



МАЙБУТНЄ ЗА ЯДЕРНОЮ ЕНЕРГЕТИКОЮ



UKRNS.ORG



/UKRNUCLEARSOC



UKRAINIAN_NUCLEAR_SOCIETY