

III INTERNATIONAL SCIENTIFIC  
AND TECHNICAL CONFERENCE  
NAMED AFTER V. VOYEVODIN

# PROBLEMS OF MODERN NUCLEAR POWER

APRIL 15-17, 2026

## BOOK OF ABSTRACTS



**UDK 621.039(06)(043.2)**  
**P93**

**P93** III International Scientific and Technical Conference Named After V. Voyevodin “Problems of Modern Nuclear Power” (April 15 – 17, 2026, Kharkiv): Book of abstracts. Editor: Lytovchenko S.V.  
Kyiv: Vistka LLC, 2026. – 108 p.

ISBN 978-617-8189-52-5

This book is the proceedings of the V. Voyevodin International Scientific and Technical Conference “Problems of Modern Nuclear Power”. The proceedings contain 64 abstracts. These materials present the studies of physical processes and phenomena in reactor materials and substances at different states under the influence of external factors, problems of the current state of nuclear energy, a stable and safe operation of nuclear power plants, storage of spent nuclearfuel, and related fields.

### **ORGINIZING COMMITTEE**

**Chair** — academician of the National Academy of Sciences of Ukraine,  
**Azarenkov M.O.**

**Co-chair:**

**Volodymyr Kholosha** — PhD in Economics, President of the Ukrainian Nuclear Society

**Garkusha I.E.** — academician of the National Academy of Sciences of Ukraine,

**Danylo Lavrenov** — First Vice President, Executive Secretary of the Ukrainian Nuclear Society

**Sayenko S.Yu.** — doctor of technical sciences, head of department of NSC KIPT,

**Lytovchenko S.V.** — doctor of technical sciences, head of the department of Reactor Engineering Materials and Physical Technologies of V.N. Karazin Kharkiv National University

**Phylyp Kuznietsov** — PhD in Physical and Mathematical Sciences, Director of the Educational and Scientific Institute “Faculty of Physics and Technology”, V.N. Karazin Kharkiv National University

**Lobach K.V.** — Ph.D., head of local organizing committee

**Kuprin O.S.** — Ph.D., deputy head

**Levenets A.V.** - academic secretary

**Valeriy Zuiok** — Ph.D. in Physical and Mathematical Sciences, Senior Research Fellow, Senior Researcher, NSC KIPT

**Bohdan Mazilin** — Ph.D., Lead Engineer, V. N. Karazin Kharkiv National University

**Ihor Kolodii** — Staff Member, NSC KIPT

ISBN 978-617-8189-52-5

©Ukrainian Nuclear Society

NSC “Kharkiv Institute of Physics and Technology” NAS of Ukraine  
V.N. Karazin Kharkiv National University, 2026

## CONTENT

### DEVELOPMENT OF THE UKRAINIAN NUCLEAR ENERGY COMPLEX

<i>Ulych I.M., Malovytsia M.S., Fomin S.P.</i> DOPPLER AND HELIUM-COOLANT DENSITY REACTIVITY COEFFICIENTS IN THE GFR-2400: MONTE CARLO CALCULATIONS AND SENSITIVITY ANALYSIS.....	13
<i>Malovytsia M.S., Fomin S.P.</i> ITERATIVE METHOD OF FINDING SELF-SIMILAR SOLUTION OF THE NUCLEAR BURNING WAVE IN.....	14
<i>Ratushnyi O.V., Kondus V.Y., Sotnyk M.I., Rybalchenko V.M., Simeiko K.V., Ivanov V.O., Ostroha R.O., Liaposhchenko O.O., Marenok V.M., Khovansky S.O.</i> JUSTIFICATION OF SMALL MODULAR REACTOR POWER FOR POST-WAR RECOVERY OF UKRAINE'S ENERGY SYSTEM.....	15
<i>Baranov V., Kozii Ye.</i> UKRAINIAN NUCLEAR ENERGY: STRATEGIC RESOURCE I N THE FACE OF GLOBAL RESOURCE SHORTAGES.....	16
<i>Sunhurov B.S., Karpov S.O., Tolstolutska G.D.</i> MODERNIZATION OF THE ESU-2 ACCELERATOR CONTROL SYSTEMS FOR HIGH-PRECISION ION IRRADIATION EXPERIMENTS...	17
<i>Тарасов В.О., Чернеженко С.А., Ващенко В.М., Щербина М.Р., Лаврухін В.В.</i> ДОСЛІДНИЙ ШВИДКИЙ КАНАЛЬНИЙ РЕАКТОР, ЩО ПРАЦЮЄ У РЕЖИМІ БЕГУЧОЇ ХВИЛИ ЯДЕРНИХ ПОДІЛІВ, З М'ЯКИМ НЕЙТРОНИМ СПЕКТРОМ.....	18
<i>Федотов В.В., Корчун В.В.</i> АНАЛІЗ ТЕХНІЧНИХ РІШЕНЬ ЩОДО ОХОЛОДЖЕННЯ ЦИРКУЛЯЦІЙНОЇ ВОДИ КОНДЕНСАТОРІВ ТУРБІН НОВИХ БЛОКІВ В УМОВАХ ОБМЕЖЕНИХ ВОДНИХ РЕСУРСІВ.....	19
<i>Бекіров В.О., Загільський В.А., Ковба В.В.</i> ЕФЕКТИВНІСТЬ ВИКОРИСТАННЯ ВІМ-ТЕХНОЛОГІЙ ДЛЯ МОДЕЛЮВАННЯ ВНУТРІШНІХ ТА ЗОВНІШНІХ МЕРЕЖ АЕС.....	20
<i>Лаврухін В.В., Чернеженко С.А., Тарасов В.О., Зеленцова Т.М., Желєзко Е.Ю.</i> ЕНЕРГЕТИЧНІ СПЕКТРИ СПОВІЛЬНЮВАНИХ НЕЙТРОНІВ У ГЕТОРОГЕННИХ ТОРІЙ-ВУГЛЕЦЕВИХ СЕРЕДОВИЩАХ.....	21

### MATERIALS FOR NUCLEAR ENERGY

<i>Semerenko Y., Tabachnikova E., Skibina L., Yushchenko K., Savchenko V., Zoryansky V., Zinoviev P., Tortika O., Andrievska N., Kondratov O.</i> NEW WELDING MATERIALS FOR NUCLEAR POWER GENERATION INDUSTRY.....	22
--	----

<i>Литвінюк Д.В., Суровицький С.В., Малихін С.В., Геращенко С.С., Метельов В.О., Конотопський Л.Є.,</i> ОСОБЛИВОСТІ РОЗВИТКУ ПОРИСТОСТІ В ПОКРИТТЯХ W/СТАЛЬ ТА QC/W/СТАЛЬ ПРИ ОПРОМІНЕННІ ВОДНЕВОЮ ПЛАЗМОЮ.....	23
<i>Mametova L.F.</i> URANIUM IN THE ZONE OF HYPERGENESIS.....	24
<i>Antipovych Y.V.</i> ZIRCONIUM AND HAFNIUM DISTRIBUTION IN COAL COMBUSTION PRODUCTS OF THERMAL POWER PLANTS.....	25
<i>Tkachenko V.I.</i> A GRADIENT MODEL OF SUPERCONDUCTIVITY OF TYPE-I SUPERCONDUCTORS.....	26
<i>Gubenko S.I.</i> TRANSFORMATION OF BORIDES IN THE STEEL 04Cr14Ti3B1V USED IN THE PRODUCTION OF PIPES FOR NUCLEAR ENERGY.....	27
<i>Рудченко С.О., Малихін С.В., Кондратенко В.В., Шпаков Д.І., Копилец І.А., Махлай В.О.</i> ЕЛЕКТРОННО-МІКРОСКОПІЧНЕ ДОСЛІДЖЕННЯ ВПЛИВУ ОПРОМІНЕННЯ ВОДНЕВОЮ ПЛАЗМОЮ НА КВАЗІКРИСТАЛІЧНЕ ПОКРИТТЯ ТІ41ZR41NІ18.....	28
<i>Троценко О.Г., Остапчук П.М.</i> МОДЕЛЮВАННЯ РАДІАЦІЙНОГО РОСТУ МОНОКРИСТАЛІВ ЦИРКОНІЮ У ПІДХОДІ КЛАСТЕРНОЇ ДИНАМІКИ. ПРУЖНА ІДЕАЛОГІЯ.....	29
<i>Рыльченко М.М., Yefimov O.V., Potanina T.V., Stadnik Yu.S.</i> ZIRCONIUM MATERIALS FOR NUCLEAR REACTORS.....	30
<i>Afanasiev S.N., Vanzha S.O., Burdeinyi D.D., Rud N.V., Afanasieva I.O., Medvedev O.V.</i> RARE EARTH ELEMENTS DETERMINATION IN URANIUM BY ICP-MS USING ION EXCHANGE RESINS.....	31
<i>Соколов С.О., Пудов О.О., Косінов О.В., Улибкін О.Л., Пироженко Л.О., Кутній В.Є., Рибка О.В., Ковтун К.В.</i> ДЕТЕКТОРИ НА ОСНОВІ ГАФНІЮ ДЛЯ ВИМІРЮВАННЯ ТЕПЛОВИХ НЕЙТРОНІВ.....	32

<i>Klochko V.S., Korniiets A.V., Sokolenko V.I., Kolodiy I.V., Kondratov O.O., Kisyak I.F., Lypovska Yu.S., Tykhonovska I.M.</i>	
ULTRASONIC INVESTIGATIONS OF CoCrFeMnNiV <sub>0.5</sub> HIGH-ENTROPY ALLOY IN DIFFERENT STRUCTURAL STATES.....	33
<i>Afanasieva I.O., Afanasiev S.N., Burdeinyi D.D., Vanzha S.O., Medvedev O.V., Rud N.V., Sashenko S.O.</i>	
DETERMINATION OF SIGNATURES IN DOWN-BLENDED URANIUM FOR NUCLEAR FORENSICS.....	34
<i>Литвінюк Д.В., Малихін С.В., Федченко Г.В., Геращенко С.С. Суровицький С.В., Метельов В.О., Конопський Л.Є.</i>	
АНАЛІЗ ВПЛИВУ ОПРОМІНЕННЯ ВОДНЕВОЮ ПЛАЗМОЮ НА СТРУКТУРНО-НАПРУЖЕНИЙ СТАН ВОЛЬФРАМОВОГО ШАРУ В ДВОШАРОВОМУ ПОКРИТТІ З КВАЗІКРИСТАЛОМ.....	35
<i>Ганн В.В., Зуйок В.А., Куштим А.В.</i>	
ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ В НЕЙТРОННО-ПОГЛИНАЮЧИХ МАТЕРІАЛАХ, ДО СКЛАДУ ЯКИХ ВХОДИТЬ ГАФНІЙ, ТА В ЕЛЕМЕНТАХ КОНСТРУКЦІЇ ПЕЛ.....	36
<i>Чернов І.О., Романьков В.О., Легенький Є.С.</i>	
ПОРІВНЯННЯ ХАРАКТЕРИСТИК І ВЛАСТИВОСТЕЙ ТАБЛЕТКОВОГО ПАЛИВА UO <sub>2</sub> ТА (U, Gd)O <sub>2</sub> .....	37
<i>Kalchenko Oleksandr, Kolodiy Igor, Kondratov Oleksandr, Tikhonovsky Mykhailo, Castellote-Alvarez Roger, Toda-Caraballo Isaac, San-Martin David</i>	
THERMAL STABILITY AND PRECIPITATION HARDENING OF Co-FREE Fe-Cr-Mn-Ni-Al HIGH-ENTROPY ALLOY AFTER LONG-TERM ANNEALING.....	38
<i>Kolodiy I.V., Frelek-Kozak M., Zaborowska A., Kalita D., Kotla S.G., Tikhonovsky M.A., Tykhonovska I.M., Kurpaska L., Tortika O.S.</i>	
NOVEL CO-FREE CR-FE-NI-MN-V BASED NON-EQUIATOMIC HIGH ENTROPY ALLOY WITH ENHANCED PHASE STABILITY AND MECHANICAL PROPERTIES.....	39
<i>Kolodiy Igor, Tikhonovsky Mikhaylo</i>	
HIGH-ENTROPY ALLOYS AS PROSPECTIVE STRUCTURAL MATERIALS FOR NEXT-GENERATION NUCLEAR REACTORS.....	40
<i>Труш В.С., Погрелюк І.М., Студент М.М., Лук'яненко О.Г.</i>	
ВПЛИВ ДИФУЗІЙНОГО НАСИЧЕННЯ ЕЛЕМЕНТАМИ ВТІЛЕННЯ НА ХАРАКТЕРИСТИКИ ПОВЕРХНЕВОГО ШАРУ ТА ОПІРНОСТІ ДО НАСИЧЕННЯ ВОДНЕМ ТИТАНУ VT1-0.....	41
<i>Кануннікова Н.О., Штефан В.В., Рудь Р.О., Зуйок В.А.</i>	
ВИПРОБУВАННЯ ЩОДО СУМІСНОГО ВИКОРИСТАННЯ СТАЛЕЙ В УМОВАХ ВХР ПЕРШОГО КОНТУРУ ВВЕР.....	42

<i>Odeychuk M.P., Tkachenko V.I., Odeychuk A.M.</i> RADIATION DIMENSIONAL STABILITY OF GSP GRAPHITE.....	43
<i>Легенький Є.С., Чернов І.О., Грицина В.М., Зігунов В.В., Зуйок В.А., Рудь. Р.О., Романьков В.О., Дикий І.В., Крайнюк Є.О.</i> РОЗРОБКА ТЕХНОЛОГІЇ ВИГОТОВЛЕННЯ І ВИЗНАЧЕННЯ МЕХАНІЧНИХ І КОРОЗІЙНИХ ХАРАКТЕРИСТИК ТАБЛЕТОК КАРБІДУ БОРУ.....	44
<i>Lytovchenko S.V., Beresnev V.M., Maksakova O.V., Horokh D.V., Mazilin B.O., Halushkov R.S.</i> EFFECT OF SUBSTRATE BIAS VOLTAGE ON THE FORMATION OF THE STRUCTURAL AND PHASE STATE OF AlN/CrN MULTILAYER COATINGS.....	45
<i>Shtefan V.V., Gebert A., Hufenbach J.K.</i> CORROSION BEHAVIOUR OF A NOVEL MULTI-PHASE Fe81Cr15V3C1 STEEL IN AGGRESSIVE ENVIRONMENTS.....	46
<i>Кузін О.Г.</i> ВИСОКОЕФЕКТИВНІ ДЕТЕКТОРИ ШВИДКИХ НЕЙТРОНІВ ДЛЯ СИСТЕМ РОЗМІНУВАННЯ НА ОСНОВІ МЕТОДУ З ВОРОТНОГО РОЗСІЯННЯ.....	47
<b>INCREASING THE LEVEL OF SAFETY AND EFFICIENCY OF NPP OPERATION</b>	
<i>Куштим А.В., Слабоспицька О.О., Старолат М.В., Грудницький В.В.</i> ВПЛИВ ПАРАМЕТРІВ ЕЛЕКТРОДУГОВОГО ЗВАРЮВАННЯ НА ЯКІСТЬ НЕРОЗ'ЄМНИХ З'ЄДНАНЬ ТВЕЛІВ ЗІ СПЛАВУ E110.....	48
<i>Балицький О.І., Колесніков В.О., Балицька В.О., Ріней І.В.</i> ЗАСТОСУВАННЯ ПІДХОДІВ МЕХАНІКИ РУЙНУВАННЯ В СУЧАСНИХ ТЕХНОЛОГІЯХ ВІДНОВЛЕННЯ ПОШКОДЖЕНИХ РОТОРІВ ВОДНЕВООХОЛОДЖУВАНИХ ТУРБОГЕНЕРАТОРІВ АЕС...	49
<i>Колесніков В.О.</i> КОМПЛЕКСНИЙ ПІДХІД ОЦІНЮВАННЯ СТАНУ ДЕГРАДОВАНИХ ПОВЕРХОНЬ ТРИВАЛО ЕКСПЛУАТОВАНИХ РОТОРІВ ТУРБОГЕНЕРАТОРІВ АЕС.....	50
<i>Балицький О.І., Колесніков В.О., Гаврилюк М.Р., Балицька В.О., Іваськевич Л.М.</i> ЗАСТОСУВАННЯ ПОЖЕЖОБЕЗПЕЧНИХ ЗМАЩУВАЛЬНО- ОХОЛОДЖУВАЛЬНИХ РІДИН ДЛЯ ПРОВЕДЕННЯ ПОТОЧНИХ РЕМОНТНИХ РОБІТ РОТОРІВ ТУРБОАГРЕГАТІВ БЕЗПОСЕРЕДНЬО НА ТУРБІННИХ ЗАЛАХ АЕС.....	51

<i>Балицька В.О., Колесніков В.О., Балицький О.І., Гаврилю М.Р.</i> ПІДВИЩЕННЯ ПОЖЕЖНОЇ ТА ЕКОЛОГІЧНОЇ БЕЗПЕКИ ЗАСТОСУВАННЯМ ЗМАЩУВАЛЬНО-ОХОЛОДЖУВАЛЬНИХ РІДИН НА ОСНОВІ ВОДНИХ ЕМУЛЬСІЙ СОНЯШНИКОВОЇ ОЛІЇ ЗА РЕМОНТНО-ВІДНОВЛЮВАЛЬНИХ РОБІТ РОТОРІВ ТУРБОГЕНЕРАТОРІВ АЕС.....	52
<i>Топал Анна, Гавлічук Денис, Мазурок Олександр, Полянський Михайло</i> АНАЛІЗ ВПЛИВУ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ВОДНЕВОЇ СТАНЦІЇ НА ІМОВІРНІСНІ ПОКАЗНИКИ БЕЗПЕКИ ЕНЕРГОБЛОКУ №2 ХМЕЛЬНИЦЬКОЇ АЕС.....	53
<i>Яковлев В.М., Мухачев А.П., Слатонцев Д.О.</i> ПРО НЕОБХІДНІСТЬ ЗАХИСТУ АЕС УКРАЇНИ ВІД РУЙНУВАННЯ КАТАСТРОФІЧНОЮ УДАРНОЮ ХВИЛЕЮ.....	54
<i>Лисичук Я.С.</i> ОЦІНКА МОЖЛИВИХ РИЗИКІВ У РОБОТІ СИСТЕМИ ЦИРКУЛЯЦІЙНОГО ВОДОПОСТАЧАННЯ АЕС.....	55
<i>Кравченко В.П., Ущановський Р.В., Куций Я.Я., Змерзлий Р.О.</i> ПОПЕРЕДНІ ТЕПЛОВИЙ ТА НЕЙТРОННО-ФІЗИЧНИЙ РОЗРАХУНКИ РЕАКТОРА ВВЕР-1000 З ВИКОРИСТАННЯМ ТРИСТРУКТУРНОГО ІЗОТРОПНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА.....	56
<i>Хома М.С., Нарівський О.Е., Рацька Н.Б.</i> ПЕРСПЕКТИВИ ПІДВИЩЕННЯ ОПІРНОСТІ КОРОЗІЙНО-ВТОМНОМУ РУЙНУВАННЮ ГАЗООХОЛОДЖУВАЧА ТУРБОГЕНЕРАТОРА АТОМНОЇ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЇ.....	57
<i>Ситников П.А., Король М.О., Волошин С.В.</i> ДЖЕРЕЛА ЖИВЛЕННЯ ДЛЯ ДУГОВОГО ЗВАРЮВАННЯ.....	58
<i>Переяславець С.А.</i> АНАЛІЗ МІЦНОСТІ КОНСТРУКЦІЙ ТА ЕЛЕМЕНТІВ ГЕРМЕТИЧНОГО ОБ'ЄМУ ЗАХИСНОЇ ОБОЛОНКИ РЕАКТОРА ВВЕР-1000 ПРИ ЗАПРОЄКТНИХ АВАРІЯХ.....	59
<i>Чумаченко О., Трубчанінов С., Фесенко Г., Ключніков І.</i> КІБЕРБЕЗПЕКА АСУ ТП АЕС УКРАЇНИ: ШЛЯХ ДО МІЖНАРОДНОЇ ГАРМОНІЗАЦІЇ.....	60
<i>Морозюк В. Ю., Воробйов Ю. Ю., Мазурок О. С.</i> ВПЛИВ МОДИФІКАЦІЇ МОДЕЛЕЙ ПОШИРЕННЯ КОРІУМУ НА РЕЗУЛЬТАТИ АНАЛІЗУ ПОВЕДІНКИ СГО В УМОВАХ ВАЖКОЇ АВАРІЇ.....	61
<i>Protchenko K.V., Ivanov Z.V., Chala M.V., Chupryna S.V., Nikolaev Y.O.</i> APPROACHES TO IMPLEMENTING MODERN INTERNATIONAL PRACTICES FOR RADIATION MONITORING IN UKRAINE.....	62

<i>Hutsalo A.S., Kyrylenko Yu.O., Pinchuk V.P., Liakhor D.O., Pecherytsia O.V.</i> IDENTIFIED CHALLENGES AND LESSONS LEARNED IN EMERGENCY PREPAREDNESS AND RESPONSE DURING WARTIME...	63
<i>Макогон А.В., Бойко М.І.</i> ЕЛЕКТРОФІЗИЧНІ МЕТОДИ ЗНЕЗАРАЖЕННЯ ВОДИ НА ОБ'ЄКТАХ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ.....	64
<i>Редкіна Г.П., Клименко С.П., Грицина В.М., Грудницький В.В., Джамірзоєв А.Д., Долгий В.А.</i> ВПЛИВ ВОДНЮ НА ОПІР ТЕРМІЧНОЇ ПОВЗУЧОСТІ ОБОЛОНОК ЗІ СПЛАВУ Zr-1%Nb.....	65
<i>Симонов А.А.</i> МЕТОДИ ОЦІНЮВАННЯ ТА УПРАВЛІННЯ РИЗИКАМИ КІБЕРЗАХИСТУ ІНФОРМАЦІЙНИХ ТА КЕРУЮЧИХ СИСТЕМ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ.....	66
<i>Мороз О.В., Литовченко С.В.</i> ЕЛЕКТРОЛІТНО-ПЛАЗМОВА ОБРОБКА ЯК УНІВЕРСАЛЬНИЙ МЕТОД ОЧИЩЕННЯ МЕТАЛЕВИХ ДЕТАЛЕЙ ДОПОМІЖНИХ СИСТЕМ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ.....	67
<i>Драпей С.С., Гаврилюк В.І., Кайдик Б.В., Пархоменко В.В., Самсоненко А.В., Остапенко І.А., Феценко Д.С.</i> ДОСЛІДЖЕННЯ МОЖЛИВОСТІ ЗАСТОСУВАННЯ ДИСТАНЦІЙНИХ ЗАСОБІВ КОНТРОЛЮ ДОСТУПУ ДЛЯ СХОВИЩ, ЗАХИСНИХ ТА ТРАНСПОРТНИХ КОНТЕЙНЕРІВ ДІВ В УМОВАХ ОСОБЛИВОГО ПЕРІОДУ.....	68
<i>Гвоздик Р.</i> РИЗИК-ОРІЄНТОВНЕ УПРАВЛІННЯ ПОСТАВКАМИ ІМПОРТНОГО ОБЛАДНАННЯ ЯК ЕЛЕМЕНТ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ БЕЗПЕКИ АЕС.....	69
<i>Кулаков Д.С., Трофименко О.Р., Гулік В.І.</i> РОЗРОБКА ЧИСЕЛЬНОГО МЕТОДУ РОЗРАХУНКУ ТЕМПЕРАТУРИ У ТВЕЛІ З ВРАХУВАННЯМ ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ ГАММА ВИПРОМІНЮВАННЯ ДЛЯ УКРАЇНСЬКОЇ СВРК.....	70
<i>Гавлічук Денис, Полянський Михайло, Мазурок Олександр</i> ШЛЯХИ ОПТИМІЗАЦІЇ ІМОВІРНІСНОГО АНАЛІЗУ БЕЗПЕКИ ВВЕР- 1000 В ЧАСТИНІ МОДЕЛЮВАННЯ ВИХІДНОЇ ПОДІЇ «ПОПЕРЕЧНИЙ РОЗРИВ КОРПУСУ РЕАКТОРА».....	71
<i>Зуйок В.А., Куштим Я.О., Рудь Р.О., Трет'яков М.В., Зігунов В.В., Грудницький В.В.</i> ПОРІВНЯЛЬНИЙ АНАЛІЗ МЕТАЛЕВИХ АЛЬТЕРНАТИВНИХ МАТЕРІАЛІВ ОБОЛОНОК ПАЛИВНИХ СТРИЖНІВ РЕАКТОРА ВВЕР-1000 В УМОВАХ НОРМАЛЬНОЇ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ТА АВАРІЙНИХ РЕЖИМІВ.....	72

<i>Чумак М.О.</i>	АЛГОРИТМИ ПІДТРИМКИ ПРИЙНЯТТЯ РІШЕНЬ З КЕРУВАННЯ ВОДНО-ХІМІЧНИМ РЕЖИМОМ АТОМНОЇ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЇ.....	73
<i>Улич І.М. Трофименко О.Р. Гулік В.І.</i>	ВІДНОВЛЕННЯ РОЗПОДІЛУ ПОТВЕЛЬНОГО ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ У БЕНЧМАРКУ FULL-CORE VVER-1000 ЗА ДОПОМОГОЮ ІМСОРЕ.....	74
<i>Горбачук В.М., Бардадим Т.О., Дунаєвський М.С., Сулейманов С.-Б.</i>	ПРОГРАМНО-ЦІЛЬОВІ МЕТОДИ ДЛЯ ЗАСТОСУВАННЯ І РОЗРОБЛЕННЯ ЯДЕРНИХ ТЕХНОЛОГІЙ.....	75
<i>Сімейко К.В., Вербовий В.П., Ліщук Б.В., Носовський А.В., Малий Є.В., Стратілат Д.П.</i>	ЩОДО ВЗАЄМОДІЇ ПРАВООХОРОННИХ ОРГАНІВ З НАСЕЛЕННЯМ ПІД ЧАС МОЖЛИВИХ ЯДЕРНИХ ТА РАДІАЦІЙНИХ ІНЦИДЕНТІВ В УМОВАХ ВОЄННОГО СТАНУ.....	76
<i>Трофимчук О.М., Триснюк В.М., Нагорний Є.І.</i>	ІНФОРМАЦІЙНІ ТЕХНОЛОГІЇ ПІДТРИМКИ ПРИЙНЯТТЯ РІШЕНЬ ПРИ ВИНИКНЕННІ НЕБЕЗПЕЧНОГО РАДІАЦІЙНОГО ЗАБРУДНЕННЯ МІСЦЕВОСТІ.....	77
<i>Жуков О.І., Редкіна Г.П.</i>	ПЕРЕОРІЄНТАЦІЯ ГІДРИДІВ В ОБОЛОНЦІ ТВЕЛІВ.....	78
<i>Sokolenko V.I., Grigороva T.K., Okovit V.S., Rzhhevskiy V.A.</i>	STUDY OF CHANGES IN THE MECHANICAL PROPERTIES OF CARBON SORBENTS DURING THE ADSORPTION OF METHYL IODIDE AND WATER VAPOR.....	79
<i>Шахов Є.О.</i>	ОГЛЯД СУЧАСНОГО СТАНУ МЕТОДОЛОГІЇ АНАЛІЗУ НАДІЙНОСТІ ПЕРСОНАЛУ ПРИ БАГАТОБЛОКОВИХ АВАРІЯХ.....	80
<b>CHALLENGES OF THERMONUCLEAR FUSION</b>		
<i>Martseniuk Yu.P., Kovtun Yu.V., Lozin O.V., Korovin V.B., Romanov V.S., Maznichenko S.M., Krasiuk O.Yu., Yevsiukov O.V., Baron D.I., Makhov M.N., Shapoval A.N., Tsybenko S.A., Griбанov V.Yu., Moiseenko V.E.</i>	COMPARISON OF GLOW DISCHARGE PLASMA CHARACTERISTICS IN DIFFERENT GASES ON THE URAGAN-2M STELLARATOR.....	81
<i>Kovtun Yu.V.</i>	THE EUROFUSION PROGRAMME 2026-2027.....	82

*Kozulya M.M., Kovtun Yu.V., Korovin V.B., Tsybenko S.A., Baron D.I.,  
A.V. Yevsyukov, Krasyuk A.Yu., Maznichenko S.M., Lozin A.V.,  
Kramskoj E.D., Martseniuk Yu.P., Moiseenko V.E.*  
OVERVIEW OF VERY HIGH FREQUENCY DISCHARGE FOR  
WALL CONDITIONING AT URAGAN-2M STELLARATOR.....82

*Сморцов М.Ю.*  
ПОШИРЕННЯ ЕЛЕКТРОМАГНІТНИХ ХВИЛЬ ПЛАЗМОВИМ  
ЦИЛІНДРОМ В МАГНІТНОМУ ПОЛІ.....83

*Len E.G., Smolnik S.V., Galstian I.Ye., Shevchenko M.Ya., Shatnii T.D.,  
Tsapko Ye.A., Makeieva I.M., Gerasymov O.Yu.*  
DUAL-SHELL THERMONUCLEAR REACTOR SHIELDING AS AN  
INTEGRATED Cs-ASSISTED THERMIONIC ENERGY CONVERTER: A  
NEW CONCEPT BASED ON SAME-MATERIAL  
SINGLE-CRYSTAL ELECTRODES WITH IDENTICAL  
CRYSTALLOGRAPHIC ORIENTATIONS.....84

*Чернетко К.В., Ковба В.В., Загільський В.А.*  
ВИКОРИСТАННЯ МАЙДАНЧИКІВ АТОМНИХ  
ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ УКРАЇНИ ДЛЯ РОЗМІЩЕННЯ  
ТЕРМОЯДЕРНИХ УСТАНОВОК РІЗНОЇ ПОТУЖНОСТІ.....85

#### **NUCLEAR MEDICINE**

*Чкуаселі К.Г., Трусова В.М.*  
МОЛЕКУЛЯРНЕ МОДЕЛЮВАННЯ ВЗАЄМОДІЇ ФЛУОРИСЦЕНТНИХ  
ЗОНДІВ І РАДІОТРЕЙСЕРІВ ДЛЯ МЕТАБОЛІЧНОЇ АКТИВНОСТІ.....86

#### **NUCLEAR, RADIATION AND ENVIRONMENTAL SAFETY IN THE RADIOACTIVE WASTE/SPENT NUCLEAR FUEL MANAGEMENT**

*Бойко Ю.Б., Zanella Y.*  
CALIBRATION OF GAMMA DETECTORS FOR EFFECTIVE  
DETERMINATION OF NUCLEAR-PHYSICAL  
CHARACTERISTICS OF NUCLEAR  
WASTE.....87

*Sayenko Sergey, Shkuropatenko Volodymyr, Lobach Kostiantyn,  
Vecernik Petr, Kašpar Vlastislav, Milisavljevic Iva and Scott T. Mixture*  
STRENGTH AND LEACHING BEHAVIOR OF IRON-MODIFIED  
Mg-K PHOSPHATE MATRICES IMMOBILIZING RHENIUM AS  
TECHNETIUM SURROGATE.....88

*Lobach Kostiantyn, Kolodiy Igor, Kuprin Oleksandr, Rostova Hanna,  
Sayenko Sergey, Pylypenko Oleksandr, Pugach Sergii*  
JOINING OF SIC-BASED MATERIALS USING COMPLEX  
CERAMIC FILLERS.....89

<i>Guzii S., Rozko A., Fomina T.</i> RESEARCH ON THE FROST RESISTANCE OF BORON-CONTAINING COMPOUNDS BASED ON GEOCEMENT.....	90
<i>Сімейко К.В., Тегкаєв Є.Т, Гавриленко В.С., Остапчук М. В., Хоменко Д.О., Бережок М.О.</i> РОЗРОБКА СПОСОБУ ДЕМОНТАЖУ ГРАФІТОВОЇ КЛАДКИ ЯДЕРНИХ ЕНЕРГЕТИЧНИХ УСТАНОВОК.....	91
<i>Skoblyk O.M., Simeiko K.V.</i> PROSPECTS FOR THE APPLICATION OF TiO <sub>2</sub> TO ENHANCE THE PROTECTIVE PROPERTIES OF CEMENT MATRICES FOR THE MANAGEMENT OF IRRADIATED NUCLEAR GRAPHITE.....	92
<i>Сімейко К.В., Є.В. Малий, К.В. Лобач, А.О. Дорошенко, П.В. Сабенін</i> РОЗРОБКА СПОСОБУ ВИЛУЧЕННЯ РАДІОАКТИВНИХ ІЗОТОПІВ КОБАЛЬТУ ТА ХЛОРУ З ОПРОМІНЕНОГО ГРАФІТУ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК.....	93
<i>Дорман О.Ю., Сімейко К.В.</i> УДОСКОНАЛЕННЯ МЕТОДІВ ПОДРІБНЕННЯ ТА СОРТУВАННЯ ОПРОМІНЕНОГО ГРАФІТУ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК З ВИКОРИСТАННЯМ ШТУЧНОГО ІНТЕЛЕКТУ .....	94
<i>Vanzha S.O., Kutnii D.V., Burdeinyi D.D., Medvedev O.V., Afanasieva I.O., Afanasiev S.N., Sashenko S.O., Zyma G.V.</i> ВИГОТОВЛЕННЯ ЕТАЛОНІВ УРАНОВИХ МАТЕРІАЛІВ ДЛЯ ГАМА-СПЕКТРОМЕТРИЧНИХ ДОСЛІДЖЕНЬ В ЯДЕРНІЙ КРИМІНАЛІСТИЦІ.....	95
<i>Solodovnikova L.M., Semynozhenko V.P., Pavlenko T.O.</i> TESTING AND ANALYSIS OF INDOOR RADON IN UNDERGROUND SCHOOLS, SCHOOLS IN METRO AND UNDERGROUND SHELTERS.....	96
<i>Удовицький В.Г., Литвиненко В.В., Соколенко В.І</i> ПЕРСПЕКТИВИ ВИКОРИСТАННЯ МЕТАЛ-ОРГАНІЧНИХ КАРКАСІВ ДЛЯ ПОГЛИНАННЯ РАДІОНУКЛІДІВ В ВИКИДАХ АТОМНОЇ ПРОМИСЛОВОСТІ.....	97
<i>Svitlychnyi Y., Sayenko S., Shabalin B., Shkuropatenko V., Kholomieiev H., Pylypenko O.</i> EFFECT OF PRESSURE AND TEMPERATURE ON THE IMMOBILIZATION OF INCINERATED RADIOACTIVE WOOD ASH IN GEOPOLYMER MATRIX.....	98
<i>Катречко В.В., Бровкін Б.О., Юферов В.Б., Вінніков Д.В., Ткачов В.І., Озеров О.М., Онищенко І.М., Петренко С.О.</i> ІМПУЛЬСНІ ЕРОЗІЙНІ ДЖЕРЕЛА МЕТАЛ-ОКСИДНОЇ ПЛАЗМИ ДЛЯ ІМІТАЦІЙНИХ ЕКСПЕРИМЕНТІВ З МАГНІТОПЛАЗМОВОЇ СЕПАРАЦІЇ ВЯП/РАВ.....	99

<i>Ладан С.П., Борисенко В.І.</i> РОЗРАХУНОК ЗАЛИШКОВОГО ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ ВЯП: ЗАСТОСОВНІСТЬ МІЖНАРОДНИХ СТАНДАРТІВ ДЛЯ ВВЕР-1000.....	100
<i>Новгородцев В.О., Колесніков О.В., Нагорняк В.Т.</i> ВПЛИВ УМОВ СВІТЛОЗБОРУ В ОРГАНІЧНИХ СЦИНТИЛЯЦІЙНИХ ДЕТЕКТОРАХ НА ЯКІСТЬ НЕЙТРОН ГАММА РОЗДІЛЕННЯ ДЛЯ СИСТЕМ РАДІАЦІЙНОГО МОНІТОРИНГУ .....	101
<i>Тєжкаєв Є.Т., Сімейко К.В.</i> ОГЛЯД ПІДХОДІВ ДО ДЕМОНТАЖУ ГРАФІТОВОЇ КЛАДКИ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК.....	102
<i>Шабалін Б.Г., Міцюк Н.Б., Саєнко С.Ю., Світличний Є.О.</i> СИНТЕТИЧНІ ЧЕРАЛІТИ ЯК КОНСЕРВУЮЧІ МАТРИЧНІ МАТЕРІАЛИ ДЛЯ ІММОБІЛІЗАЦІЇ РАДІОНУКЛІДІВ З ВОДНИХ СЕРЕДОВИЩ.....	103
<i>Казимиров О.С., Ієвлєв С.М. Чорний Є.В.</i> ПРИЛАДИ АКП У ЗАБЕЗПЕЧЕННІ ЯДЕРНОЇ, РАДІАЦІЙНОЇ І ЕКОЛОГІЧНОЇ БЕЗПЕКИ ТА ПРИ ПОВОДЖЕННІ З РАВ.....	104
<b>PUBLIC ENGAGEMENT AND COMMUNICATION IN THE NUCLEAR SECTOR</b>	
<i>Bachunskiy Volodymyr, Protchenko Kseniia, Ivanov Zakhar, Chala Mariia, Yesyrenko Yuliia, Nikolayev Yevhen</i> PRACTICAL CAPACITY BUILDING: KNOWLEDGE MANAGEMENT AND TRAINING FOR RADIATION SAFETY UNDER WARTIME CONDITIONS.....	105
<i>Просяннікова Я.М.</i> РОЛЬ КОРПОРАТИВНОЇ СОЦІАЛЬНОЇ ВІДПОВІДАЛЬНОСТІ У ФОРМУВАННІ ІНТЕЛЕКТУАЛЬНОГО КАПІТАЛУ ТА ПОЗИТИВНОГО ІМІДЖУ ПІДПРИЄМСТВА.....	106

## **DOPPLER AND HELIUM-COOLANT DENSITY REACTIVITY COEFFICIENTS IN THE GFR-2400: MONTE CARLO CALCULATIONS AND SENSITIVITY ANALYSIS**

**<sup>1</sup>Ulych I.M., <sup>2,3</sup>Malovytsia M.S., <sup>3</sup>Fomin S.P.**

<sup>1</sup>Taras Shevchenko National University of Kyiv, Kyiv, Ukraine

<sup>2</sup>V.N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine

<sup>3</sup>National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", Kharkiv, Ukraine, [ulichilarion@gmail.com](mailto:ulichilarion@gmail.com)

The Gas-Cooled Fast Reactor GFR-2400 is one of the European Generation IV concepts developed for high thermal efficiency and advanced fuel cycle options [1-3]. An important part of its neutronic characterization is the study of safety-related reactivity effects, especially the Doppler coefficient and the reactivity response to helium coolant density reduction [1,2].

This study evaluates the Doppler and helium-coolant density reactivity coefficients for the GFR-2400 core using Monte Carlo modelling with the Serpent code [4]. The reference model for our neutronic and thermal-hydraulic analysis is the fast-spectrum core developed within the GoFastR project as a reference model for neutronic and thermal-hydraulic analysis [2,3].

Our main objective is to determine the core's reactivity response to changes in fuel temperature and coolant density, and to assess the sensitivity of these coefficients to modelling assumptions. The Doppler coefficient is one of the key feedback parameters associated with fuel heating, while the coolant density coefficient is directly related to depressurization effects, which are important for GFR safety analysis [1,2].

The methodology of the work is based on parametric Serpent calculations for a set of perturbed states relative to a nominal GFR-2400 model [2,4]. The reactivity coefficients will be derived from changes in the effective multiplication factor under variations of fuel temperature and helium density. In addition, a sensitivity-oriented analysis will be performed in order to identify which parameters have the strongest influence on the evaluated feedbacks. Such an approach is motivated by earlier GFR-2400 studies, where sensitivity and uncertainty analysis was recognized as an essential part of fast reactor characterization because of the strong role of nuclear data and material-property uncertainties [1-3].

### **References:**

1. Perko Z., Pelloni S., Mikityuk K., Krepel J., Szieberth M., Gaëtan G., et al. *Core neutronics characterization of the GFR2400 Gas-Cooled Fast Reactor // Progress in Nuclear Energy*. 2014.
2. *GoFastR Project. GFR2400 core neutronics and thermal-hydraulics characterization. Final report*.
3. *GoFastR Project. FP7 GoFastR project publishable final report*. 2013.
4. Leppänen J., Pusa M., Viitanen T., Valtavirta V., Kaltiaisenaho T. *The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013 // Annals of Nuclear Energy*. 2015. Vol. 82. P. 142-150.

## ITERATIVE METHOD OF FINDING SELF-SIMILAR SOLUTION OF THE NUCLEAR BURNING WAVE IN GFR

<sup>1,2</sup>Malovytsia M.S., <sup>1</sup>Fomin S.P.

<sup>1</sup>National Science Center “Kharkiv Institute of Physics and Technology”

<sup>2</sup>V.N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine,

[mmalovytsia@gmail.com](mailto:mmalovytsia@gmail.com)

One of the promising candidates for next-generation nuclear reactors is fast nuclear reactors, since they provide higher efficiency in nuclear fuel utilization and allow breeding of nuclear fuel from natural (unenriched) uranium, which effectively increases the amount of energy that can be obtained from known uranium resources. However, the issue of nuclear reactor safety, particularly their resistance to accident scenarios, remains highly relevant.

In our study, we consider the concept of a nuclear burning wave (NBW) reactor (also known as TWR and CANDLE) [1–4], in which, due to inherent physical principles, the possibility of the reactor reaching a supercritical state is excluded. In addition, this concept involves the simultaneous breeding and burnup of nuclear fuel within the reactor core, which makes it possible to extend a single fuel loading cycle to several decades. This eliminates the need for fuel reloading and significantly increases the efficiency of fuel utilization.

Modeling the nuclear burning wave is a rather complex process, since it requires the simultaneous solution of the neutron transport equation and the equations describing the transformation of fuel nuclides over relatively long-time intervals. Such modeling makes it possible to investigate non-stationary processes of the nuclear burning wave initiation and propagation, however, requires significant amount of computational time. At the initial stage of the study, a self-similar solution of the system of equations can be used to analyze the main parameters at the NBW steady state. This significantly speed up calculations.

To obtain a self-similar solution to the system of non-stationary equations, following [1], we use the Galilean transformation into the wave-coupled reference frame ( $x = z + Vt$ , where  $x$  is the self-similar variable,  $z$  is the coordinate along which the nuclear combustion wave propagates,  $V$  is the wave velocity, and  $t$  is time). After this transformation, two coupled eigenvalues appear in the system of equations: the NBW propagation velocity and the reactor power.

In this work, an iterative method was developed to determine these eigenvalues of the self-similar solutions of non-stationary equations describing the steady state of NBW in the GFR with U-Pu-Zr metallic fuel. The data and information presented in the paper are part of an ongoing EURATOM coordinated research project “TREASURE”, project # 101164616.

### References:

- 1 L.P. Feoktistov. *An analysis of a concept of a physically safe reactor* // Preprint IAE-4605/4. 1988.
- 2 E. Teller. *Nuclear Energy for the Third Millennium* // UCRL-JC-129547, LLNL, Livermore, CA, USA. 1997.
- 3 H. Sekimoto. *A Light of CANDLE: New Burnup Strategy*. Tokyo Institute of Technology, Tokyo. 2005.
- 4 S.P. Fomin, Yu.P. Mel'nik, V.V. Pilipenko, N.F. Shul'ga. *Investigation of Self-Organization of the Non-Linear Nuclear Burning Regime in Fast Neutron Reactors* // *Annals of Nuclear Energy*. 2005. Vol. 32. pp. 1435–1456.

## **JUSTIFICATION OF SMALL MODULAR REACTOR POWER FOR POST-WAR RECOVERY OF UKRAINE'S ENERGY SYSTEM**

**<sup>1</sup>Ratushnyi O.V., <sup>1</sup>Kondus V.Y., <sup>1</sup>Sotnyk M.I., <sup>1</sup>Rybalchenko V.M., <sup>1,2</sup>Simeiko K.V.,**

**<sup>1,3</sup>Ivanov V.O., <sup>1</sup>Ostroha R.O., <sup>1</sup>Liaposhchenko O.O., <sup>1</sup>Marenok V.M.,**

**<sup>1</sup>Khovansky S.O.**

<sup>1</sup>Sumy State University, Sumy, Ukraine, [o.liaposhchenko@pohnp.sumdu.edu.ua](mailto:o.liaposhchenko@pohnp.sumdu.edu.ua)

<sup>2</sup>Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, Kyiv, Ukraine,

<sup>3</sup>International Association for Technological Development and Innovations, Ukraine

Small Modular Reactors (SMRs) are a key direction in the worldwide development of nuclear power and an essential element in Ukraine's post-war recovery of its energy system. According to the International Atomic Energy Agency (IAEA) and the OECD Nuclear Energy Agency (OECD/NEA), SMRs are nuclear power plants with an electrical output of up to 300 MW. Based on the analysis, the feasibility of selecting the design power of an SMR for Ukraine's conditions is assessed across technical, system-level, and strategic factors. In many respects, SMRs (nominal electrical power of 100-300 MW) are comparable to large-scale nuclear power plants, with similar requirements for electrical grids and supporting infrastructure. That undermines key advantages of SMRs, such as decentralized deployment, phased commissioning, and increased power system resilience. At the same time, very low-power installations below 10-20 MW, despite their compactness, are mainly intended for isolated or specialized consumers and have limited potential for base-load generation.

At the stage of developing the baseline technical concept, the choice of a nominal electrical power of 55 MW and thermal power of 180 MW is substantiated. This power level provides an optimal compromise among generation efficiency, equipment serial manufacturability, and integration flexibility into local and regional electrical grids. SMR of this class can operate as a base-load source, be effectively combined with renewable energy sources, and be used for heat cogeneration or industrial applications.

Selecting appropriate power-level SMRs to address Ukraine's energy security challenges in the post-war period is essential. Decentralized deployment of several SMR units (nominal electrical power of 55 MW) increases the power system's survivability, reduces vulnerability to external impacts, and enables phased restoration of generating capacity, including the replacement of damaged combined heat and power (CHP) plants or thermal power plants (TPP). The choice of a nominal electrical power of 55 MW and a nominal thermal power of 180 MW for the SMR is justified by the ability to duplicate or replace destroyed CHP plants and TPPs with similar parameters, using existing distribution and transmission systems to supply electrical and thermal energy to consumers. The installation of 2 to 6 SMR units (nominal electrical power of 55 MW, thermal power of 180 MW), depending on the required total capacity, enables reserve duplication or replacement of large centralized generating units (CHP/TPP, nominal power 100-300 MW). SMR units can provide flexible capacity to smooth peak electricity demand by placing part of the units in hot standby during periods of reduced consumption and starting them during peak demand.

The conclusions about the development of a baseline technical concept of a CHP-type SMR based on a pressurized water reactor (PWR), intended for combined production of electricity and heat (nominal electrical power of 55 MW, nominal thermal power of 180 MW), are technically and strategically justified for the conditions of Ukraine and consistent with current international trends in nuclear energy development.

The work was carried out with the support of the Ministry of Education and Science of Ukraine, research project State Reg. No. 0126U000865 «Development of the Main Coolant Pump and Steam Generator for a Small Modular Reactor (SMR)».

## UKRAINIAN NUCLEAR ENERGY: STRATEGIC RESOURCE IN THE FACE OF GLOBAL RESOURCE SHORTAGES

<sup>1</sup>Baranov V., <sup>1,2</sup>Kozii Ye.

<sup>1</sup>M.S. Poliakov Institute of Geotechnical Mechanics of the NAS of Ukraine, Dnipro, Ukraine;

<sup>2</sup>Technical University “Metinvest Polytechnic” LLC, Zaporizhzhia, Ukraine, andreevich7526@i.ua; [kozyi.es@gmail.com](mailto:kozyi.es@gmail.com)

Today, the energy sectors of most countries are based on the coal and nuclear industries, with coal power being phased out while nuclear power continues to grow [1]. Given modern realities – such as population growth and the expansion of industry, infrastructure, cities, and engineering facilities – this process is expected to continue for years, and possibly decades, to come. Since the fuel and energy complex must be constantly maintained, improved, and expanded – particularly the electric power industry – the development and modernization of nuclear energy is not merely relevant, but a vital strategy for our country’s development in the near term. In 2021, Ukraine formulated the state program 'Critical and Strategic Mineral Resources of Ukraine in the Context of Globalization and Climate Change,' which provides a solid foundation for our country [2]. Given that our country has its own crystalline shield, which has been sufficiently geologically studied, one could say that the nuclear industry is fully supplied with radioactive raw materials. The shield rocks are responsible for the elevated concentrations of radioactive elements in our country. The problem is that these elements are associated with highly durable and ductile rocks, so their destruction and subsequent extraction are costly. On the other hand, there are areas within and around the shield itself where radioactive, rare earth, trace, and light elements are found in sediments and sedimentary rocks, making extraction from these elements significantly easier and more cost-effective. Let us examine these rocks in greater detail, as different scientific schools employ different classifications for them, and even sediments (such as sand, clay, etc.) are sometimes referred to as rocks. Our crystalline shield, composed of several large blocks, was formed approximately 2 billion years ago. Since then, peneplanation processes have significantly reduced its thickness. According to various estimates, its thickness has decreased by 2-3 km. Throughout this time, all eroded sediments were transported to the north, south, east, and west. Radioactive, rare-earth, rare, and other similar elements and minerals were transported along with them. Elements released during the transport process partially remained within detrital grains, partially formed organometallic compounds in coal matter, and partially remained in situ. Consequently, geologists have noted elevated concentrations of these strategic elements in the sediments covering the crystalline shield, as well as in the sediments and sedimentary rocks (including coal) surrounding the shield on all sides. In recent years, researchers at the Institute of Geotechnical Mechanics of the NAS of Ukraine have studied this issue in considerable detail, constructing schematic maps of the distribution of radioactive elements, germanium, zirconium, and other elements, in the hope that these findings will prove valuable to end-users [3].

1. Baranov, V.A., Khomenko, N.V. *Assessment of Gas Content in Coal Deposits. SHEI "National Mining University". Dnipropetrovsk, 2015, 156 p.*

2. Bulat A.F., Baranov V.A. *The process of accumulation of germanium in the coal of the Ukraine // Geo-Technical Mechanics, 2021, №159, pp. 3-8.*

3. Ishkov V., Kozii Ye., Chernobuk O., Dreshpak O., Buketov V. *Territorial distribution of germanium in the c5 coal seam on the territory of the “Pavlohradska” mine. Mineral Resources & Energy Congress (SEP 2024). E3S Web of Conferences, Volume 526, No. 01017. 11p.*

## MODERNIZATION OF THE ESU-2 ACCELERATOR CONTROL SYSTEMS FOR HIGH-PRECISION ION IRRADIATION EXPERIMENTS

Sunhurov B.S., Karpov S.O., Tolstolutska G.D.

National Science Center “Kharkiv Institute of Physics and Technology”, Kharkiv, Ukraine, [b.sungurov@gmail.com](mailto:b.sungurov@gmail.com)

This work addresses the modernization of the control and diagnostic subsystems of the ESU-2 accelerator complex. The necessity of this upgrade arises from increasingly stringent requirements for reproducibility in ion irradiation experiments results related to radiation resistance of structural materials, as well as from the demand for enhanced accuracy and long-term stability of ion beam parameters. In advanced radiation materials research, even slight energy fluctuations or systematic uncertainties in dose evaluation lead to measurable deviations in defect production rates, microstructural evolution pathways, and the interpretation of degradation mechanisms. Accordingly, the refinement of accelerator hardware and beam control algorithms should be considered an ongoing process of technological optimization directed toward improving experimental reliability. In addition, energy efficiency constitutes a critical parameter of modern accelerator operation; under conditions of limited energy resources, modernization must ensure not only improved performance metrics but also a reduction in specific energy consumption. Within this framework, optimization of electrode geometry, power supply systems, and beam regulation algorithms is treated as a strategic approach to strengthening both the scientific validity of experimental results and the energy sustainability of the research infrastructure.

The primary objective was to upgrade certain subsystems of the accelerator in order to increase ion energy stability, improve irradiation dose accuracy, and automate the control of movable elements in beam transport and sample positioning systems.

Energy stabilization was improved through optimization of the geometry of control electrodes and refinement of beam regulation algorithms, resulting in an ion energy stability better than 0.1%.

The beam current registration system was upgraded by implementing a wide-range current integrator based on the Silicon Labs C8051F410 microcontroller (Fig.1), ensuring measurement accuracy within 1% and enhanced long-term stability. This significantly increased the reliability of dose determination, particularly during prolonged irradiations.

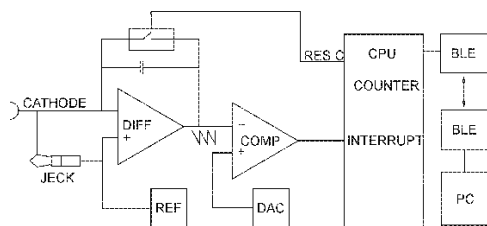


Fig.1. Schematic representation of a wide-range current integrator

Automation of beamline and sample positioning systems was achieved by replacing outdated mechanisms with stepper motors and servo drives controlled by Atmega family microcontrollers, enabling programmable motion control with adjustable speed and repeatable positioning. As a result, overall equipment reliability improved, experimental procedures were shortened, and total energy consumption was reduced.

The implemented modernization substantially enhanced accelerator performance and created conditions for high-precision, reproducible, and energy-efficient radiation materials research.

## ДОСЛІДНИЙ ШВИДКИЙ КАНАЛЬНИЙ РЕАКТОР, ЩО ПРАЦЮЄ У РЕЖИМІ БЕГУЧОЇ ХВИЛІ ЯДЕРНИХ ПОДІЛІВ, З М'ЯКИМ НЕЙТРОННИМ СПЕКТРОМ

Тарасов В.О., Чернеженко С.А., Ващенко В.М., Щербина М.Р., Лаврухін В.В.  
Національний університет «Одеська політехніка», [vtarasov@ukr.net](mailto:vtarasov@ukr.net)

Перспективним напрямом розвитку ядерної енергетики є розробка ядерних реакторів, що працюють у режимі бегучої хвилі ядерних поділів. До 2013 року всі роботи у цій галузі були присвячені дослідженню фізичних процесів хвильового горіння на швидких нейтронах. У 2013 році американська компанія Terra-Power активно перейшла до стадії технічної розробки такого реактора (Traveling Wave Reactor) і цим викликала наукову дискусію, в якій було виявлено проблему радіаційної стійкості конструкційних матеріалів першої стінки твелів, що ставить під сумнів можливість реалізації такого ядерного реактора в найближчому майбутньому. А саме, було показано, що радіаційна стійкість конструкційних матеріалів першої стінки твелів реакторів, що працюють в режимі бегучої хвилі поділів на швидких нейтронах, повинна бути забезпечена на рівні 500 ДПА, а наявні і перспективні реакторні конструкційні матеріали мають радіаційну стійкість до 80-100 ДПА [1]. На сьогодні для уранового подільного середовища висловлено дві пропозиції, пов'язані з можливим вирішенням цієї проблеми. Перше це можлива реалізація реактора, що працює в режимі бегучої хвилі поділів, на нешвидких нейтронах, наприклад, на надтеплових нейтронах (максимум енергетичного спектра нейтронів в області 3 - 7 еВ) [2]. Друге це ідея технічної реалізації переміщення середовища, в якому біжить хвиля поділів, відносно стінки твела із заданою швидкістю, що забезпечує необхідне зниження впливу нейтронного опромінення до рівня радіаційної стійкості 80 - 100 ДПА [3].

У роботі представлена принципова схема конструкції дослідного зразка швидкого каналного реактора, що працює в режимі бегучої хвилі ядерних поділів, з м'яким швидким нейтронним спектром. Проблема радіаційної стійкості у цьому реакторі вирішується з урахуванням вищеописаних пропозицій [2,3]. Як ядерне паливо, у якому біжить хвиля поділів, використовується дикарбід урану. Максимум м'якого швидкого спектру нейтронів реактора знаходиться в області 20 – 50 кеВ, що відповідає спектру нейтронів у гомогенному середовищі з дикарбиду урану. Також у конструкції реалізовано переміщення палива, в якому біжить хвиля поділів, відносно стінки паливного каналу.

### Література:

1. Rusov V.D., Tarasov V.A., Sharf I.V. et al, *On some fundamental peculiarities of the traveling wave reactor operation. // Science and Technology of Nuclear Installations. — 2015. — Vol. 2015. — P. 1 – 23.*
2. Rusov V.D., Tarasov V.A., Eingorn M.V., Cherezhenko S.A. et al. *Ultraslow wave nuclear burning of uranium-plutonium fissile medium on epithermal neutrons. // Progress in Nuclear Energy. — 2015. — 83. — P. 105 – 122.*
3. Rusov V.D., Tarasov V.A., Vashchenko V.N., Cherezhenko S.A. *Fast traveling-wave reactor of the channel type. // Interdisciplinary Studies of Complex Systems. — 2016. — No. 9. — P. 36 – 57.*

## **АНАЛІЗ ТЕХНІЧНИХ РІШЕНЬ ЩОДО ОХОЛОДЖЕННЯ ЦИРКУЛЯЦІЙНОЇ ВОДИ КОНДЕНСАТОРІВ ТУРБІН НОВИХ БЛОКІВ В УМОВАХ ОБМЕЖЕНИХ ВОДНИХ РЕСУРСІВ**

**Федотов В.В., Корчун В.В.**

Філія «ВП «АТОМПРОЕКТІНЖІНІРИНГ» АТ НАЕК «ЕНЕРГОАТОМ», м. Київ, Україна, [v.fedotov@direkcy.atom.gov.ua](mailto:v.fedotov@direkcy.atom.gov.ua), [v.korchun@direkcy.atom.gov.ua](mailto:v.korchun@direkcy.atom.gov.ua)

Розвиток атомної енергетики України передбачає будівництво нових енергоблоків за американською технологією Westinghouse з ядерними реакторами покоління III+ типу AP1000. Відповідно постане потреба у створенні надійної системи охолодження для цих енергоблоків з мінімізованим впливом на навколишнє середовище. Забезпечення можливості необхідного тепловідведення та підтримка сталої роботи турбогенераторної установки в умовах обмеженого ресурсу охолоджуючої води, особливо для південних регіонів України (майданчик Південноукраїнської АЕС), є важливим питанням під час прийняття рішення щодо розміщення нових генеруючих потужностей.

Застосування **сухих конденсаторів**, що працюють за принципом прямої конденсації пари у теплообмінниках під впливом примусової вентиляції. Проте дана система займає велику площу та збільшує витрати електроенергії на власні, також виникає необхідність значної зміни компонування турбінного відділення та безпосередньо турбіни. [1]

**Сухі модульні градирні**, які складаються з автономних модулів з власними вентиляторами. Кількість працюючих модулів можна змінювати в залежності від потужності реактора а також виводити їх у ремонт, не зупиняючи енергоблок.

**Баштові градирні типу Геллера** в яких тепло скидається в атмосферу через «дельтаподібні» теплообмінники (радіатори Форго), розташовані по периметру градирні. Далі охолоджена вода подається у змішувальний конденсатор, що є більш простим та дешевим у використанні, має менші габарити в порівнянні з поверхневим конденсатором. З недоліків можна виділити більші за габаритами баштові градирні в порівнянні з випарними та необхідність великого об'єму хімічно знесоленої та очищеної води для циркуляції у контурі охолодження. [2]

Варто звернути увагу, що загальною проблемою для будь-якого типу сухого охолодження є залежність від температури навколишнього повітря та вітру, що в умовах високих температур може викликати необхідність часткового зниження потужності блоку. Проте цього можна частково уникнути шляхом застосування адіабатного охолодження сухих градирень або виводом енергоблока у ремонт на період літніх температурних піків. [3]

### **Література:**

1. Jim Cuchens, Chris Lazenby. *Feasibility of Air-Cooled Condenser Cooling System for the Standardized AP1000 Nuclear Plant (the "Revised Report")*. SNC000024, January 9, 2009, pp. 17-26.
2. I. P. Nita, R. Pancef. *Conceptual design and layout of air-cooling condensers (acc) required as heat sink for alfred lfr demonstrator reactor*. NUCLEAR – 2022. *The 14th Annual International Conference on Sustainable Development through Nuclear Research and Education*. pp. 161-168.
3. *Efficient Water Management in Water Cooled Reactors*. IAEA Nuclear Energy Series. No. NP-T-2.6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2012.

## **ЕФЕКТИВНІСТЬ ВИКОРИСТАННЯ BIM-ТЕХНОЛОГІЙ ДЛЯ МОДЕЛЮВАННЯ ВНУТРІШНІХ ТА ЗОВНІШНІХ МЕРЕЖ АЕС**

**Бекіров В.О., Загільський В.А., Ковба В.В.**

Український державний університет науки і технологій ННІ «Придніпровська державна академія будівництва та архітектури», м. Дніпро, Україна,  
[bekirow.veli@gmail.com](mailto:bekirow.veli@gmail.com), [v.v.zahilskyi@ust.edu.ua](mailto:v.v.zahilskyi@ust.edu.ua), [v.v.kovba@ust.edu.ua](mailto:v.v.kovba@ust.edu.ua)

Сучасне проектування складних інженерних об'єктів, зокрема атомних електростанцій, потребує застосування інноваційних цифрових технологій. Однією з ключових технологій, що активно впроваджується у будівництві та енергетиці, є інформаційне моделювання будівель. Використання цих технологій дозволяє створити єдину цифрову модель об'єкта, яка містить геометричні, технічні та експлуатаційні характеристики всіх елементів системи.

Особливо важливим є застосування BIM-технологій при проектуванні зовнішніх та внутрішніх інженерних систем (опалення, вентиляція, кондиціонування, водопостачання, каналізація та ін.) електростанцій, оскільки такі об'єкти характеризуються високою складністю інженерних мереж, великою кількістю трубопроводів, вентиляційних систем та технологічного обладнання. Помилки на стадії проектування можуть призвести до значних фінансових втрат і складнощів під час будівництва, тому використання цифрових моделей дозволяє знизити ризики та підвищити якість проектних рішень [1].

Метою роботи є аналіз ефективності використання BIM-технологій для моделювання комунікаційних систем атомних електростанцій на прикладі сучасних міжнародних проєктів [2].

Показовим прикладом застосування BIM є будівництво атомної електростанції Гінклі-Поїнт С у Великій Британії. Це один із найбільших інфраструктурних проєктів у Європі, у межах якого створено комплексну цифрову інформаційну модель станції, що об'єднує архітектурні, конструктивні та інженерні системи [3]. BIM-модель використовується для координації численних інженерних систем, включаючи трубопроводи, системи вентиляції та системи безпеки.

Впровадження BIM-технологій дозволяє здійснювати просторову координацію інженерних мереж і виявляти колізії між різними системами ще на стадії проектування. Під час моделювання було виявлено тисячі потенційних конфліктів між елементами конструкцій та інженерних комунікацій, що дало змогу усунути їх до початку будівельних робіт [2]. Це значно зменшило ризик помилок і затримок у процесі реалізації проєкту.

Таким чином, використання BIM-технологій при моделюванні комунікаційних систем атомних електростанцій дозволяє підвищити точність проектування, покращити координацію інженерних мереж, зменшити кількість колізій та оптимізувати будівельні процеси. Досвід реалізації проєкту електростанції Гінклі-Поїнт С демонструє значний потенціал BIM для підвищення ефективності проектування та управління складними інфраструктурними об'єктами енергетичної галузі.

### **Література:**

1. Van Aaken P. *The use of BIM in nuclear power plant construction* // Cambridge University Engineering Department. 2018.
2. Tekla. *How BIM helped design Hinkley Point C nuclear power station* // Tekla Structural BIM Software. 2020.
3. ADDA BIM. *The Hinkley Point C UK project: 3D modelling and clash detection* // ADDA BIM Technologies. 2021.

## ЕНЕРГЕТИЧНІ СПЕКТРИ СПОВІЛЬНЮВАНИХ НЕЙТРОНІВ У ГЕТЕРОГЕННИХ ТОРІЙ-ВУГЛЕЦЕВИХ СЕРЕДОВИЩАХ

Лаврухін В.В., Чернеженко С.А., Тарасов В.О., Зеленцова Т.М., Желєзко Е.Ю.  
Національний університет "Одеська політехніка", [lavrslava@gmail.com](mailto:lavrslava@gmail.com)

Проводиться розробка ядерних реакторів нового покоління, що працюють у режимі біжучої хвилі нейтронно-ядерних поділів не тільки для реакторного палива уранового циклу, но і для палива торієвого паливного циклу. У роботах [1, 2] дослідження виконання критерія хвильового нейтронно-ядерного горіння для торієвого середовища, що поділяється, показали, що режим бегучої хвилі ядерних поділів здійснюється на теплових нейтронах над видміну від уранових середовищ [3]. У роботі [1] підтверджено цей висновок також за результатами чисельного моделювання режиму бегучої хвилі ядерних поділів на теплових нейтронах у торієвому середовищі.

У роботі за допомогою реакторних кодів MCNP-6.0 і OpenMC, що реалізують метод Монте-Карло, проводили дослідження енергетичних спектрів сповільнених нейтронів у різних гетерогенних торієвих поділюваних структурах з різними складами і параметрами решіток. Наприклад, досліджували нейтронні спектри в гетерогенних торій-вуглецевих (середовище, що поділяється, - торій збагачений ураном 233, сповільнювач нейтронів - вуглець) поділюваних середовищах і торій-водяних-вуглецевих (сповільнювач нейтронів вода та вуглець) середовищах каналного типу.

Отримані результати можуть бути корисними при розробці ядерних нового покоління, що працюють у режимі біжучої хвилі нейтронно-ядерних поділів на паливі торієвого паливного циклу, а також для реакторів-трасмутаторів, тобто, для мінімізації нароботки ядерною енергетикою мінорних нуклідів.

Визначено гетерогенне торій-вуглецеве середовище, що поділяється, каналного типу, в якому формується тепловий спектр нейтронів.

### Література:

1. А.О. Какаєв, В.О. Тарасов, С.А. Чернеженко та інші. Хвильове нейтронно-ядерне горіння Th232 збагаченого Pu239 у теплової області енергій нейтронів. // Журнал Фізичних досліджень. — 2020. — 24 (1). — С. 1201.
2. А.Є. Помисухіна, Ю.П. Сухарєв, Г.М. Власичів. Реактор на основі хвилі ядерного горіння в U-Th паливному циклі. // Праці НДТУ ім. Р.Є. Алексєєва. — 2019. — 2 (125). — С. 136 — 147.
3. Rusov V.D., Tarasov V.A., Eingorn M.V., Chernenchenko S.A. et al. Ultraslow wave nuclear burning of uranium-plutonium fissile medium on epithermal neutrons. // Progress in Nuclear Energy. — 2015. — 83. — P. 105 — 122.

## NEW WELDING MATERIALS FOR NUCLEAR POWER GENERATION INDUSTRY

<sup>1</sup>Semerenko Y., <sup>1</sup>Tabachnikova E., <sup>1</sup>Skibina L., <sup>3</sup>Yushchenko K., <sup>3</sup>Savchenko V.,  
<sup>1</sup>Zoryansky V., <sup>1</sup>Zinoviev P., <sup>2</sup>Tortika O., <sup>2</sup>Andrievska N., <sup>2</sup>Kondratov O.

<sup>1</sup>B. Verkin Institute for Low Temperature Physics and Engineering (ILTPE), NAS of Ukraine, Kharkiv, Ukraine, [yuri.semerenko@gmail.com](mailto:yuri.semerenko@gmail.com)

<sup>2</sup>National Science Center “Kharkiv Institute of Physics and Technology” (NSC KIPT), NAS of Ukraine, Kharkiv, Ukraine

<sup>3</sup>E.O.Paton Electric Welding Institute, NAS of Ukraine, Kyiv, Ukraine

INCONEL alloy 690 (In 690) is widely used in nuclear power generation for steam generator tubes, baffles, tube sheets, and associated hardware. To serve as a welding material for In 690 products, INCONEL 52 (In 52) alloy, based on the Ni-Cr-Fe system, was developed [1]. This filler metal performs well in automatic welding under industrial production conditions. However, its properties are not fully adequate for remote-controlled welding, particularly in repair environments.

One of the key directions in developing new materials for use as filler metals in welding superalloys and nanostructured nickel-based alloys is the creation of dispersion-strengthened welding materials. The primary requirement for such filler metals is that the structure and properties of the weld zone must remain stable, without degradation, both at elevated and cryogenic temperatures.

The next generation of INCONEL welding products is represented by dispersion-strengthened alloys with NbC precipitates, such as INCONEL Filler Metal 52MSS (In 52MSS) [1, 2]. During solidification, NbC carbides form prior to grain boundary development, effectively pinning boundary migration. This results in tortuous grain boundaries and grain blocking. Excellent wetting behavior and clean welds make In52MSS particularly well suited for remote-controlled, multi-pass welding in radioactively “hot” repair situations.

Building on this approach, for the first time in this work, we propose [3] and investigate domestic welding materials for In690:

- Alloy (I): 58Ni–11Fe–30Cr–0.5Nb–0.5Ti (wt.%) – an analogue of In52.
- Alloy (II): 54.6Ni–11Fe–30Cr–3.5Nb–0.5Ti–0.4C (wt.%) – an analogue of In52MSS, dispersion-strengthened by niobium carbide.

The relevance of this work lies in the fact that the exact compositions, production methods, and design principles underlying In 52 and In 52MSS are proprietary to Special Metals Corporation and are scarcely published in open literature. The alloys studied here offer the advantage of a simpler alloying system compared to Special Metals products.

In this study, the temperature range of 4.2–400 K was investigated for Alloys (I) and (II). It was shown that within this interval, both alloys exhibit a stable structure along with sufficiently high strength and ductility.

This work opens the way toward the development of cost-effective, high-performance domestic alternatives to proprietary INCONEL filler metals.

### References:

- 1 K.A. Yushchenko et al., *The Paton Welding Journal* **11**, 2 (2011). DOI: 10.37434/tpwj
- 2 Y. Semerenko et al., *Molecular Crystals and Liquid Crystals* **769(15-18)**, 1619 (2025). DOI: 10.1080/15421406.2025.2546587
- 3 Yu.O. Semerenko et al., *Metallofiz. Noveishie Tekhnol.*, **40(8)**, 1051 (2018) (in Russian). DOI: 10.15407/mfint.40.08.1051

## ОСОБЛИВОСТІ РОЗВИТКУ ПОРИСТОСТІ В ПОКРИТТЯХ W/СТАЛЬ ТА QC/W/СТАЛЬ ПРИ ОПРОМІНЕННІ ВОДНЕВОЮ ПЛАЗМОЮ

<sup>1</sup>Литвінюк Д.В., <sup>1</sup>Суровицький С.В., <sup>1</sup>Малихін С.В., <sup>2</sup>Герашенко С.С.,

<sup>1</sup>Метельов В.О., <sup>1</sup>Конотопський Л.Є.

<sup>1</sup>Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут»,

<sup>2</sup>Інститут фізики плазми ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут»,

[Serhiy.Surovitskiy@khpi.edu.ua](mailto:Serhiy.Surovitskiy@khpi.edu.ua)

Робота є продовженням вивчення радіаційно-термічно стимульованих процесів змінення структурного та напруженого стану плівкових композиційних нано- та мікросистем з тугоплавких металів та квазікристалів на поверхні сталей. Останні розглядаються як придатні для тривалого використання в умовах радіаційно-плазмових навантажень граничної інтенсивності при використанні в термоядерній енергетиці. Шаруваті композиційні QC/W та W на поверхні сталі пропонуються як покриття для захисту від водневої крихкості при радіаційному впливі водневою плазмою. Зразки W (2мкм)//сталь X18H9T1 та шар квазікристалу  $Ti_{41}Zr_{41}Ni_{18}$  (5,4 мкм)/W (2мкм)/сталь X18H9T1 опромінювали на прискорювачі КСПП X-50 (ННЦ ХФТІ) з тепловим навантаженням  $0,6 \text{ Дж/м}^2$  в кількості до 15 імпульсів.

Результати вивчення насичення воднем шарів та розвиток водневої пористості за допомогою методу скануючої електронної мікроскопії (SEM) на приладі Zeiss Sigma 300 наведені на наступному рисунку.

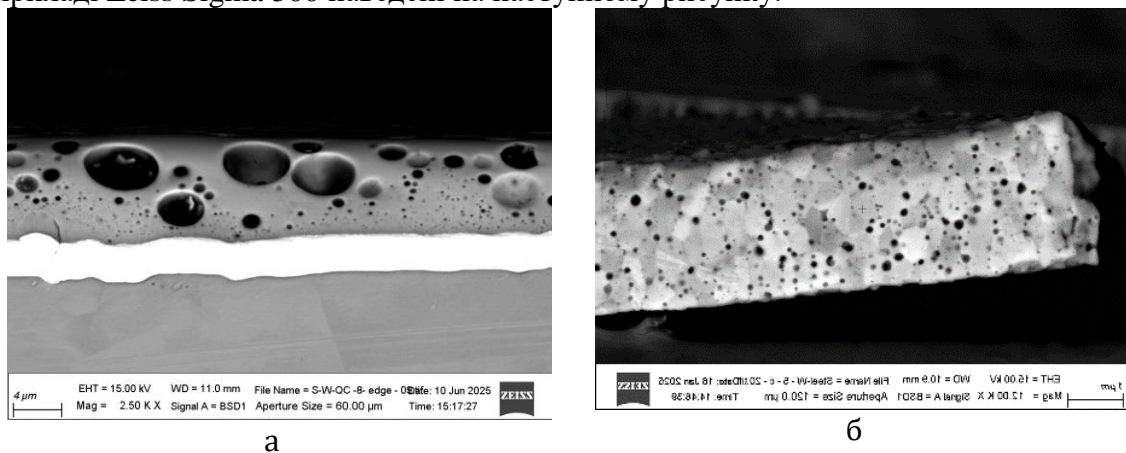


Рисунок – Результати SEM досліджень поперечних зрізів опромінених зразків QC/W/сталь (а) та W/сталь (б)

З рисунка можна бачити, що опромінення викривлює шари вольфраму та квазікристалу, які у вихідному стані були суцільними та гладкими. В середині шарів накопичуються газонаповнені пори різного розміру. Це призводить до розпухання шарів. Але бачимо, що як зовнішній шар квазікристалу, так і шар вольфраму захищає матеріал, що знаходиться під ним від розпухання. В підсумку можна сказати висновок, що обидві запропоновані конструкції захистили сталь від водню воднем.

Подяка

Робота виконана за фінансової підтримки НФДУ. 2025.07/0302, «Наукове обґрунтування, створення та випробування в умовах радіаційно-плазмового впливу функціональних захистних покриттів елементів реакторів».

## URANIUM IN THE ZONE OF HYPERGENESIS

**Mametova L.F.**

M.S. Poliakov Institute of Geotechnical Mechanics of the National Academy of Sciences of Ukraine, Dnipro, Ukraine, [wolya45@gmail.com](mailto:wolya45@gmail.com)

Hypergenesis is one of the geological processes occurring in rocks under conditions of active exchange between the Earth's crust, the hydrosphere, the atmosphere, the biosphere and the technosphere. In this context, uranium is characterized by a high capacity for geochemical transformations accompanied by intensive migration.

In sedimentary deposits, redox processes play a dominant role in hypergenesis, resulting in the formation of hydrogen sulfide and gley barriers. At the same time, alkaline, sorption, and other processes are of lesser significance [1, 2].

Studies have shown that uranyl-carbonate complexes and the increase in their mobility significantly influence the concentration of productive components. Accordingly, uraninite and brannerite act as the principal concentrating minerals.

It has been established that alkaline carbonate and acidic sulfate environments represent highly reactive chemical conditions for uranium. Under these conditions, the following forms of uranium transport have been identified in aqueous solutions within the hypergenesis zone:

- readily soluble uranyl sulfate;
- a colloidal solution of hydroxide composition  $[\text{UO}_2(\text{OH})_2]_n$ ;
- readily soluble carbonate complexes of the composition  $\text{Na}_4[\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3]$ ;
- readily soluble alkaline–humate complex compounds.

Thus, hypergenetic zonation is initially controlled by the reduction and gleying of rocks, followed by the development of bleaching (argillization) processes. This stage is accompanied by intensive oxidation of organic matter, kaolinization, calcitization, and other geochemical transformations. Uranium mineralization is also associated with this stage.

At the M.S. Poliakov Institute of Geotechnical Mechanics of the National Academy of Sciences of Ukraine, a study of the properties of radiogenic rocks was conducted. It was established that dynamic conditions and changes in reagent concentrations contributed to sample mass loss [3]. Therefore, geological processes regulate geochemical transformations in rocks, leading both to uranium enrichment and its removal under conditions of varying solution pH and tectonic activation. Hypergenic alterations also occur during the transportation and storage of mineral raw materials, which necessitates the application of both established methods of ore mining and processing [4] and their further improvement.

### References:

1. E.G. Sushchuk. *Ore-forming role of gleying processes in sedimentary formations of Ukraine // Proceedings of the Institute of Environmental Geochemistry. Kyiv, 2010, pp. 50–58.*
2. L.F. Mametova. *Influence of geological processes on the features of uranium ore formation // Proceedings of the Conference “Geotechnical Problems of Deposit Development”, October 28, 2021, Dnipro, pp. 94–99.*
3. V.A. Baranov, V.Yu. Korovin, L.F. Mametova. *Modeling of metasomatism in radiogenic rocks as a factor in changing their properties // Geophysical Journal. 2020, No. 1, Vol. 42, pp. 116–125.*
4. V.N. Pukhalsky, V.V. Synchuk, N.N. Basarab. *Mining and processing of uranium ore in Ukraine // Geotechnical Mechanics. 2017, No. 133, pp. 27–32.*

## ZIRCONIUM AND HAFNIUM DISTRIBUTION IN COAL COMBUSTION PRODUCTS OF THERMAL POWER PLANTS

Antipovych Y.V.

M.S. Poliakov Institute of Geotechnical Mechanics of the National Academy of Sciences of Ukraine, Dnipro, Ukraine, [Yana\\_Antipovich@ukr.net](mailto:Yana_Antipovich@ukr.net)

Zirconium and hafnium are important materials for nuclear power engineering. Zirconium is widely used in nuclear fuel cladding and structural components, whereas hafnium is applied in control elements due to its high neutron absorption capacity. Thermal power plants (TPPs) generate large amounts of coal combustion products, which may serve as technogenic sources of zirconium and hafnium [1, 2]. This study investigates the distribution of these elements in various coal combustion products, including boiler slag, bottom ash, and fly ash, and analyzes the factors controlling their concentrations.

The results of the investigation of coal combustion products from the Prydniprovskya Thermal Power Plant indicate that coal combustion products are characterized by elevated concentrations of zirconium and associated elements, particularly hafnium. The analysis of morphology and phase composition based on SEM–EDS data revealed the predominance of aluminosilicate and iron-bearing phases, the presence of cenospheres, cracked spherical particles, and structural aggregates potentially capable of accumulating Zr and other critical elements. The high thermal stability of zircon and the limited volatility of zirconium-bearing phases account for their preservation in the final combustion products.

ICP-MS results confirmed significant concentrations of Zr and Hf in all types of solid waste. The highest contents were identified in boiler slag (Zr – 241.46 ppm; Hf – 6.40 ppm), slightly lower values were observed in fly ash, and the lowest concentrations occurred in bottom ash. This distribution pattern is associated with the preferential accumulation of Zr–Hf-bearing mineral particles in the coarse-grained and heavy fraction of slag and the relative dilution of these elements in the fine particulate fraction. The Zr/Hf ratio in ash and slag products remains stable ( $\approx 37$ – $38$ ), indicating the absence of significant fractionation of these elements during combustion processes and reflecting their common crystallochemical behavior in stable mineral phases.

The obtained results demonstrate a close geochemical relationship between zirconium and rare earth elements in coal combustion products, which is controlled by common mechanisms of isomorphic incorporation into high-temperature mineral phases. High concentrations of REEs in fly ash, together with elevated Zr–Hf contents in the slag fraction, confirm the ability of these elements to accumulate in technogenic minerals formed during coal combustion. Considering the strategic importance of zirconium, hafnium, and associated rare elements, ash and slag wastes from thermal power plants may be regarded as a promising target for further mineralogical, geochemical, and technological studies in the context of developing resource-efficient and environmentally oriented approaches to the utilization of technogenic deposits.

### References:

1. H. Ding, J.C. Hower, C. Liu, M. Zhang, A. Kolker, H. Hsu-Kim et al. Probing the critical element chemistry of coal fly ash: Zr- and Hf-bearing zircons and REE/Y-bearing phases // *Minerals*. 2025, Vol. 15, No. 5, pp. 461.
2. M. Zhang, L. Wang, Q. Han, X. Li, J. Cheng et al. Assessment of the enrichment of heavy metals in coal and its combustion residues // *Journal of Hazardous Materials*. 2022, Vol. 435, pp. 128–145.

## A GRADIENT MODEL OF SUPERCONDUCTIVITY OF TYPE-I SUPERCONDUCTORS

**Tkachenko V.I.**

National Science Center Kharkiv Institute of Physics and Technology,  
Kharkiv, Ukraine, [tkachenko@kipt.kharkov.ua](mailto:tkachenko@kipt.kharkov.ua)

A gradient model of superconductivity (GMS) is proposed. The GMS assumes of a temperature gradient in a thin boundary layer of a conductor, where the temperature of the outer boundary of the layer may change in a range of  $0 \lesssim T \lesssim T_c$ , and the temperature of the inner boundary does not fall below the superconducting transition temperature  $T_c$ . Electron motion in the conductor is described by the Schrödinger equation. The wave function for synchronous motion of two electrons (corresponding to a Cooper pair) in the  $xz$  or  $yz$  plane of cubic syngony of solid is found. Wave function for two electrons allows us to consider solutions of the Schrödinger equation as standing waves and satisfy the boundary conditions for the wave functions at the boundaries of volume of the solid body under consideration. The synchronic motion of two electrons is explained by the fact that they have the same energy and, consequently, the same rotation frequency on the shell. The maximum probability density for the two-particle wave function is on closed shell located in a cubic cell. The shell's shape depends on the temperature at the outer boundary of the conductor  $T$  and the value of the parameter  $D$ . This arrangement of bound electrons contradicts the conclusions of the BCS theory, where they can be located at large distances, but within the correlation length.

For  $T \ll T_c$  and  $D \ll 1$ , the shell has a shape close to the shape of a unit cubic cell with smoothed corners. For  $D \gtrsim 1$ , the shell takes the form of an ellipsoid flattened along the  $Oz$  axis (the  $Oz$  axis is parallel to the temperature gradient), and for  $D \gg 1$ , it takes the form of a spherical shape with a radius significantly smaller than the lattice period. The centers of symmetry of such shells coincide with the center of the cubic cell. For temperatures  $T \lesssim T_c$ , an even number of separate electron shells are formed in the cell, arranged in a row along the  $Oz$  axis. Their number is determined by the ratio of the superconducting transition temperature  $T_c$  to the superconductor temperature  $T$ . The shells are rectangular parallelepipeds with smoothed corners. The minor edge of these parallelepipeds is oriented along/against the  $Oz$  axis and varies in length for each shell. The transverse dimensions of the parallelepipeds along the  $Ox$  and  $Oy$  axes are equal and proportional to the minor edge length. Of all the shells formed in the cell, one has the largest dimensions, corresponding to the maximum probability of electrons being on this shell. Thus, the electrons of a conductor in the superconducting state are paired and located on one shell, and the shells themselves are in each cubic cell.

The direction of the magnetic moments of paired electrons on the shells is described using the minimum energy principle. The dependence of the energy interval width on temperature is determined and experimentally confirmed. The correlation length between paired electrons is in the order of the distance between edge dislocations that arise because of thermal expansion/contraction of the conductor with decreasing temperature is proposed. This proposition is supported by experimental data. The calculation of magnetic flux quantization based on the proposed GMS corresponds to experimental data. Applying an external electric field causes the electron shells to merge, and the electric current flows without resistance. It is shown that the GMS model adequately describes the Josephson effect and is confirmed by experimental data.

# TRANSFORMATION OF BORIDES IN THE STEEL 04Cr14Ti3B1V USED IN THE PRODUCTION OF PIPES FOR NUCLEAR ENERGY

**Gubenko S.I.**

<sup>1</sup>Nekrasov Iron and Steel Institute of the National Academy of Science of Ukraine;

<sup>2</sup>Ukrainian State University of Science and Technologies: Prydniprovskaya Academy of Civil Engineering and Architecture, Aerospace Institute; Dnepr, Ukraine,

[sigubenko@gmail.com](mailto:sigubenko@gmail.com)

For the transportation and storage of spent nuclear fuel, containers made of 04Cr14Ti3B1V steel alloyed with boron are used [1]. Alloying steel with boron promotes the formation of complex borides, which have a negative influence on the technological plasticity, mechanical and special properties of the steel [2, 3]. The goal of the work was to study the processes of transformation of boride inclusion in steel 04Cr14Ti3B1V under heat-deformed actions.

Samples of 04Cr14Ti3B1V steel, taken from tubular blanks, sleeves, and hot-deformed tubes, were studied after various heating conditions prior to helical rolling and temperature-force deformation conditions at 850...1150°C. Laboratory annealing was also performed at temperatures of 850...1250°C with holding times ranging from 5 minutes to 2.5 hours. The microstructure of steel was studied using an optical microscope "Neophot - 31", method of the vacuum metallography (IMASH-9), a scanning electron microscope JSM 35 и transmission electron microscope «Tesla». The phase composition of steel 04Cr14Ti3B1V was determined by the X-ray diffraction method (DRON-2.0). Identification of boride inclusions was carried out using the metallographic method, as well as using a REMMA 102-02 microanalyzer.

One of the ways to reduce the negative influence of borides on the properties of 04Cr14Ti3B1V steel is to reduce their sizes. Previously conducted studies, including those using thermogravimetric analysis, have shown that at high temperatures, element redistribution processes and phase transformations occur in borides [2]. The conducted studies and their analysis made it possible to establish and study the processes of boride refinement as a result of the following transformations: 1. Diffusion crushing of borides upon heating (static) and during deformation (dynamic) as a result of partial dissolution of the original inclusions and the release of "satellite" particles. 2. Diffusion crushing upon heating and the formation of fields of dispersed precipitates with and without melting (formation of eutectics). 3. Formation of eutectics during hot deformation and the manifestation of red brittleness. 4. Mechanical crushing of borides as a result of brittle fracture during helical rolling.

## References:

1. S.I. Gubenko, V.N. Bepalko, E.V. Zhilenkova. *The influence of temperature and the degree of deformation on the nature of the change in borides in high-chromium steel with boron* // *Theory and practice of metallurgy*, 2006, no. 4-5, p.158-160.

2. Svetlana Gubenko. *About the problems of low technological plasticity of steel 04H14T3R1F used in the production of pipes for nuclear energy* // *Machines. technologies. materials*, 2024, year xvii, ISSUE 2 (29), p. 295-298.

3. S.I. Gubenko. *The influence of boride inclusions on the structure and properties of 04Kh14T3R1F steel intended for covers of spent fuel cassettes of nuclear power plants* // *Mater Sci* (2025). <https://doi.org/10.1007/s11003-025-00906-x> Published 11 June 2025. DOI <https://doi.org/10.1007/s11003-025-00906-x>.

## ЕЛЕКТРОННО-МІКРОСКОПІЧНЕ ДОСЛІДЖЕННЯ ВПЛИВУ ОПРОМІНЕННЯ ВОДНЕВОЮ ПЛАЗМОЮ НА КВАЗІКРИСТАЛІЧНЕ ПОКРИТТЯ Ti41Zr41Ni18

<sup>1,3</sup>Рудченко С.О., <sup>1</sup>Малихін С.В., <sup>1</sup>Кондратенко В.В., <sup>1</sup>Шпаков Д.І.,  
<sup>1</sup>Копилець І.А., <sup>2</sup>Махлай В.О.

<sup>1</sup> Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут»,

<sup>2</sup> Інститут фізики плазми ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут»,  
Харків, Україна,

<sup>3</sup>Technical University of Denmark, Department of Civil and Mechanical Engineering,  
2800 Kongens Lyngby, Denmark, [serhii.malykhin@khpi.edu.ua](mailto:serhii.malykhin@khpi.edu.ua)

Квазікристали системи Ti-Zr-Ni відомі як матеріал здатний розчиняти значну кількість водню без утворення гідридів (до 2 атомів водню на 1 атом металу). Останні дослідження підтвердили їхню значну міцність і твердість. Такі властивості роблять квазікристали системи Ti-Zr-Ni перспективним матеріалом для використання їх у якості захисних покриттів першої стінки термоядерних реакторів від руйнівного впливу водневої плазми. Квазікристалічні покриття можуть бути використані як одношарові покриття, так і у складі багатошарових композицій.

Об'єктом дослідження у даній роботі було квазікристалічне покриття Ti41Zr41Ni18 (склад наведено у атомних %) товщиною 5,7 нм, нанесене методом магнетронного напилення у середовищі аргону на сталеву підкладку. Після напилення зразок був відпалений у вакуумній печі при температурі 490°C для формування квазікристалічної структури покриття. Вивчення морфології поверхні проводили з використанням електронного скануючого мікроскопа Zeiss Sigma 300 SEM. Мікроструктура покриття досліджувалася методами просвічуальної електронної мікроскопії за допомогою мікроскопа JEOL JEM-2100. Тонкі зразки, призначені для просвічуальної мікроскопії, були виготовлені у вигляді поперечного перерізу покриття шляхом травлення сфокусованим іонним пучком (FIB). Після дослідження початкового стану зразок покриття був опромінений потоком водневої плазми на квазістаціонарному плазмовому прискорювачі QSPA Kh-50. Після 20 імпульсів потік іонів водню загалом становив дозу близько  $2 \cdot 10^{19}$  см<sup>-2</sup> при термічному навантаженні 0,2 МДж/м<sup>2</sup>.

У результаті опромінення спостерігається виділення водню з твердого розчину на основі квазікристалічної фази (розпад пересиченого твердого розчину) з утворенням пор сферичної форми в об'ємі покриття. Тиск водню в порах створює розтягувальні напруження в матеріалі покриття Ti41Zr41Ni18 поблизу пор, паралельні поверхням пор, та гідростатичний тиск стиснення в проміжках між порами. Під термічним впливом опромінення водневою плазмою в покритті відбуваються структурні зміни. У міжпоровому просторі, що піддається стискальним мікронапруженням, спостерігається ріст зерен квазікристалічної фази. Відбувається фазове перетворення від квазікристалічної фази до фази апроксиманта 2/1. Воно має локальний характер і відбувається поблизу великих пор розміром більших 200 нм, навколо яких виникають великі розтягувальні мікронапруження. Поява заповнених воднем сферичних пор після опромінення призвела до збільшення товщини покриття з 5,7 мкм до 8,0 мкм без відшарування. Подяка:

Робота виконана за фінансової підтримки НФДУ (2025.07/0302, «Наукове обґрунтування, створення та випробування в умовах радіаційно-плазмового впливу функціональних захисних покриттів елементів реакторів»).

# МОДЕЛЮВАННЯ РАДІАЦІЙНОГО РОСТУ МОНОКРИСТАЛІВ ЦИРКОНІУ У ПІДХОДІ КЛАСТЕРНОЇ ДИНАМІКИ. ПРУЖНА ІДЕАЛОГІЯ

Троценко О.Г., Остапчук П.М.

Інститут електрофізики і радіаційних технологій НАН України,  
Харків, Україна, [oleg-trotsenko@ukr.net](mailto:oleg-trotsenko@ukr.net)

Як відомо, цирконій є одним із металів, який використовується в паливних оболонках активної зони ядерних реакторів. Але, водночас, цирконій проявляє розмірну нестабільність в умовах високотемпературного опромінення ядерного реактора, що призводить до такого явища, як радіаційний ріст – деформація без зовнішнього навантаження та без помітної зміни об'єму матеріалу. Щодо фізичного пояснення цього явища на тепер розглядається два варіанти: анізотропна пружна взаємодія точкових дефектів(ТД) зі стоками кристалу [1-2] та дифузійна анізотропія ТД між його площинами [3]. Анізотропна дифузія представлена в роботах [4]. Експерименти показали, що радіаційний ріст відпалених кристалів Zr складається з трьох стадій. При нейтронному опроміненні першими в цирконію формуються призматичні <a>-петлі. На середній стадії виникає динамічний баланс між потоками ТД. На III стадії утворюються вакансійні петлі у базисних площинах і спостерігається перевага до посиленого росту міжвузельних петель. Постійне зростання міжвузельних петель призводить до прискореної швидкості росту, який називають відривним. Анізотропна пружна взаємодія представлена в даній роботі. Показано моделювання відривного росту шляхом введення базисних петель в модель кластерної динаміки. Була використана залежність ефективності поглинання від радіуса петлі як для базисної так і призматичної площин[1]. Результати представлені на рис.1. Видно, що залежність щільності міжвузельних петель від радіуса немонотонна. Вона зменшується, виходячи на мінімум, далі росте до максимуму і потім плавно спадає. Розмір міжвузельних петель при 3 зна набагато більший чим при 1 зна, що підтверджує прискорений ріст.

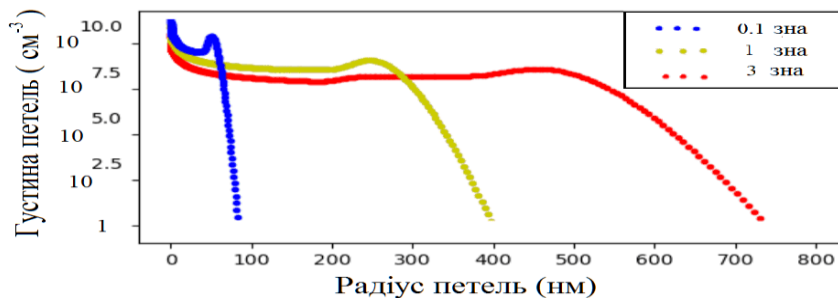


Рис.1. Залежність щільності міжвузельних призматичних петель від їх радіусу для коефіцієнтів дифузії ВМА ( $\bar{D}_i = 10^{-7} \text{ cm}^2 \text{ s}^{-1}$ ) і вакансій ( $D_v = 3.0 \cdot 10^{-17} \text{ cm}^2 \text{ s}^{-1}$ ).

## Література:

1. O.G. Trotsenko, A.V. Babich, P.M. Ostapchuk <a> Component radiation-induced dislocation loops of different nature in zirconium // *Problems of Atomic Science and Technology*. 2024. №2 (150). <https://doi.org/10.46813/2024-150-015>
2. O.G. Trotsenko, A.V. Babich, P.M. Ostapchuk On the possibility of coexistence of dislocation loops of different nature in zirconia within the framework of classical elastic // *Problems of Atomic Science and Technology*. 2023. №5(147) <https://doi.org/10.46813/2023-147-009>
3. C.H. Woo, U. Gosele Dislocation bias in anisotropic diffusive medium and irradiation growth // *Journal of Nuclear Materials* 119 (1983) 279-228.
4. F. Christien, A. Barbu Cluster Dynamics modelling of irradiation growth of zirconium single crystals // *Journal of Nuclear Materials* 393 (2009) 153–161.

## ZIRCONIUM MATERIALS FOR NUCLEAR REACTORS

<sup>1</sup>Pylypenko M.M., <sup>2</sup>Yefimov O.V., <sup>2</sup>Potanina T.V., <sup>1</sup>Stadnik Yu.S.

<sup>1</sup>National Science Center “Kharkiv Institute of Physics and Technology”, Kharkiv, Ukraine, [pylypenko1957@gmail.com](mailto:pylypenko1957@gmail.com)

<sup>2</sup>National Technical University “Kharkiv Polytechnic Institute”, Kharkiv, Ukraine

In the next 50-60 years, thermal neutron reactors will be in a dominant position in the fleet of nuclear power units that produce electricity. Zirconium-based materials will remain the basic material for the cores of these reactors. The optimal combination of nuclear, corrosion, mechanical, thermal, and other physical-chemical characteristics makes zirconium alloys an unalternative structural material for the needs of nuclear power engineering for the assembly of cores of light water reactors.

The development of new and improvement of existing zirconium alloys is impossible without in-depth research into the processes of obtaining nuclear-grade zirconium and alloys based on it. In order to improve the technological process of obtaining reactor-grade zirconium, systematic research has been conducted on the purification of zirconium from unwanted impurities.

For the first time in Ukraine, a technology has been developed for producing a reactor alloy zirconium-1% niobium from domestic raw materials for the manufacture of products of WWER-1000 reactors. The Zr-1%Nb alloy ingots obtained according to the developed scheme were used to produce a batch of fuel cladding pipes with a diameter of 9.13x0.7 mm.

For the first time in Ukraine, together with the Titanium Institute, the processes of obtaining experimental samples of magnesium-thermal zirconium sponge from domestic raw materials were studied. The processes of smelting Zr-1%Nb alloy based on magnesium-thermal zirconium in laboratory conditions were studied. The obtained experimental samples of Zr-1%Nb alloy in terms of chemical composition, structure and hardness correspond the requirements for materials of the nuclear reactors core.

Research on the improvement of Zr-1%Nb alloys by optimizing the amount of the alloying element iron were carried out. The influence of the iron content in the Zr-1%Nb alloy on the corrosion, radiation and mechanical properties and microstructure of the alloy was studied. It is shown that small additions of iron to the Zr-1%Nb alloy lead to a change in its structure due to the appearance of Laves phase precipitates. Irradiation of the Zr-1%Nb alloy with different Fe content showed that during irradiation, the Fe release from the precipitates of the Laves phase, diffuse through the matrix and form secondary radiation-induced fine precipitates, which delay in  $\langle c \rangle$ -type dislocation loops nucleation responsible for the acceleration of radiation growth.

Long-term corrosion tests of samples of the Zr-1%Nb alloy with different iron content under operating conditions in the WWER-1000 core were carried out, and mathematical processing of the results of these studies allowed us to determine the optimal Fe content; it is 0.1 wt.%.

The possibility of targeted surface modification of zirconium and Zr-1%Nb alloy by irradiation with an electron beam of an accelerator and powerful pulsed plasma flows has been investigated. An important result of the influence of the electron beam on Zr materials is the increase in strength characteristics while maintaining the plasticity of the processed samples. It has been shown that the Zr-1%Nb alloy is much more stable than unalloyed Zr under the combined influence of significant corpuscular and energy (thermal) loads.

## **RARE EARTH ELEMENTS DETERMINATION IN URANIUM BY ICP-MS USING ION EXCHANGE RESINS**

**Afanasiev S.N., Vanzha S.O., Burdeinyi D.D., Rud N.V., Afanasieva I.O., Medvedev O.V.**

NSC “Kharkiv Institute of Physics and Technology” of NASU, Kharkiv, Ukraine,  
[afanserg@kipt.kharkov.ua](mailto:afanserg@kipt.kharkov.ua)

In nuclear forensics, the measurement of rare-earth elements (REEs) in uranium materials plays a crucial role in tracing the origin and production history of nuclear substances. The rare-earth elemental pattern was found to be an important signature to determine the ore-type used as source for the production of uranium ore concentrate, since the REE pattern is invariable in most hydrometallurgical processes. This invariance allows experts to distinguish between different geological sources of uranium, even after extensive processing, providing a reliable fingerprint that withstands chemical alterations during extraction and refinement.

Rare-earth elemental patterns are divided into two main groups: light rare earth elements (LREE) from La to Eu and heavy rare earth elements (HREE) from Ga to Lu. The distribution of REE concentrations for each group can be a unique tool that has significant practical value in both nuclear material quality control and nuclear forensics for the identification of unknown nuclear materials.

The most common technique for analyzing REE in uranium samples is inductively coupled plasma mass spectrometry (ICP-MS) due to its low detection limits and high measurement accuracy. However, the presence of a significant uranium matrix negatively affects the accuracy of REE measurement because the background value associated with matrix effects can suppress measurement signals and lead to significant uranium contamination of mass spectrometry equipment. Separating REE from the uranium matrix is an effective strategy for reducing mass spectrum interference and matrix effects.

In our work, to determine REE in uranium samples using ICP-MS, we propose a method of sequential two-stage use of UTEVA and TRU ion exchange resins. This extraction algorithm allows uranium and REE to be separated and individual parts to be measured. To develop the method, the CUP-2 concentrate with a known RRE content was used as a test sample. The RRE measurement results obtained in the work coincide with the literature data for CUP-2, which confirms the effectiveness of the proposed method.

At the next stage, Ukrainian  $U_3O_8$  concentrate was studied. Comparison of the results obtained with CUP-2 showed that the qualitative data coincide, but there is a difference in the quantitative distribution of RRE.

## ДЕТЕКТОРИ НА ОСНОВІ ГАФНІЮ ДЛЯ ВИМІРЮВАННЯ ТЕПЛОВИХ НЕЙТРОНІВ

Соколов С.О., Пудов О.О., Косінов О.В., Улибкін О.Л., Пироженко Л.О., Кутній В.Є., Рибка О.В., Ковтун К.В.

Національний Науковий Центр "Харківський Фізико-Технічний Інститут"  
Харків, Україна, 61108. Ел. пошта: [pudov@kipt.kharkov.ua](mailto:pudov@kipt.kharkov.ua)

Для використання у активній зоні водо-водяних ядерних реакторів створено комптонівський нейтронний детектор прямого заряду з гафнієвим металевим емітером. Його головні переваги – миттєва дія (відгук) при зміні нейтронного потоку, що пов'язане з малими часами перебігу процесів ( $n, \gamma$ ) та ( $\gamma, e$ ), які лежать в основі роботи цього детектора, та досить великий термін служби (вигорання Hf – 3,5 % на рік при величині нейтронного потоку на рівні  $\sim 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ) за рахунок неперервних ядерних перетворень нуклідного складу гафнію в реакціях поглинання нейтронів.

Всі матеріали, елементи конструкції, технології їх обробки, які застосовувалися при виготовленні детектора обрані з урахуванням екстремальних радіаційних (до  $10^{22}$  нейтронів/см<sup>2</sup>) та температурних (до 700°C) умов експлуатації в активній зоні реактора. Розміри розробленого детектора становлять: діаметр 3,7 мм, довжина 250 мм. Для виготовлення емітера застосовувався металевий гафній марки ГФЕ-1 після електронно-променевого переплаву [1]. Методом багаторазового гарячого волочіння, з малою ступеню деформації, виготовлено гафнієвий дріт діаметром 1,5 мм. В якості ізолятора виступає оксид магнію, який не псується при робочій температурі до 300°C, а також при аварійних випадках ( $T \sim 700^\circ\text{C}$ ). Він витримує постійний високий радіаційний фон, не створює ізотопи при опроміненні, та не перешкоджає перебігу теплових нейтронів до чутливого елемента – емітеру. Ізолятор виготовлявся за оригінальною технологією шляхом нанесення на емітер ряду окремих шарів із суспензії з подальшою її термообробкою, після чого, на поверхні дроту з Hf, отримується чистий MgO [2]. Колектор було вироблено з сплаву Інконель 600, який довгий час витримує високі дози опромінення, та не створює небажаного додаткового фону. Емітер детектора з'єднується із сигнальним кабелем зварюванням, а місце з'єднання та колектор детектора герметизовано.

Проведено вимірювання електрофізичних характеристик детектора. Високе значення електричного опору  $\sim 10^{11}$  Ом задовольняє основну вимогу, що пред'являється до детекторів нейтронів у нормальних кліматичних умовах. Завдяки герметизації, величина опору залишається на високому рівні тривалий час. Довгострокові випробування продовжуються. Також проведено вимірювання вольт-фарадних характеристик, результати добре узгоджуються з розрахунками.

Конструкція та характеристики розробленого та виготовленого детектора відповідають вимогам, що висуваються для експлуатації в активній зоні реактора в составе внутрішнього реакторного контролю.

*I S.O. Sokolov, O.V. Rybka, O.O. Pudov, O.L. Ulybkin, O.V. Kosinov, V.E. Kutny, K.V. Kovtun, Ye.O. Bohdan, L.O. Pyrozhenko, A.I. Pikalov, R.V. Azhazha. Development and creation of a self-powered detector for thermal neutron flux measurements // Problems of Atomic Science and Technology. – 2025. – №2. – P. 83-89. doi.org/10.46813/2025-156-083.*

*2 E.A. Bohdan, L.A. Pirozhenko, R.V. Azhazha, S.V. Khudyakov, A.A. Vierovkin, A.V. Rybka, V.E. Kutny, K.V. Kovtun, S.A. Sokolov, A.L. Ulybkin, A.O. Pudov Mineral insulators for kompton detectors of neutrons with a metal hafnium emitter // Problems of Atomic Science and Technology. – 2020. – №1, – С. 211-214.*

## ULTRASONIC INVESTIGATIONS OF CoCrFeMnNiV<sub>0.5</sub> HIGH-ENTROPY ALLOY IN DIFFERENT STRUCTURAL STATES

**Klochko V.S., Korniets A.V., Sokolenko V.I., Kolodiy I.V., Kondratov O.O., Kislyak I.F., Lypovska Yu.S., Tykhonovska I.M.**

National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology" of the NAS of Ukraine, Kharkiv, Ukraine, [korniets@kipt.kharkov.ua](mailto:korniets@kipt.kharkov.ua)

Multicomponent high-entropy alloys with high hardness, strength, corrosion and radiation resistances have enormous potential for use in various industries, including the nuclear.

This work is devoted to the study of the CoCrFeMnNiV<sub>0.5</sub> high-entropy alloy in different structural states: as-cast (state I) and after annealing at 1050°C temperature (state II) of the alloy. The basic equiatomic single-phase (fcc) CoCrFeMnNi alloy, known as the Cantor alloy, was also investigated.

Both alloys were obtained by re-melting the components (purity ~99.9%) on a water-cooled copper hearth in an arc furnace in a purified argon atmosphere using a tungsten electrode. The microstructure of the CoCrFeMnNiV<sub>0.5</sub> alloy consisted of elongated grains with an average grain length of 220 μm (state I) and 250 μm (state II). XRD analysis revealed that the CoCrFeMnNiV<sub>0.5</sub> alloy was in a heterogeneous structural state and contained fcc matrix and about 7 and 30% (wt.) of the tetragonal phase ( $\sigma$ -phase) for the structural states I and II, respectively. The texture with the predominant crystallographic orientation [200] of the fcc grains along the crystallization axis of the ingot was revealed in both structural states of the CoCrFeMnNi and CoCrFeMnNiV<sub>0.5</sub> alloys.

Ultrasonic investigations (US) in the temperature range from 77 to 300 K were performed using a pulsed phase-sensitive method according to the passage scheme. Excitation and detection of ultrasonic oscillations were carried out using the broadband ( $\pm 2$  MHz) lithium niobate piezotransducers with a natural resonant frequency of 50 MHz. Measurements were performed in the amplitude-independent region of internal friction during heating. Both the velocity ( $V_L$ ) and the change in attenuation ( $\Delta\beta_L$ ) of longitudinal ultrasound were measured simultaneously.

As a result of US studies of the CoCrFeMnNiV<sub>0.5</sub> alloy in the vicinity of 150 K temperature in both alloy structural states the characteristic deflections in the temperature dependences of the longitudinal ultrasound velocity, caused by the development of inelastic phenomena, were observed. The revealed difference in the magnitude of the sound velocity of the alloy for different structural states is attributed to both the increase in the  $\sigma$ -phase content and the enhancement of the texture. Maxima in  $\Delta\beta_L(T)$  near the temperature of 150 K were also found for both structural states of the alloy. The determined value of the activation energy of the detected process corresponds to the dislocation relaxation resonance of the Bordony type, which occurs in fcc metals. During subsequent measurements (cooling-heating cycles), both the  $V_L(T)$  and  $\Delta\beta_L(T)$  anomalies near the temperature of 150 K changed noticeably due, probably, to microstructural changes caused by thermal micro-stresses that arise in the alloy as a result of a difference in the thermal expansion of the phases. These changes occur only in the annealed sample (state II). The results of the CoCrFeMnNiV<sub>0.5</sub> alloy studies were compared with data for the Cantor alloy in structural states I and II.

The research presented in this work was financially supported by the Simons Foundation International Program: PD-Ukraine: President Directed Ukraine Support Grants, Record ID: SFI-PD-Ukraine-00014584.

## DETERMINATION OF SIGNATURES IN DOWN-BLENDED URANIUM FOR NUCLEAR FORENSICS

<sup>1,2</sup>Afanasieva I.O., <sup>1</sup>Afanasiev S.N., <sup>1</sup>Burdeinyi D.D., <sup>1</sup>Vanzha S.O.,  
<sup>1</sup>Medvedev O.V., <sup>1</sup>Rud N.V., <sup>1</sup>Sashenko S.O.

<sup>1</sup>NSC “Kharkiv Institute of Physics and Technology” of NASU, Kharkiv, Ukraine

<sup>2</sup>V.N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine

[afaninna@i.ua](mailto:afaninna@i.ua)

The traditional method of uranium enrichment for nuclear power requirements is energy-intensive and requires large-scale infrastructure. The primary costs are driven by the operation of centrifuges, which consume enormous amounts of power during the separation of <sup>235</sup>U and <sup>238</sup>U isotopes. An additional option for obtaining low-enriched fuel is the blending of highly enriched and depleted uranium. However, this increases the risk of such uranium entering illicit trafficking. Nuclear forensic analysis of uranium samples involves determining the physical, chemical, and isotopic characteristics of the material to identify its origin, production method, and intended use – the so-called "signatures". From a nuclear forensics' perspective, down-blended uranium is a specific material. The concentrations of the major isotopes, <sup>235</sup>U and <sup>238</sup>U, in down-blended uranium and in uranium produced via standard enrichment technology may be identical, making them indistinguishable based on this criterion alone. However, the content of minor isotopes – <sup>232</sup>U, <sup>234</sup>U, and <sup>236</sup>U – as well as the isotopic ratios for such materials may differ. Additionally, other discrepancies inherent to this material may be present, requiring further investigation.

The objective of this work is to determine the forensic signatures of down-blended uranium. This paper presents the results of a comprehensive study of uranium samples (enrichment levels of 2%, 4%, and 10%) obtained by mechanical and chemical blending of depleted uranium (0.47% enrichment) and low-enriched uranium (19.78% enrichment) powders in various proportions. The initial samples and the samples obtained by blending were analyzed using gamma-ray spectroscopy, mass spectrometry, and optical microscopy.

The isotopic composition of the initial materials and the down-blended samples was investigated using gamma and mass spectroscopy. The experimental results were compared with data obtained through computer modeling using specialized software packages. A discrepancy was established in the relative contribution of the <sup>234</sup>U isotope for the down-blended samples compared to the values calculated for the traditional enrichment method.

The enrichment distribution across the surface of all studied samples was investigated using laser ablation. A significant inhomogeneity in the surface enrichment distribution was established for the samples obtained by mechanical blending. For the initial samples and those obtained by chemical blending, the surface enrichment distribution was uniform.

Particle size distributions were obtained using optical microscopy for both the initial samples and those produced by mechanical and chemical blending. A significant difference in particle size distribution was found across all studied samples.

Thus, this work identifies certain signatures that can characterize a material as down-blended uranium, significantly enhancing the validity of conclusions regarding its origin.

## АНАЛІЗ ВПЛИВУ ОПРОМІНЕННЯ ВОДНЕВОЮ ПЛАЗМОЮ НА СТРУКТУРНО-НАПРУЖЕНИЙ СТАН ВОЛЬФРАМОВОГО ШАРУ В ДВОШАРОВОМУ ПОКРИТТІ З КВАЗІКРИСТАЛОМ

<sup>1</sup>Литвінюк Д.В., <sup>1</sup>Малихін С.В., <sup>1</sup>Федченко Г.В., <sup>2</sup>Герашенко С.С.

<sup>1</sup>Суравицький С.В., <sup>1</sup>Метельов В.О., <sup>1</sup>Конотопський Л.Є.

<sup>1</sup>Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут»,

<sup>2</sup>Інститут фізики плазми ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут»,

м. Харків, Україна [Dmytro.Lytviniuk@infiz.khpi.edu.ua](mailto:Dmytro.Lytviniuk@infiz.khpi.edu.ua)

У роботі досліджуються радіаційно-термічно стимульовані процеси, що впливають на зміну структурно-фазового та напруженого стану плівкового композитного покриття Ti41Zr41Ni18 (5,4 мкм)/W (2 мкм)/сталь EUROFER. Така система розглядається як перспективна для тривалого використання в умовах радіаційних, термічних, радіаційно-термічних навантажень високої інтенсивності у термоядерній та ядерній енергетиці. Покриття піддавали опроміненню потоком водневої плазми, сформованим за допомогою квазістаціонарного плазмового прискорювача КСПП Х-50 (ННЦ ХФТІ). Під час плазмового впливу основними параметрами були: теплове навантаження 0,6 МДж/м<sup>2</sup>, яке забезпечувало нагрів поверхні зразків до температур, близьких до точки плавлення; енергія іонів — близько 0,4 кеВ; а густина потоку іонів водню в одному імпульсі відповідала дозі приблизно 10<sup>18</sup> см<sup>-2</sup>. Кількість імпульсів сягала 10. Для аналізу структури та напруженого стану використовували метод рентгенівської дифрактометрії. Для визначення залишкових напружень в вольфрамовому шарі покриттів було використано  $\sin^2\psi$  метод. Результати дослідження залишкових напружень  $\sigma$ , періоду кристалічної решітки вольфраму в ненапруженому стані  $a_0$ , напівширини дифракційного максимуму (321) та асиметрії максимуму у вихідному стані та їх змінення після опромінення наведено в наступній таблиці.

Без відпалу				
	$\sigma$ , МПа	$a_0 \cdot 10$ , нм	В (321), град	$\delta B$ , %
Вихідний	- 560	3,1694	1,53	- 3
5 імп. опр.	+ 410	3,1659	1,1	+14
Після відпалу				
Вихідний	- 1450	3,1668	1,33	+1,7
5 імп. опр.	-775	3,1675	1,28	- 19
10 імп.опр	- 107	3,1678	1,0	+8

В результаті опромінення відбувається зміна дифракційної картини від квазікристала. Полягає в зміщенні відбиттів в сторону більших кутів та перерозподілу інтенсивностей дифракційних максимумів, а також зменшенні їх ширини. Ці ефекти можуть трактуватися, як розвиток залишкових напружень розтягу, величиною суми головних напружень  $\approx 2,4$  ГПа термічної природи, процесами перекристалізації та вдосконаленням структури квазікристалічної фази.

Робота виконана за фінансової підтримки НФДУ. 2025.07/0302, «Наукове обґрунтування, створення та випробування в умовах радіаційно-плазмового впливу функціональних захистних покриттів елементів реакторів».

## ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ В НЕЙТРОННО-ПОГЛИНАЮЧИХ МАТЕРІАЛАХ, ДО СКЛАДУ ЯКИХ ВХОДИТЬ ГАФНІЙ, ТА В ЕЛЕМЕНТАХ КОНСТРУКЦІЇ ПЕЛ

Ганн В.В., Зуйок В.А., Куштим А.В.

Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна,

[valeriyz@kipt.kharkov.ua](mailto:valeriyz@kipt.kharkov.ua)

Реакторне опромінення матеріалів та елементів конструкції активної зони реактора призводить до низки явищ, що спричиняють виділення енергії не тільки в конструкційних матеріалах, а також і в теплоносії. Виконання робіт з проектування та подальшого обґрунтування безпечної експлуатації ПЕЛ ВВЕР-1000 вимагає визначення температур конструкційних та нейтронно-поглинаючих матеріалів ПЕЛ в умовах змішаної активної зони, яка залежить від потужності енерговиділення та охолодження.

У роботі наведено результати розрахунку енерговиділення в поглинаючому стовпі металевого гафнію (Hf) діаметром 8,2 мм, гафнію з внутрішнім отвором 5,0 мм, гафнату диспрозю ( $\text{HfDy}_2\text{O}_5$ ) та карбіду бору  $\text{B}_4\text{C}$  діаметром 6,85 мм, оболонці ПЕЛ (42ХНМ), а також у водяному зазорі між оболонкою та напрямним каналом і в матеріалі напрямного каналу (сплав цирконію) для ПЕЛ, повністю зануреної та зануреної на 70% від низу активної зони 10-ї регулюючої групи.

Розрахунки показують, що в нижній, найбільш навантаженій частині ПЕЛ, під час занурення на 70% від низу а.з. питоме енерговиділення в прутку металевого гафнію діаметром 8,2 мм становить  $\sim 130$  Вт/см<sup>3</sup>, а в прутку з внутрішнім отвором діаметром 5,0 мм –  $\sim 192$  Вт/см<sup>3</sup>, що значно перевищує енерговиділення в нижній частині ПЕЛ штатної конструкції ( $\sim 13$  Вт/см<sup>3</sup> для  $\text{TiDy}_2\text{O}_5$ ). За співставних умов експлуатації енерговиділення в стовпі  $\text{HfDy}_2\text{O}_5$  становить  $\sim 44$  Вт/см<sup>3</sup>, що співставно з енерговиділенням у  $\text{B}_4\text{C}$  ( $\sim 44$  Вт/см<sup>3</sup>), але значно перевищує енерговиділення в  $\text{TiDy}_2\text{O}_5$  ( $\sim 13$  Вт/см<sup>3</sup>). Високе енерговиділення в матеріалах, до складу яких входить гафній, порівняно з енерговиділенням у поглиначі нижньої частини ПЕЛ штатної конструкції ( $\sim 13$  Вт/см<sup>3</sup>), вимагає обґрунтування надійності його охолодження в активній зоні та оцінки збереження цілісності таблеток при градієнті напружень, викликаних градієнтом температур по їх перетину, що буде зроблено в наступних роботах.

У повністю зануреному ПЕЛ загальне енерговиділення в нейтронно-поглинаючому стовпі, оболонці, водному зазорі та матеріалі НК становить 6,5 кВт для конструкції ПЕЛ, у нижній частині якої знаходиться пруток металевого гафнію діаметром 8,2 мм висотою 500 мм та 7,3 кВт - пруток з внутрішнім отвором 5,0 мм висотою 900 мм. Загальне енерговиділення в матеріалах ПЕЛ конструкції з використанням  $\text{HfDy}_2\text{O}_5$  –  $\sim 5,6$  кВт, воно співставне з енерговиділенням у ПЕЛ штатної конструкції ( $\text{TiDy}_2\text{O}_5$ ). Для ПЕЛ, зануреного на 70% від низу а.з., загальне енерговиділення становить 3,3 кВт для конструкції зі стрижнем із гафнію діаметром 8,2 мм; 4,0 кВт – для стрижня з внутрішнім отвором діаметром 5,0 мм; та 1,4 кВт – для стовпа  $\text{HfDy}_2\text{O}_5$ , тоді як загальне енерговиділення в матеріалах штатної конструкції ПЕЛ становить 1,0 кВт.

Для гафнію та  $\text{HfDy}_2\text{O}_5$  визначено розподіл енерговиділення по перетину нейтронно-поглинаючого стовпа. Для розглянутих матеріалів енерговиділення в периферійних шарах нейтронно-поглинаючого стовпа щонайменше в 4 рази вище, ніж у центральній зоні, та для нижньої, найбільш навантаженої частини ПЕЛ, зануреного на 70% від низу а.з., становить  $\sim 255$  Вт/см<sup>3</sup>, а для  $\text{HfDy}_2\text{O}_5$  –  $\sim 76$  Вт/см<sup>3</sup>.

## ПОРІВНЯННЯ ХАРАКТЕРИСТИК І ВЛАСТИВОСТЕЙ ТАБЛЕТКОВОГО ПАЛИВА $UO_2$ ТА $(U, Gd)O_2$

Чернов І.О., Романьков В.О., Легенький Є.С.

Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна, [chernov@kipt.kharkov.ua](mailto:chernov@kipt.kharkov.ua)

Уран-гадолінієве паливо знайшло широке застосування як паливо з інтегрованим вигоряючим поглиначем нейтронів в таблетки діоксиду урану з метою підвищення техніко-економічних показників блоків з реакторами ВВЕР, РWR і ВWR [1, 2]. Гадолінії (Gd) має унікальні ядерно-фізичні властивості, зокрема високий переріз поглинання нейтронів і швидкістю вигорання близькому вигоранню  $^{235}U$  [3]. Так, Gd має сім стабільних ізотопів. З них тільки  $^{155}Gd$  і  $^{157}Gd$  мають надвисокі перетини поглинання нейтронів.

Аналіз наявних даних, у тому числі отриманих в ННЦ ХФТІ, показав, що Технологія виготовлення таблеток  $(U, Gd)O_2$  принципово не відрізняється від технології виготовлення таблеток  $UO_2$ : порошок  $Gd_2O_3$  додається в порошок  $UO_2$  в певній кількості та змішується. В подальшому відбувається пресування, спікання і механічна обробка таблеток у розмір [4]. В результаті спікання відбувається утворення твердого розчину  $(U, Gd)O_2$  [5].

Сучасними тенденціями науково-дослідних розробок є концепція збільшення вмісту  $Gd_2O_3$  з 5 %ваг. до 7...12%ваг., що пов'язано з підвищенням вигорання і збагачення ядерного палива [4]. Відомо, що зі збільшенням вмісту Gd в  $(U, Gd)O_2$  має місце зміни їх характеристик які суттєво впливають на їх працездатність.

Проведено аналіз і систематизацію наявних даних щодо впливу вмісту гадолінію на основні властивості таблеток які необхідні для прогнозування їх параметрів при експлуатації. Зокрема добавка  $Gd_2O_3$  знижує їх теплопровідність, що при експлуатації приводить до підвищення температури в центрі паливних таблеток. При додаванні 5%ваг.  $Gd_2O_3$ , теплопровідність таблетки майже в два рази нижча ніж у чистого  $UO_2$ , яка при 900 °С становить 2,5 Вт/(м·К).

У роботі систематизовані наявні дані по впливу вмісту гадолінію на густину, температуру плавлення та механічні характеристики таблеток  $UO_2$  та  $(U, Gd)O_2$ . З урахуванням властивостей та характеристик таблеток від вмісту  $Gd_2O_3$  проведено розрахунок температури у центрі таблеток при лінійній потужності в діапазоні 120...360 Вт/см. Розрахунки показали, що при максимальному лінійному навантаженні (360 Вт/см), температура центрі таблеток  $UO_2+5\%ваг.Gd_2O_3$  становить 1668 °С, а без добавки – 1468 °С.

### Література:

1. IAEA-TECDOC-844 Characteristics and Use of Urania-Gadolinia Fuels, 1995.
2. Горський В.В. Використання гадолінію в легководних реакторах // Атомна техніка за рубежом. - 1987, №3. – с.3-11.
3. Махова В.А., Семеновская И.В. Использование редкоземельных элементов в качестве выгорающих поглотителей для реакторов РWR во Франции // Атомная техника за рубежом. - 1997, №11. - с.3-7.
4. Advances in Fabrication Technologies for Power Reactor Fuels. Proceedings of Technical Meetings / IAEA-TECDOC-2097. IAEA, Printed by the IAEA in Austria August 2025.
5. Горський В.В.. Уран-гадолінієве оксидне паливо. Ч.1 – Основні властивості  $Gd_2O_3$  і  $UO_2-Gd_2O_3$ . // Атомна техніка за рубежом, 1989, №2, с. 3-10.

## **THERMAL STABILITY AND PRECIPITATION HARDENING OF Co-FREE Fe-Cr-Mn-Ni-Al HIGH-ENTROPY ALLOY AFTER LONG-TERM ANNEALING**

**<sup>1</sup>Kalchenko Oleksandr, <sup>1</sup>Kolodiy Igor, <sup>1</sup>Kondratov Oleksandr,**

**<sup>1</sup>Tikhonovsky Mykhailo, <sup>2</sup>Castellote-Alvarez Roger, <sup>2</sup>Toda-Caraballo Isaac,**

**<sup>2</sup>San-Martin David**

<sup>1</sup>National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", Kharkiv, Ukraine, [kalchenko@kipt.kharkov.ua](mailto:kalchenko@kipt.kharkov.ua)

<sup>2</sup>MATERIALIA Research Group, Physical Metallurgy Department, National Centre for Metallurgical Research (CENIM), Spanish National Research Council (CSIC), Avda. Gregorio del Amo 8, 28040, Madrid, Spain

This research is dedicated to the investigation of the cobalt-free high-entropy Fe-Cr-Mn-Ni-Al alloy (HEA-3), which can be the base of the promising material for use in nuclear reactors.

Annealing of the alloy was carried out at 650 °C for 720 hours in an argon atmosphere to study the thermal stability of the microstructure and mechanical properties at the expected operating temperature of the material in the Generation-IV reactors. The microstructure of the initial and annealed samples was investigated using X-ray diffraction (XRD) and transmission electron microscopy (TEM) with energy-dispersive X-ray spectroscopy (EDS). Mechanical properties were characterized by microhardness testing.

It was found that in the initial state (following deformation and recrystallization at 925°C) the HEA are single-phase alloy with a face-centered cubic (FCC) lattice. Only very rare inclusions of carbides are observed at the grain boundaries and inside the grains.

After long-term annealing at 650 °C the solid solution decomposes with the creation of small precipitates of the AlNi<sub>3</sub>-type phase (L1<sub>2</sub> structure). The size of L1<sub>2</sub> precipitates is 4-43 nm (the average size is 24 nm), the precipitates' density is 3x10<sup>15</sup> cm<sup>-3</sup>, the precipitates' volume fraction is ≈3%. The formation of precipitates leads to an increase in microhardness by 28% (from 151 kg/mm<sup>2</sup> to 210 kg/mm<sup>2</sup>) and some decrease in the lattice parameter of the matrix FCC phase. Very rare medium-sized of L1<sub>2</sub> phase (size ≈ 100 nm) and large-sized (up to 1000 nm) single inclusions the AlNi-type phase with B2 crystal structure are also observed. The nuclei for the formation of these inclusions are apparently M<sub>23</sub>C<sub>6</sub>-type carbide precipitates.

Obtained results can serve as the basis for further optimization of the composition and thermo-mechanical treatment of high-entropy alloys in order to simultaneously improve their mechanical and radiation properties.

This research was carried out in international cooperation within the framework of the EURATOM project "Innovative Structural Materials for Fission and Fusion (INNUMAT)", grant agreement #101061241.

## NOVEL CO-FREE CR-FE-NI-MN-V BASED NON-EQUIATOMIC HIGH ENTROPY ALLOY WITH ENHANCED PHASE STABILITY AND MECHANICAL PROPERTIES

<sup>1</sup>Kolodyi I.V., <sup>2</sup>Frelek-Kozak M., <sup>2</sup>Zaborowska A., <sup>2</sup>Kalita D., <sup>2</sup>Kotla S.G.,

<sup>1</sup>Tikhonovsky M.A., <sup>1</sup>Tikhonovska I.M., <sup>2</sup>Kurpaska L., <sup>1</sup>Tortika O.S.

<sup>1</sup>National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", Kharkiv, Ukraine, [kolodiy@kipt.kharkov.ua](mailto:kolodiy@kipt.kharkov.ua)

<sup>2</sup>National Center for Nuclear Research, st. Andrzeja Sołtana 7, 05-400 Otwock-Swierk, Poland, [Lukasz.kurpaska@ncbj.gov.pl](mailto:Lukasz.kurpaska@ncbj.gov.pl)

Face-centered cubic (FCC)-based high-entropy alloys (HEAs) are considered candidate structural alloys for next-generation nuclear reactors due to their unique deformation and radiation tolerance. However, their single-phase structure and phase instability degrade mechanical properties at elevated temperatures, thereby limiting operating conditions. This calls for tailoring the microstructure and/or composition to achieve balanced strength-ductility and radiation resistance at elevated temperatures. Although the CoCrFeNiMn-based FCC HEAs are a widely explored system for radiation resistance, the transmutation effects of cobalt limit their extension to the nuclear industry. An alternate Co-free alloy composition with enhanced mechanical properties and radiation tolerance is the need of the hour. Therefore, the present investigation employed the CALPHAD approach using Thermo-Calc (TCHEA7 database) and designed a novel Co-free FCC HEA with the composition: 18.02Cr, 39.01Fe, 12.97Mn, 27.95Ni and 3.96V in at.% (CrFe<sub>2.17</sub>Ni<sub>1.44</sub>Mn<sub>0.72</sub>V<sub>0.22</sub>), processed via an arc melting route followed by homogenization at 1150 °C for 5 h, and finally cold rolled to 0.6 mm sheets with ~88% reduction in thickness. The cold-rolled alloys were further annealed in the temperature range of 550-850 °C for different times, and their microstructure was characterized using SEM and XRD. The mechanical properties, including room-temperature hardness and uniaxial tensile properties over a range of temperatures, were measured and correlated with the microstructure. The alloy exhibited a single phase with an FCC structure in the as-cast and homogenized states, while the annealed condition (550 – 850 °C) showed the presence of a hard, stable intermetallic  $\sigma$ -phase that dissolved at 900 °C, as validated by single-point equilibrium calculations with Thermo-Calc. The alloy annealed at 850 °C for 3 h exhibited at 650 °C enhanced yield and tensile strengths by ~35% and ~90%, respectively, along with nearly the same ductility as a Co-containing Cantor alloy. The presence of the hard, stable secondary  $\sigma$ -phase, along with the solid-solution hardening by vanadium, led to the enhanced elevated-temperature mechanical properties. The responsible operating mechanisms will be discussed in detail.

**Keywords:** Co-free FCC HEA; High temperature mechanical properties; CALPHAD-Thermo-Calc; sigma-phase, microstructure

### References

[1]. Z. Cheng et al. Irradiation effects in high-entropy alloys and their applications. *Journal of Alloys and Compounds*, v. 930, 5 January 2023, 166768. <https://doi.org/10.1016/j.jallcom.2022.166768>.

## **HIGH-ENTROPY ALLOYS AS PROSPECTIVE STRUCTURAL MATERIALS FOR NEXT-GENERATION NUCLEAR REACTORS**

**Kolodiy Igor, Tikhonovsky Mikhailo**

NSC KIPT, 1 Akademichna str., 61108 Kharkiv, Ukraine, [kolodiy@kipt.kharkov.ua](mailto:kolodiy@kipt.kharkov.ua)

Nuclear power is the most practical energy option currently available, considering rising energy demands and the environmental impact of greenhouse gas emissions. Nuclear power produces electricity in a reliable and environmentally safe way without a carbon footprint. According to the World Nuclear Association (WNA), as of February 2026, there are 438 operational nuclear reactors and 78 under construction in 34 countries around the world. Nowadays nuclear energy provides about 9% of the world's electricity (nuclear plants supplied 2,667 TWh of electricity in 2024).

Generation IV International Forum proposed the next innovative Gen IV reactor technologies: 1) Gas-cooled Fast Reactor (GFR); 2) Lead-cooled Fast Reactor (LFR); 3) Sodium-cooled Fast Reactor (SFR); 4) Molten Salt Reactor (MSR); 5) Advanced High-Temperature Reactor (AHTR); 6) Supercritical Water-cooled Reactor (SCWR); 7) Very High Temperature Reactor (VHTR).

At the same time, Gen IV fission reactors, as well as fusion energy systems, is a great challenge for nuclear material science, first of all for structural materials. Design concepts require further improvements in reliability, safety, fuel burn-up rate, and efficiency, which implies the operation of future reactors under more severe conditions. Combination of high irradiation doses (up to 150-200dpa), high temperatures (500-1000°C), chemically corrosive environment (liquid metals and salts) and extended operation lifetime requires research and development of innovative structural materials. Indeed, the performance characteristics of structural materials significantly constrain the economic viability and operational safety of nuclear energy systems.

Consequently, the development of new structural materials that exhibit high mechanical performance and microstructural stability, coupled with improved radiation resistance when operating under high-temperature conditions and in corrosive cooling and heat-transfer liquids, is one of the pressing tasks of modern nuclear materials science. In this regard, recently discovered so call “high entropy alloys” (HEAs) or “equiatomic multicomponent alloys” are considered as potential candidates for structural materials of Gen IV nuclear reactors and thermonuclear reactors.

This research provides a consistent analytical review of the following issues: 1) Types of new-generation fission reactors. Assessment of operating conditions of structural materials in various types of reactors and requirements for them; 2) Structural features of high-entropy alloys. Establishing criteria for the initial component selection in the development of HEAs with desired crystal structures; 3) Analysis of the influence of the HEAs' crystal lattice type on their basic mechanical properties at different temperatures; 4) Assessment of the effect of high-entropy alloys' crystal lattice on their radiation resistance and corrosion behavior in a coolant environment.

Experimental studies showed that some HEAs have excellent radiation resistance at elevated temperatures; other HEAs have high mechanical properties or corrosion resistance. However, the complexity of the situation is that several concepts for Gen IV fission reactors are currently available (which will operate under completely different conditions). In addition, it is important to note that the effect of radiation on corrosion resistance in a specific reactor environment (such as liquid metal or molten salt) remains largely unstudied.

This encourages further research into high-entropy alloys, including the application of various theoretical approaches and AI.

## ВПЛИВ ДИФУЗІЙНОГО НАСИЧЕННЯ ЕЛЕМЕНТАМИ ВТІЛЕННЯ НА ХАРАКТЕРИСТИКИ ПОВЕРХНЕВОГО ШАРУ ТА ОПІРНОСТІ ДО НАСИЧЕННЯ ВОДНЕМ ТИТАНУ VT1-0

Труш В.С., Погрелюк І.М., Студент М.М., Лук'яненко О.Г.

Фізико-механічний інститут ім. Г.В. Карпенка НАН України, м. Львів, Україна,  
[trushvasyl@gmail.com](mailto:trushvasyl@gmail.com)

Показано вплив зміцненого поверхневого шару, сформованого дифузійним насиченням елементами втілення (киснем, азотом), на фізико-механічні властивості титану VT1-0. Експериментально досліджено вплив такого зміцненого поверхневого шару на втомну довговічність при симетричному чистому згині ( $\pm \epsilon_a = 0,9\%$ ) на повітрі за двох температур (20 та 380°C). Зокрема, було виявлено, що при зміцненні поверхневого шару киснем ( $\delta HV^{\text{поверх.}} = 70\%$ ,  $l = 30$  мкм – регламентований рівень зміцнення поверхневого шару), втомна довговічність зразків з титану VT1-0 вища порівняно зі зразками без модифікації  $\delta HV^{\text{поверх.}} = 0\%$  та на  $\delta HV^{\text{поверх.}} = 140\%$ . Зменшення кількості циклів до руйнування зразків з модифікованою поверхнею при температурі випробувань вище 150°C фрактографічно пов'язане з укрупненням елементів руйнування. Зокрема, поверхні зламу зразків, випробуваних при 300°C, показали як більшу кількість, так і більше розкриття вторинних тріщин, що свідчить про множинне поверхневе розтріскування модифікованого шару, викликане киснем. Показано, що при оптимальному рівні зміцнення поверхневого шару формується впорядкована дислокаційна структура.

Встановлено, що азотування за температури 750°C та 950°C дещо посилює рельєфність поверхні технічного титану VT1-0. З підвищення температури рельєфність посилюється.

Після азотування за температури 900°C по поверхні титану VT1-0 формується складна багатошарова двофазна плівка ( $Ti_2N + TiN$ ), яка повторює межі зерен титанової матриці.

Показано, після азотування висотні параметри шорсткості збільшуються приблизно в 2,5...2,7 разів, крокові параметри практично не змінюються. Це пов'язано з тим, що після насичення азотом на поверхні формується новий мікрорельєф, де новими вершинами виступають нітридні фази  $Ti_2N$ , які утворились межами зерен.

Встановлено, що криві навантаження-розвантаження під час наноіндентування титанового сплаву VT1-0, азотованого впродовж 5 год, звужується зі збільшенням температури як (750°C → 900°C), що свідчить про збільшення роботи пружної деформації.

Показано, що втомна витривалість насиченого воднем технічного титану VT1-0 залежала від типу попереднього оброблення. Зокрема, виявили, що після насичення воднем втомна довговічність технічного титану VT1-0 (попередньо обробленого у вакуумі), знизилася на 55%. Водночас попереднє модифікування поверхневого шару киснем знизило негативний вплив водню до 15%.

Робота виконана за часткової фінансової підтримки Національного фонду досліджень України в межах проєкту 2025.06/0028 «Розроблення технології поверхневого зміцнення деталей з титанових сплавів двигунів авіаційної техніки регламентованим дифузійним насиченням елементами втілення»

## **ВИПРОБУВАННЯ ЩОДО СУМІСНОГО ВИКОРИСТАННЯ СТАЛЕЙ В УМОВАХ ВХР ПЕРШОГО КОНТУРУ ВВЕР**

**Кануннікова Н.О., Штефан В.В., Рудь Р.О., Зуйок В.А.**

Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут»,  
м. Харків, Україна,

Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут»,

м. Харків, Україна

[Nadiia.Kanunnikova@khpi.edu.ua](mailto:Nadiia.Kanunnikova@khpi.edu.ua)

В останні роки АТ «НАЕК «Енергоатом» проводить роботи з розробки, виготовлення та обґрунтування безпеки експлуатації елементів активної зони реактора ВВЕР на заміну тих, що раніше постачались з Росії. При цьому використовуються конструкційні матеріали, що виробляються на підприємствах України або країн Євросоюзу. Одним з явищ, яке потенційно може становити небезпеку у разі сумісного використання сталей різного хімічного складу в умовах теплоносія першого контуру реактора ВВЕР, є гальванічна корозія.

У роботі наведено результати комплексу електрохімічних досліджень характеристик гальванічних пар, що утворюються між сталлю Х2СrNiMo17-12-2, яка містить молібден, та сталлю Х6СrNiTi18-10, з метою підтвердження допустимості їх контакту та можливості сумісного використання в першому контурі реактора ВВЕР-440. Сталь Х6СrNiTi18-10 є хімічним аналогом сталі 08Х18Н10Т, яка є основним конструкційним матеріалом реакторів ВВЕР.

Дослідження проведено при кімнатній температурі в 6% розчині NaCl та в модельованих умовах теплоносія першого контуру реактора ВВЕР на зразках сталей із різним співвідношенням їх площ. Досліджувалися зразки як без оксидної плівки, так і з оксидною плівкою, сформованою в автоклаві при температурі 350 °С і тиску 16,5 МПа.

Дослідження проведені протягом 7 діб у 6% NaCl встановили, що потенціал вільної корозії сталі Х6СrNiTi18-10 знаходиться в межах від +0,27 В до +0,2 В, а сталі Х2СrNiMo17-12-2 в межах від -0,243 В до -0,213 В. Згідно з електрохімічним рядом напруг металів, допускається можливість виникнення гальванічної корозії у 6% NaCl. У разі гальванічної корозії сталь Х6СrNiTi18-10 виступатиме як катод, а сталь Х2СrNiMo17-12-2 – як анод. Оцінка можливості спільного використання цих сталей повинна бути проведена шляхом визначення кількісного показника гальванічної корозії.

Беручи до уваги всі етапи досліджень, проведених під час виконання цієї роботи, зроблено загальний висновок, що у найбільш консервативному випадку, при співвідношенні площ анода та катода 1:58, у консервативному корозійному середовищі 6% NaCl, після 7 діб випробувань глибинний показник корозії становить 1,29 мкм/рік. Будь-яке відхилення від консервативного випадку призводить до зменшення швидкості корозії щонайменше в 10 разів. Отже, отримані результати дозволяють зробити висновок про достатню сумісність сталей Х2СrNiMo17-12-2 та Х6СrNiTi18-10 при їх контакті в умовах теплоносія першого контуру реактора ВВЕР.

## **RADIATION DIMENSIONAL STABILITY OF GSP GRAPHITE**

**Odeychuk M.P., Tkachenko V.I., Odeychuk A.M.**

National Science Center “Kharkiv Institute of Physics and Technology”, Kharkiv, Ukraine, [npodeychuk@kipt.kharkov.ua](mailto:npodeychuk@kipt.kharkov.ua)

The radiation dimensional stability of graphite, as the main structural component of the IV generation high-temperature nuclear power systems, is its most important characteristic and largely determines its performance as a material and structures in general. The rate and nature of the change in the dimensions of graphite products depend on the irradiation temperature and change during the process of neutron fluence gain at a fixed temperature. In the general case, the change in the dimensions of carbon materials under the action of neutron irradiation is in a complex dependence on the irradiation conditions: the value of the integral flux and temperature. As a rule, accelerated shrinkage of irradiated graphite is observed at the initial stage of irradiation. As the neutron fluence increases, the shrinkage rate slows down and then changes sign - shrinkage is replaced by secondary swelling.

Modern reactor graphites have satisfactory dimensional stability at high temperatures under irradiation to a fluence of  $\sim (4-6) \cdot 10^{21} \text{ cm}^{-2}$ . GSP graphite is characterized by a pronounced porous structure, individual elements of which consist of particles of filler powder with pyrocarbon films deposited on their surface. At the intersections, pyrocarbon precipitates coalesce, forming a continuous multidimensional spatial framework that envelops all the particles of the filler powder. The combination of these properties allowed GSP graphite to achieve record values of dimensional stability during reactor tests at high temperatures without degradation of dimensional stability to a fluence of  $\sim 2 \cdot 10^{22} \text{ cm}^{-2}$ .

Due to the lack of reactor research infrastructure, it was not possible to determine the limits of dimensional stability of GSP graphite, which hinders its introduction into nuclear high-temperature power engineering. However, the developed model of radiation deformation of nuclear graphite at high temperatures and significant neutron fluences allows predicting the dimensional stability and evolution of graphite properties [2]. The mathematical and computer modeling performed allowed us to determine the limits of dimensional stability of GSP graphite, which far exceed the corresponding values for modern reactor graphites. This opens up new opportunities for substantiating the parameters of reactor test conditions for GSP graphite to achieve critical limits of dimensional stability.

The presented research was carried out with the financial support of the basic program "Informative order of the NAS of Ukraine for conducting scientific research in nuclear science and technology of the National Scientific Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology" for 2021-2025" on the topic "Research and development of resource-saving devices and processes for creating and improving the properties of innovative functional materials for renewable, unconventional and nuclear energy of the new generation", topic code III-1-16 (SPE RESST), state registration number 0121U107860.

### **References:**

1. Н.П. Одейчук Графит ГСП / Н.П. Одейчук, В.Ф. Зеленский, В.А. Гурин, Ю.Ф. Конотоп // *Вопросы атомной науки и техники. Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»*. 2000, № 4(76), с. 67-78.
2. M.P. Odeychuk *Model of forming isotropic and anisotropic graphite under high temperatures and fluences neutron irradiation* / M.P. Odeychuk, V.I. Tkachenko, L.A. Bulavin, B.V. Borts, S.I. Skoronnaya // *East European Journal of Physics*. 2019. № 4. P.5-17.

## РОЗРОБКА ТЕХНОЛОГІЇ ВИГОТОВЛЕННЯ І ВИЗНАЧЕННЯ МЕХАНІЧНИХ І КОРОЗІЙНИХ ХАРАКТЕРИСТИК ТАБЛЕТОК КАРБІДУ БОРУ

<sup>1</sup>Легенький Є.С., <sup>1</sup>Чернов І.О., <sup>1</sup>Грицина В.М., <sup>1</sup>Зігунов В.В., <sup>1</sup>Зуйок В.А.,  
<sup>1</sup>Рудь. Р.О., <sup>1</sup>Романьков В.О., <sup>1</sup>Дикий І.В., <sup>2</sup>Крайнюк Є.О.

<sup>1</sup>Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна,  
<sup>2</sup>Інститут фізики твердого тіла, матеріалознавства і технологій Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна,  
[Legenky96@gmail.com](mailto:Legenky96@gmail.com)

Основним нейтронно-поглинаючим матеріалом органів регулювання реакторів ВВЕР-1000 є карбід бору. В сучасних (штатних) поглинаючих елементах (ПЕЛ) карбід бору використовується у вигляді порошкової засипки зі щільністю не менш ніж  $1,7 \text{ г/см}^3$ . В перспективних конструкціях розглядається таблетковий варіант, який вважається доцільним з точки зору реалізації більш автоматизованих процесів при масовому виробництві таблеток карбіду бору та можливості підвищення ресурсних характеристик ПЕЛ.

На основі результатів проведених досліджень по розробці технології виготовлення таблеток карбіду бора був оптимізований гранулометричний склад вихідного порошку  $\text{В}_4\text{С}$  і режими виготовлення таблеток з  $\text{В}_4\text{С}$ . Основними операціями виготовлення є: активація порошку  $\text{В}_4\text{С}$  в планетарному млині і змішування з пластифікатором, сушка суміші, формування таблеток, спікання таблеток. По оптимізованих режимах було виготовлено дослідну партію таблеток і проведено контроль їх характеристик.

Таблетки дослідної партії мали наступні характеристики: діаметр 6,85 мм, висота  $10 \pm 0,5$  мм та густина  $2,1 \pm 0,1 \text{ г/см}^3$ . Структурно-фазовий стан таблеток у вихідному стані представляв собою матеріал що вміщує декілька фаз: карбіду бору  $\sim 90\%$ ваг., а також невелику кількість вуглецю ( $6,1\%$ ваг.) та  $\text{W}_2\text{B}_5$  ( $4,0\%$ ваг.).

Одною з основних вимог до таблеток нейтронно-поглинаючих матеріалів, зокрема  $\text{В}_4\text{С}$ , є корозійна стійкість у середовищі теплоносія реактора ВВЕР-1000, яка полягає в збереженні цілісності таблеток, збереження структурно-фазового стану, та відсутності помітної хімічної взаємодії між матеріалом таблеток та теплоносієм.

В результаті проведених механічних випробувань встановлено:

- межа міцності таблеток з карбіду бору при випробуванні на осьове стискання у вихідному стані при  $20 \text{ }^\circ\text{C}$  становить  $173 \pm 26 \text{ МПа}$ , при  $350 \text{ }^\circ\text{C}$  -  $211 \pm 22 \text{ МПа}$ ,

- межа міцності таблеток карбіду бору на діаметральне стискання при  $20 \text{ }^\circ\text{C}$  становить  $35 \text{ МПа}$ , при  $350 \text{ }^\circ\text{C}$  –  $27 \text{ МПа}$ .

Корозійні, автоклавні випробування впродовж 5000 годин у модельному середовищі теплоносія першого контуру реактора ВВЕР-1000 показали, що таблетки карбіду бору кородують зі швидкою втратою маси протягом перших 250 годин та виходом на насичення після 2000 годин експозиції. Така корозійна поведінка може бути наслідком конкуруючих процесів розчинення  $\text{В}_4\text{С}$  та формування  $\text{В}_2\text{О}_3$ . Формозміни або руйнування таблеток упродовж терміну випробувань 5000 годин не відбулося. Основною фазою автоклавованих таблеток є  $\text{В}_4\text{С}$ .

Таким чином, підтверджена відповідність виготовленої партії таблеток карбіду бору по розробленій технології вимогам по корозійній стійкості таблеток в середовищі теплоносія реактора ВВЕР-1000 і механічних властивостях.

## **EFFECT OF SUBSTRATE BIAS VOLTAGE ON THE FORMATION OF THE STRUCTURAL AND PHASE STATE OF AlN/CrN MULTILAYER COATINGS** **Lytovchenko S.V., Beresnev V.M., Maksakova O.V., Horokh D.V., Mazilin B.O., Halushkov R.S.**

V.N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine. [d.goroh@i.ua](mailto:d.goroh@i.ua)

The development of wear-resistant coatings for operation under high temperatures (800–1000 °C) and intensive mechanical loading is an important task of modern materials science [1]. Multilayer nitride systems, particularly AlN/CrN, are considered promising due to the combination of high thermal stability of AlN and wear resistance of CrN [2]. A key role is played by the nanoscale multilayer architecture, which provides strengthening through interface effects and enhances resistance to fracture [3]. Recent studies also confirm the effectiveness of such structures under extreme operating conditions [4].

The aim of this study was to evaluate the effect of substrate bias voltage (50–200 V) on the structural and phase state of AlN/CrN multilayer coatings deposited by vacuum-arc ion-plasma deposition using a “Bulat-6” system. Three series of samples were prepared at bias voltages of 50, 100, and 200 V.

It was found that the substrate bias voltage determines the energy of ion bombardment, which influences densification, re-sputtering processes, and the formation of interlayer interfaces. At low bias voltages, the ion energy is insufficient for effective densification of the structure, whereas excessive bias leads to intensified re-sputtering and increased residual stresses, resulting in deterioration of structural ordering.

SEM analysis showed that at 50 V the surface is characterized by a high density of macroparticles and non-uniform morphology. At 100 V, the coatings exhibit the most uniform and dense structure. Increasing the bias voltage to 200 V results in the formation of defects associated with re-sputtering processes.

XRD results revealed the presence of AlN and CrN phases in all coatings. At 50 V, broad diffraction peaks indicate low crystallinity. The most intense and narrow peaks are observed for samples deposited at 100 V, indicating improved structural ordering. At 200 V, peak shifts and increased residual stresses are observed.

EDS analysis demonstrated that the coatings deposited at 100 V exhibit the most balanced elemental composition with minimal impurities. At 50 V, increased compositional inhomogeneity is observed, while at 200 V signs of interlayer mixing appear.

Thus, it was established that the optimal deposition condition for AlN/CrN multilayer coatings corresponds to a substrate bias voltage of approximately 100 V, providing the best combination of surface morphology, crystallinity, and chemical homogeneity.

### **References:**

1. Liu Y., Yu S., Shi Q., Ge X., Wang W. *Multilayer coatings for tribology: a mini review // Nanomaterials*. 2022. Vol. 12.
2. Dohm J.C., Schmidt S., Puente Reyna A.L. et al. *Comparative study of zirconium nitride multilayer coatings: crystallinity, oxidation behaviour and tribological properties // Journal of Functional Biomaterials*. 2024.
3. Ul-Hamid A. *Deposition, microstructure and nanoindentation of multilayer nitride and carbonitride coatings // Scientific Reports*. 2022. Vol. 12.
4. Smyrnova K., Sahul M., Haršáni M., Beresnev V. et al. *Composite Materials with Nanoscale Multilayer Architecture for Extreme Environments // ACS Omega*. 2024.

## **CORROSION BEHAVIOUR OF A NOVEL MULTI-PHASE Fe81Cr15V3C1 STEEL IN AGGRESSIVE ENVIRONMENTS**

**Shtefan V.V., Gebert A., Hufenbach J.K.**

Leibniz Institute for Solid State and Materials Research, Dresden, Germany

National Technical University “Kharkiv Polytechnic Institute”, Kharkiv, Ukraine

TU Bergakademie Freiberg, Institute of Materials Science, Freiberg, Germany

[v.shtefan@ifw-dresden.de](mailto:v.shtefan@ifw-dresden.de)

The nuclear power industry is in constant search of advanced structural materials that can withstand increasingly challenging operational conditions. Such materials must offer a combination of high mechanical strength, wear resistance and long-term corrosion stability. This creates a demand for novel alloys with tailored microstructures that can meet these stringent requirements.

This work presents a comprehensive investigation into the corrosion behaviour of a newly developed, high-strength Fe81Cr15V3C1 (wt.%) tool steel designed for applications requiring exceptional mechanical performance and durability. The alloy was synthesised using a rapid casting process, resulting in a complex, multi-phase microstructure comprising martensite dendrites and retained austenite in the interdendritic regions, as well as a fine network of  $M_7C_3$  and MC-type carbides. To understand the role of the microstructural constituents in corrosion, a combined methodology was employed including potentiodynamic polarisation, electrochemical impedance spectroscopy, potentiostatic polarisation and advanced surface analysis techniques (SEM, EDX, AES and GDOES). The study was conducted in sulphuric acid solutions (0.01–1 mol/L  $H_2SO_4$ ), which were chosen for their ability to sensitively differentiate the reactivity of the individual phases.

The results revealed that corrosion initiation is phase-selective, with active dissolution preferentially occurring in the austenite regions surrounding the carbide network. A distinct anodic oxidation event was identified in the transition region between passivity and transpassivity, which is linked to the presence of vanadium carbides and the release of vanadyl (IV) cations. Despite this complex, phase-dependent degradation mechanism, Fe81Cr15V3C1 steel demonstrated corrosion resistance comparable to conventional X90CrMoV18 tool steel. Notably, this was achieved alongside significantly superior mechanical properties, including a compressive strength exceeding 3800 MPa and high abrasive wear resistance.

The findings of this study highlight the significant potential of Fe81Cr15V3C1 steel as a high-performance material. Its combination of corrosion resistance and superior mechanical strength makes it a promising candidate for use in the nuclear power sector, where materials must ensure long-term reliability, safety and operational efficiency in challenging conditions.

## **ВИСОКОЕФЕКТИВНІ ДЕТЕКТОРИ ШВИДКИХ НЕЙТРОНІВ ДЛЯ СИСТЕМ РОЗМІНУВАННЯ НА ОСНОВІ МЕТОДУ ЗВОРОТНОГО РОЗСІЯННЯ**

**Кузін О.Г.**

Харківський національний університет імені В.Н. Каразіна, м. Харків, Україна

[oleksandr.kuzin@student.karazin.ua](mailto:oleksandr.kuzin@student.karazin.ua)

Мінна небезпека залишається актуальною гуманітарною та безпековою проблемою. Традиційні методи виявлення вибухонебезпечних предметів, зокрема металодетектори, мають обмежену ефективність у випадку пластичних вибухових пристроїв. Метод зворотного розсіяння швидких нейтронів відкриває можливість дистанційного виявлення об'єктів, збагачених на легкі ядра, насамперед водень, що є характерним для більшості вибухових речовин.

Метою роботи є розробка високоефективного детектора швидких нейтронів для систем розмінування з підвищеними характеристиками чутливості та селективності. Основна увага приділяється сцинтиляційним детекторам швидких нейтронів та вдосконаленню алгоритмів дискримінації нейтронів і  $\gamma$ -квантів методом відбору за формою імпульсів (Pulse Shape Discrimination, PSD).

У роботі передбачено побудову експериментального стенду з цифровою обробкою сигналів, калібрування енергетичної та часової шкали, а також реалізацію інтегральних та машинних алгоритмів PSD. Зокрема, досліджуються інтегральні співвідношення (short/long gate), часові та спектральні ознаки сигналів із застосуванням методів класифікації (логістична регресія, дерева рішень, ансамблеві методи).

Паралельно здійснюється моделювання відгуку сцинтиляторів у середовищах Geant4 та MCNP з урахуванням непружного розсіяння, резонансного захвату та нелінійності світлового виходу (закон Біркса). Окрема увага приділяється оптимізації геометрії детектора та екранування з метою підвищення відношення сигнал/фон і зменшення хибних спрацювань.

Очікується, що поєднання оптимізованих сцинтиляційних матеріалів, вдосконаленої геометрії та сучасних алгоритмів PSD забезпечить зростання ефективності детектування швидких нейтронів при збереженні мобільності та енергетичної автономності системи. Результати можуть бути використані у мобільних роботизованих комплексах гуманітарного розмінування та системах контролю безпеки.

## ВПЛИВ ПАРАМЕТРІВ ЕЛЕКТРОДУГОВОГО ЗВАРЮВАННЯ НА ЯКІСТЬ НЕРОЗ'ЄМНИХ З'ЄДНАНЬ ТВЕЛІВ ЗІ СПЛАВУ E110

Куштим А.В., Слабоспицька О.О., Старолат М.В., Грудницький В.В.

НТК ЯПЦ ННЦ ХФТІ, Україна [kushtym@kipt.kharkov.ua](mailto:kushtym@kipt.kharkov.ua)

Надійність активних зон реакторів ВВЕР безпосередньо залежить від герметичності та механічної цілісності тепловидільних елементів (твелів). Використання цирконієвого сплаву E110 (Zr+1%Nb) в якості матеріалу твелу висуває високі вимоги до технології зварювання через його високу хімічну активність. Дослідження режимів зварювання є важливою задачею для забезпечення якості зварних з'єднань твелу.

Метою є встановлення закономірностей впливу параметрів електродугового зварювання в гелії і аргоні та конструктивних особливостей на характеристики зварних з'єднань (ЗЗ) твелів зі сплаву E110. Сплав E110 використовувався в рекристалізованому стані з розміром зерен 4...8 мкм. Для відпрацювання режимів зварювання були спроектовані і виготовлені зразки нероз'ємних з'єднань стикового типу, які складаються з оболонки і заглушки. На оптимізованих режимах був загерметизований макет твела з оболонкою розміром 9,1x0,73x200 мм для подальших досліджень.

Якість нероз'ємних з'єднань згідно ДСТУ ISO 5817:2016, ДСТУ ISO 17637:2017, ДСТУ ISO 17639:2016, а також СТП ННЦ ХФТІ визначається наступними показниками: герметичність, міцність, геометричні розміри, хімічний склад та структура, відсутність зовнішніх та внутрішніх дефектів (кратерів, прожогів, свищів, тріщин, непроварів, шлакових та металевих включень). Для оцінки якості ЗЗ використано комплексний підхід:

- **Неруйнівні методи:** візуально-оптичний, вимірювальний (інструментальний), капілярний, мас-спектрометричний (метод гелієвої камери).
- **Руйнівні методи:** металографічний аналіз мікроструктури шву та зони термічного впливу.
- **Аналітичний метод:** встановлення кореляції між погонною енергією зварювання та геометрією проплавлення.

Отримано наступні результати:

- **Геометрія нероз'ємного з'єднання.** Встановлено лінійну залежність параметрів нероз'ємного з'єднання від погонної енергії зварювання. Оптимальний коефіцієнт форми становив 2,5–2,7 при швидкості зварювального процесу 4,4 мм/с і погонній енергії 70...75 Дж/мм. На всіх досліджених режимах герметизації випуклості та увігнутості зварних з'єднань знаходилась в допустимих межах.
- **Глибина проплавлення.** Досягнута стабільна глибина проплавлення на рівні 1,3–1,6 від товщини оболонки твела. Оптимізація режимів дозволяє збільшити цей показник до 2,0 без порушення допустимих допусків форми і структури.
- **Мікроструктурний аналіз.** Зона зварного з'єднання характеризується однорідною структурою без пор, тріщин та сторонніх включень. Матеріал шва складався з голок і пластин шириною 2,5...6,5 мкм, довжиною 30...90 мкм. Спостерігалися границі попередніх  $\beta$ -зерен Zr з розміром 100...250 мкм. Мікротвердість матеріалу шву становила 2,1...2,3 ГПа.
- **Конструктивні рішення.** Показано, що використання прецизійної посадки оболонки на заглушку та чистота поверхонь мінімізує ризик виникнення прихованих дефектів та забезпечує високу точність складання. Оптимізовано конструкцію верхньої заглушки твела для виконання якісного нероз'ємного з'єднання. Капілярний та мас-спектрометричний контроль зварних з'єднань показав їх прийнятну якість.

## ЗАСТОСУВАННЯ ПІДХОДІВ МЕХАНІКИ РУЙНУВАННЯ В СУЧАСНИХ ТЕХНОЛОГІЯХ ВІДНОВЛЕННЯ ПОШКОДЖЕНИХ РОТОРІВ ВОДНЕВООХОЛОДЖУВАНИХ ТУРБОГЕНЕРАТОРІВ АЕС

<sup>1</sup>Балицький О.І., <sup>2</sup>Колесніков В.О., <sup>3</sup>Балицька В.О., <sup>4</sup>Ріпей І.В.

<sup>1</sup>Фізико-механічний інститут ім. Г.В. Карпенка НАН України, Львів, Україна,

<sup>2</sup>Західнопоморський технологічний університет у Щеціні, Щецин, Польща

<sup>3</sup>Львівський державний університет безпеки життєдіяльності, Львів, Україна

<sup>4</sup>ДТЕК Західенерго, Львів, Україна

[alexanderbalitskii64@gmail.com](mailto:alexanderbalitskii64@gmail.com)

Експлуатація водневоохолоджуваних турбогенераторів АЕС супроводжується складним поєднанням механічних, термічних та фізико-хімічних впливів на матеріал валів роторів, серед яких особливу роль відіграє поглинання водню сталлю. Накопичення водню в зоні концентрації напружень призводить до деградації фізико-механічних властивостей, ініціювання мікротріщин і зниження залишкового ресурсу роторних валів.

Сучасні дослідження показують, що продукти механічної обробки та зношування ротора, а також поверхневі модифіковані шари є інформативними носіями даних про ступінь воднево-індукованої деградації матеріалу. У роботах встановлено [1,2], що водень змінює механізми пластичної деформації, сприяє локалізації напружень і прискорює розвиток тріщин за сценаріями, характерними для воднево-крихкого руйнування.

У цьому контексті підходи механіки руйнування є ефективним інструментом для оцінювання стану пошкоджених роторів та обґрунтування технологій їх відновлення. Застосування параметрів тріщиностійкості, аналізу напружено-деформованого стану та закономірностей росту тріщин дозволяє перейти від формального контролю дефектів до критичних розмірів до фізично обґрунтованої діагностики деградації матеріалу.

Показано, що інтеграція методів механіки руйнування з аналізом воднево-насичених зон ротора дає змогу ідентифікувати критичні ділянки, в яких подальша експлуатація без ремонту є небезпечною. Це створює передумови для вибору оптимальних режимів відновлювальної механічної обробки, термічних або комбінованих технологій ремонту, спрямованих на зниження концентрації напружень і стабілізацію структури матеріалу.

Таким чином, використання підходів механіки руйнування у поєднанні з урахуванням воднево-індукованих механізмів деградації є науково обґрунтованою основою для підвищення надійності та довговічності відновлених роторів водневоохолоджуваних турбогенераторів, а також для продовження їх безпечної експлуатації в енергетичних установках.

### Література:

1. *Energies*. Balitskii, A.I.; Kolesnikov, V.O.; Havrilyuk, M.R.; Balitska, V.O.; Ripey, I.V.; Królikowski, M.A.; Pudlo, T.K. *Steel Hydrogen-Induced Degradation Diagnostics for Turbo Aggregated Rotor Shaft Repair Technologies*. 2025, 18, 4368.

<https://doi.org/10.3390/en18164368>

2. *Przemysl Chemiczny*. Balitskii A., Balitska V. *Degradacja materiałów turbogeneratora elektrowni jądrowej i zaawansowane technologie remontu wirnika chłodzonego wodorem*. *Przemysl Chemiczny*, 104(5), 2025, s. 1024-1030. Balitskii A., Balitska V. *Degradation of the turbogenerator materials in nuclear power plants and advanced repair technologies of hydrogen cooled rotor*. *Przemysl Chemiczny*, 104(12), 2025, p.1024-1030.

<https://doi.org/10.15199/62.2025.12.2>

# КОМПЛЕКСНИЙ ПІДХІД ОЦІНЮВАННЯ СТАНУ ДЕГРАДОВАНИХ ПОВЕРХОНЬ ТРИВАЛО ЕКСПЛУАТОВАНИХ РОТОРІВ ТУРБОГЕНЕРАТОРІВ АЕС

**Колесніков В.О.**

Фізико-механічний інститут ім. Г.В. Карпенка НАН України, Львів, Україна,  
ЛНУ ім. Тараса Шевченка, Лубни, Україна,

[kolesnikov197612@gmail.com](mailto:kolesnikov197612@gmail.com)

Тривала експлуатація валів роторів турбогенераторів АЕС у середовищах з водневим охолодженням супроводжується розвитком складних деградаційних процесів, пов'язаних із взаємодією механічних навантажень, мікроструктурних неоднорідностей і водню. Це зумовлює необхідність переходу від локальних методів контролю до комплексного підходу оцінювання експлуатаційного стану матеріалу, орієнтованого на аналіз сукупності структурно-чутливих індикаторів.

У роботах, представлених у матеріалах [1,2], показано, що продукти різання та зношування, сформовані під час ремонтної механічної обробки сталей типу 38KhN3MFA, несуть інформативні ознаки попередньої водневої деградації матеріалу. Зокрема, морфологія стружки, характер фрагментації, параметри поверхні та розподіл мікротвердості відображають зміну механізмів пластичної деформації під впливом водню.

Запропонований комплексний підхід базується на поєднанні:

- аналізу мікроструктурних параметрів металу валів роторів;
- оцінювання характеристик продуктів різання та зношування як вторинних діагностичних об'єктів;
- урахування умов водневого охолодження та накопичення водню в експлуатації;
- застосування комп'ютерно-інтегрованої обробки зображень поверхонь і фрагментів зношування.

Показано, що інтегральна оцінка експлуатаційного стану може бути сформована на основі сукупності індикаторів: зміни дисперсності стружки, локальної твердості, ознак міжкристалітного руйнування та текстур поверхні. Такий підхід дозволяє виявляти деградовані ділянки валів роторів ще на етапі ремонтних операцій, без необхідності повного демонтажу або руйнівних випробувань.

Реалізація комплексного підходу створює науково обґрунтовану основу для підвищення надійності діагностики, оптимізації ремонтних технологій та подовження ресурсу турбогенераторних агрегатів в умовах водневої енергетики.

## Література:

1. *In Advanced and Novel Technologies—Interdisciplinary Collaboration in Materials Science; Aikin, M., et al., Eds.; ANTICM 2025; Advances in Science, Technology & Innovation; Springer: Cham, Switzerland. Kolesnikov, V. The Influence of Microstructure Parameters on the Formation of Cutting Products during Machining of Parts from Steels 38KhN3MFA Taking into Account the Influence of Hydrogen., 2025; pp. 77–88. [https://doi.org/10.1007/978-3-032-00373-7\\_7](https://doi.org/10.1007/978-3-032-00373-7_7)*
2. *Appl. Sci. Balitskii, A.I.; Kolesnikov, V.O.; Balitska, V.O.; Ivaskevych, L.M.; Dowejko, J.M.; Pilecki, B.J.; Havrilyuk, M.R. Computer-Integrated Surface Image Processing of Hydrogen-Saturated Steel Wear Products. 2024, 14, 11762. <https://doi.org/10.3390/app142411762>*

## ЗАСТОСУВАННЯ ПОЖЕЖОБЕЗПЕЧНИХ ЗМАЩУВАЛЬНО-ОХОЛОДЖУВАЛЬНИХ РІДИН ДЛЯ ПРОВЕДЕННЯ ПОТОЧНИХ РЕМОНТНИХ РОБІТ РОТОРІВ ТУРБОАГРЕГАТІВ БЕЗПОСЕРЕДНЬО НА ТУРБІННИХ ЗАЛАХ АЕС

<sup>1,3</sup>Балицький О.І., <sup>2</sup>Колесніков В.О., <sup>1</sup>Гаврилюк М.Р., <sup>4</sup>Балицька В.О.,

<sup>1</sup>Іваськевич Л.М.

<sup>1</sup>Фізико-механічний інститут ім. Г.В. Карпенка НАН України, Львів, Україна,

<sup>2</sup>ЛНУ ім. Тараса Шевченка, Лубни, Україна,

<sup>3</sup>Західнопоморський технологічний університет у Щеціні, Щецин, Польща,

<sup>4</sup>Львівський державний університет безпеки життєдіяльності, Львів, Україна

[alexanderbalitskii64@gmail.com](mailto:alexanderbalitskii64@gmail.com)

Сучасні технології ремонту валів роторів турбогенераторів передбачають виконання комплексу механічних операцій (точіння, шліфування, відновлювальна обробка), які здійснюються в умовах підвищених теплових і контактних навантажень. Особливої актуальності набуває вибір пожежобезпесних змащувально-охолоджувальних рідин (ЗОР), здатних одночасно забезпечувати ефективне тепловідведення, зниження інтенсивності зношування та підвищення пожежної безпеки робіт, що проводяться безпосередньо в умовах діючих енергетичних установок АЕС.

Встановлено, що використання ЗОР із модифікованими змащувальними властивостями сприяє зниженню інтенсивності адгезійного зношування та стабілізації структурно-механічного стану поверхні за рахунок формування захисних трибохімічних плівок, які обмежують дифузію водню та розвиток воднево-індукованих дефектів.

Раціональний підбір ЗОР дозволяє зменшити локальні температурно-деформаційні ефекти, знизити ймовірність утворення структурної неоднорідності та дефектних зон після обробки, що є принципово важливим під час ремонтних робіт валів роторів турбогенераторів АЕС, оскільки саме стан поверхневого шару контролює їх подальшу втомну довговічність і тріщиностійкість.

Запропоновані склади екологічних змащувально-охолоджувальних рідин на основі водних емульсій соняшникової та ріпакової олій, поєднують високу змащувальну здатність із пожежною безпекою та зниженим екологічним навантаженням. Їх використання під час механічної обробки та відновлення валів ротора дозволяє не лише підвищити якість поверхонь після ремонту, але й суттєво покращити умови праці в турбінних залах електростанцій.

Таким чином, застосування екологічних ЗОР у технологіях ремонту валів роторів турбогенераторів АЕС є науково обґрунтованим і технологічно доцільним напрямом, що поєднує підвищення ресурсу роторних сталей, зменшення впливу водневої деградації та зростання рівня промислової й екологічної безпеки енергетичних об'єктів.

### Література:

1. *Energies*. Balitskii, A.; Kolesnikov, V.; Abramek, K.F.; Balitskii, O.; Elias, J.; Marya, H.; Ivaskevych, L.; Kolesnikova, I. Influence of Hydrogen-Containing Fuels and Environmentally Friendly Lubricating Coolant on Nitrogen Steels' Wear Resistance for Spark Ignition Engine Pistons and Rings Kit Gasket Set. 2021, 14, 7583. <https://doi.org/10.3390/en14227583>
2. *Energies*. Balitskii, A.I.; Havrilyuk, M.R.; Balitska, V.O.; Kolesnikov, V.O.; Ivaskevych, L.M. Increasing Turbine Hall Safety by Using Fire-Resistant, Hydrogen-Containing Lubricant Cooling Liquid for Rotor Steel Mechanical Treatment. 2023, 16, 535. <https://doi.org/10.3390/en16010535>

## **ПІДВИЩЕННЯ ПОЖЕЖНОЇ ТА ЕКОЛОГІЧНОЇ БЕЗПЕКИ ЗАСТОСУВАННЯМ ЗМАЩУВАЛЬНО-ОХОЛОДЖУВАЛЬНИХ РІДИН НА ОСНОВІ ВОДНИХ ЕМУЛЬСІЙ СОНЯШНИКОВОЇ ОЛІЇ ЗА РЕМОНТНО- ВІДНОВЛЮВАЛЬНИХ РОБІТ РОТОРІВ ТУРБОГЕНЕРАТОРІВ АЕС**

<sup>1</sup>Балицька В.О., <sup>2,3</sup>Колесніков В.О., <sup>2,4</sup>Балицький О.І., <sup>2</sup>Гаврилюк М.Р.

<sup>1</sup>Львівський державний університет безпеки життєдіяльності, Львів, Україна,

<sup>2</sup>Фізико-механічний інститут ім. Г.В. Карпенка НАН України, Львів, Україна,

<sup>3</sup>ЛНУ ім. Тараса Шевченка, Лубни, Україна,

<sup>4</sup>Західнопоморський технологічний університет у Щеціні, Щецин, Польща

[alexanderbalitskii64@gmail.com](mailto:alexanderbalitskii64@gmail.com)

Під час ремонтних робіт валів роторів турбогенераторів АЕС (за умов водневого охолодження, істотну небезпеку становлять процеси механічної обробки, що супроводжуються локальним перегрівом, іскроутворенням та утворенням займистих парів традиційних мінеральних змащувально-охолоджувальних рідин (ЗОР), використанням термоізолюючого азбесту. У таких умовах підвищується ризик виникнення пожеж та вибухонебезпечних ситуацій, порушення підвищених екологічних вимог на турбінних залах АЕС.

Ефективним є підвищення пожежної безпеки є застосування екологічних, вогнестійких ЗОР, розроблених для технологічних процесів механічної обробки сталей роторів турбогенераторів за планових та аварійних ремонтних робіт, а також виключення застосування азбестовмісних матеріалів. Такі ЗОР характеризуються зниженими показниками горючості, високою термічною стабільністю та здатністю ефективно відводити тепло із зони різання.

Запропоновано концентрат змащувально-охолоджувальної рідини для механічної обробки металів, до складу якого входять екологічно безпечні компоненти на основі водних емульсій соняшnikової олії з підвищеною вогнестійкістю. Використання даного концентрату дозволяє зменшити ймовірність займання ЗОР під час технологічних операцій ремонту валів роторів, а також покращити екологічні умови праці обслуговуючого персоналу.

Експериментальні та натурні випробування показали, що застосування нових вогнестійких водних емульсій змащувально-охолоджувальних рідин сприяє зниженню температури в зоні різання, стабілізації процесу стружкоутворення та зменшенню інтенсивності іскроутворення. Це, у свою чергу, забезпечує підвищення пожежної безпеки в турбінних залах і зниження техногенних ризиків під час планових та аварійних ремонтних регламентів.

Підвищення пожежно-безпечних властивостей екологічних ЗОР позитивно впливають на якість обробленої поверхні сталі роторів, зменшуючи схильність матеріалу до водневої деградації та формування дефектів поверхневого шару. Комплексний ефект від їх використання полягає у поєднанні підвищеної пожежної безпеки, екологічності та зростання надійності відновлених елементів турбогенераторів.

Таким чином, застосування екологічних, вогнестійких змащувально-охолоджувальних рідин під час ремонтних робіт валів роторів турбогенераторів є ефективним інженерним рішенням, що забезпечує підвищення пожежної безпеки, зниження виробничих ризиків і покращення експлуатаційної надійності енергетичного обладнання.

*Energies*. Balitskii, A.I.; Havrilyuk, M.R.; Balitska, V.O.; Kolesnikov, V.O.; Ivaskevych, L.M. Increasing Turbine Hall Safety by Using Fire-Resistant, Hydrogen-Containing Lubricant Cooling Liquid for Rotor Steel Mechanical Treatment. 2023, 16, 535. <https://doi.org/10.3390/en16010535>

## АНАЛІЗ ВПЛИВУ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ВОДНЕВОЇ СТАНЦІЇ НА ІМОВІРНІСНІ ПОКАЗНИКИ БЕЗПЕКИ ЕНЕРГОБЛОКУ №2 ХМЕЛЬНИЦЬКОЇ АЕС

Топал Анна, Гавлічук Денис, Мазурок Олександр, Полянський Михайло

ТОВ «Енергобезпека Груп», м. Київ, Україна, [topal@e-s-group.eu](mailto:topal@e-s-group.eu), [havlichuk@e-s-group.eu](mailto:havlichuk@e-s-group.eu), [mazurok@e-s-group.com.ua](mailto:mazurok@e-s-group.com.ua), [polianskiy@e-s-group.com.ua](mailto:polianskiy@e-s-group.com.ua)

Інтеграція об'єктів водневої енергетики в інфраструктуру діючих АЕС є стратегічним напрямком декарбонізації, що водночас створює нові техногенні чинники впливу на ядерну та радіаційну безпеку. У даній роботі була проведена консервативна кількісна оцінка ризиків (КОР) та аналіз впливу потенційних аварій на водневій станції (ВС) на показники безпеки енергоблоку №2 ХАЕС. Оскільки впровадження ВС класифікується як модифікація ядерної установки [1], виникає необхідність оцінки імовірнісних показників безпеки для ПЗАБ. В межах проекту NPHyCo [2] для АЕС України раніше досліджувались питання техніко-економічного обґрунтування інтеграції водневих комплексів з АЕС та розробці концепцій модифікації систем, проте імовірнісні методи аналізу безпеки до цього часу не застосовувались.

За методикою HAZID визначено, що вибух у буферному резервуарі ВС є критичним сценарієм (частота реалізації  $2.25E-07$  1/рік [3]), який через пошкодження ВРП-750/350 кВ від ударної хвилі призводить до знеструмлення секцій нормального електропостачання, що класифікує дану подію як вихідну подію аварії (ВПА) для енергоблоку. Оскільки частота реалізації події вибуху в буферному резервуарі ВС перевищує загально прийнятий критерій відсіву за частотою  $1.00E-07$  1/рік, тому вимагає детального аналізу та подальшої інтеграції в інтегральну імовірнісну модель (ІМ) енергоблоку. Інтеграція події вибуху на ВС в ІМ здійснена шляхом її включення до дерева подій, яке моделює зовнішній екстремальний вплив (ЗЕВ) проходження смерчу майданчиком ХАЕС ґрунтуючись на подібності наслідків цих подій в першому наближенні. Оскільки, на відміну від проходження смерчу, вибух на ВС не руйнує бризкальні басейни, у моделі адаптовано граничні умови для виключення залежної відмови системи технічної води відповідальних споживачів для сценарію ВС.

Проведена кількісна оцінка, що базується на ряді консервативних допущень, продемонструвала стійкість енергоблоку до розглянутого впливу. Встановлено, що впровадження ВС призводить до незначного приросту показників ризику:  $\Delta\text{ЧПАЗ} - 6.25E-11$  1/рік та  $\Delta\text{ЧГАВ} < 1.0E-12$  1/рік. Отримані значення задовольняють вимоги [4] щодо прийнятності зміни рівня безпеки, проте даний аналіз потребує подальшого уточнення та розширення з метою зменшення консерватизму та відображення реалістичного підходу.

### Література:

1. НП 306.2.106-2005 «Вимоги до проведення модифікації ядерних установок та порядку оцінки їх безпеки».
2. Kykal, M., Gleckler, M., Serin, C., Mazukor, O., Herrero Moriana, C., Korolchuk, K., 2024. NPP Modification Opportunity by Hydrogen Technologies Implementation: Assessment in Frame of the Euratom Project NPHyCo. Paper No. ICONE31-136129
3. Diaz-Pescador, E., Viebach, M., Gamaleja, F., Lippmann, W., Hurtado, A., 2025. Impact assessment of the integration of a generic PEM electrolyser facility into Rivne nuclear station. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113767>.
4. НП 306.2.217-2017 «Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій».

## **ПРО НЕОБХІДНІСТЬ ЗАХИСТУ АЕС УКРАЇНИ ВІД РУЙНУВАННЯ КАТАСТРОФІЧНОЮ УДАРНОЮ ХВИЛЕЮ**

**Яковлєв В.М., Мухачев А.П., Єлатонцев Д.О.**

Інститут геотехнічної механіки ім. М.С. Полякова НАН України, Дніпро, Україна, [office.igtm@nas.gov.ua](mailto:office.igtm@nas.gov.ua)

Атомні електростанції — серед найбільш ризикованих інфраструктурних об'єктів з огляду на потенційні наслідки їхнього руйнування. Сучасні проекти АЕС зазвичай розглядають широкий спектр ризиків, але ризик руйнування внаслідок потужної імпактної (ударно-вибухової) хвилі часто залишається недооціненим або взагалі не враховується. Водночас геологічна історія території Українського щита свідчить про наявність значних метеоритних структур на території сучасної України, зокрема Болтиш та інші астроблеми, що підтверджує здатність регіону приймати удари тіл великого масштабу.

Наводячи факти, варто уникати неточних порівнянь: енергія падіння великих космічних тіл (наприклад, утворення кратера Чіксулуб) оцінюється в еквіваленті мільярдів ядерних зарядів Другої світової війни, і тому ударна хвиля та вторинні ефекти можуть спричинити руйнування на сотні кілометрів. Це робить можливими сценарії масових відмов захисних систем і руйнування енергоблоків навіть на значній відстані від епіцентру.

В Україні виявлено кілька значних астроблем (діаметр: Болтиш  $\approx 24$  км; Оболонь  $\approx 20$  км; Ротмістровка  $\approx 2,7$  км; Тернівка  $\approx 6$  км), що підкреслює історичну можливість великих імпактів у межах щита. Такі дані мають братися до уваги при довгостроковому плануванні енергетичної інфраструктури.

З огляду на викладене пропонується наступне:

1. Розробити національну програму оцінки та захисту АЕС від ударних хвиль (інтегрувати у концепції розвитку ядерної енергетики) — за ініціативи Національної академії наук України та відповідних міністерств.
2. Запровадити тимчасовий мораторій на розміщення великих наземних енергоблоків у відкритих рівнинних районах без спеціальних конструктивних заходів (рекомендація для Кабінету Міністрів України).
3. Пріоритетно розглядати для нових проєктів захищене розташування в рельєфних западинах або складках місцевості, що природно екранують від горизонтальної ударної хвилі.
4. Впроваджувати конструктивні рішення для відхилення (диференціювання) ударної хвилі: спеціальна геометрія зовнішніх об'ємів, похилі підсилені покрівлі турбінних залів та інші елементи «відхиляючої» протидії на рівнинних ділянках.
5. Розглянути довгострокові альтернативи — наприклад, підземні (напівпідземні) модулі малих АЕС як кращий варіант для критично важливих об'єктів з погляду катастрофічної захищеності (аналітична оцінка доцільності має включати техніко-економічне обґрунтування, екологічні ризики та аварійні сценарії).

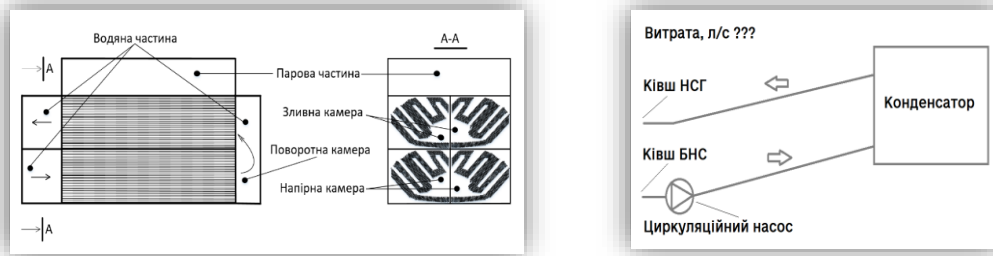
Ігнорувати можливість імпактного походження ударних хвиль — означає недооцінювати один з потенційно катастрофічних факторів для АЕС. Комплексна політика розміщення, конструктивної стійкості та моніторингу значно підвищить стійкість енергетичної інфраструктури та зменшить ризик масштабних техногенно-екологічних наслідків.

## ОЦІНКА МОЖЛИВИХ РИЗИКІВ У РОБОТІ СИСТЕМИ ЦИРКУЛЯЦІЙНОГО ВОДОПОСТАЧАННЯ АЕС

Лисичук Я.С.

Філія ВП «Рівненська АЕС», м. Вараш, Україна, [0671752377yaroslav@gmail.com](mailto:0671752377yaroslav@gmail.com)

**Мета роботи:** оцінка можливих ризиків роботи системи циркуляційного водопостачання, за умови локального відглушення дефектних теплообмінних трубок (ТОТ) в напірній частині/камері конденсатора турбоустановки.



«Умовні зображення: конденсатора К-12150 (ліворуч) та циркуляційної системи АЕС (праворуч)»

**Методи дослідження:** на основі емпіричного та теоретичного прикладного аналізу.

**Результати дослідження:** виведено, на основі статистики даних за 5 років спостережень, математичну залежність/модель поведінки [1].

$$P(N) = P_0 \times (N_0/N)^k, \text{ кгс/см}^2 \quad [1]$$

де  $P(N)$  – експериментальна залежність тиску на напорі насоса, відносно кількості фактичних робочих ТОТ в теплообміннику, кгс/см<sup>2</sup>;  $N_0$  та  $N$  – відповідно кількість проектних та фактичних робочих ТОТ в теплообміннику, шт.;  $P_0$  – номінальне значення тиску на напорі насоса, при умові відсутності заглушених ТОТ в теплообміннику, кгс/см<sup>2</sup>;  $(N_0/N)^k$  – коригуючий коефіцієнт, де показник степені « $k$ » - емпіричний коефіцієнт, що визначається дослідним шляхом на основі статистичних даних ( $0,6 \leq k \leq 0,7$ ).

**Результати дослідження:** виведено, на основі загального рівняння Бернуллі, рівняння дійсного значення напору циркуляційного насоса типу ОПВ6-145 [2].

$$H = (h_w + h_{\text{зан.}}) + h_{\text{підп.}} + (z_2 - z_1) - h_{\text{сиф.}}, \text{ м. в. с.} \quad [2]$$

де  $h_w$  – загальні лінійні та місцеві втрати в тому числі і втрати в конденсаторі, м.в.с.;  $h_{\text{зан.}}$  – втрати на «занос» в ТОТ, м.в.с.;  $h_{\text{підп.}}$  – підпір насоса, м.в.с.;  $(z_2 - z_1)$  – різниця рівнів в басейнах, м.в.с.;  $h_{\text{сиф.}}$  – розрідження («сифон»), м.в.с.

**Примітка 1:** рівняння [2] має практичне застосування з метою оцінки робочої точки насоса, згідно витратної характеристики його роботи, враховуючи відсутність стаціонарного штатного витратоміра.

**Примітка 2:** втрати  $h_w$  та  $h_{\text{зан.}}$  визначаються шляхом прямого заміру перепаду тиску на теплообміннику (конденсаторі) за допомогою попередньо встановлених стаціонарних КВП тиску.

**Висновки:** зменшення витрати циркуляційної води, при умові глушіння ТОТ, через конденсатор турбоустановки, може призвести до збільшення кількості несконденсованих газів у верхній частині зливної камери конденсатора, як результат – виникає ризик гідравлічного удару. Практичне застосування приведених вище рівнянь [1 та 2], дозволяє передбачити ці ризики: покращити безпекову складову роботи системи циркуляційного водопостачання турбіни та запобігти виникненню позаштатних ситуацій під час експлуатації.

## ПОПЕРЕДНІ ТЕПЛОВИЙ ТА НЕЙТРОННО-ФІЗИЧНИЙ РОЗРАХУНКИ РЕАКТОРА ВВЕР-1000 З ВИКОРИСТАННЯМ ТРИСТРУКТУРНОГО ІЗОТРОПНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА

Кравченко В.П., Ушаповський Р.В., Куций Я.Я., Змерзлий Р.О.

Національний університет “Одеська політехніка”, м. Одеса, Україна,

[kravchenko@op.edu.ua](mailto:kravchenko@op.edu.ua)

Триструктурне ізотропне ядерне паливо (TRISO) сьогодні розглядається як перспективне з точки зору підвищення безпеки в тому числі і для легководних реакторів [1]. В роботі розглянуто застосування цього палива для реактора ВВЕР-1000 з ТВЗ-WR. Замість звичайної таблетки двоокису урану, запропоновано матрицю тої ж форми з розподіленими всередині мікротвелами, що уявляють собою серцевину з подільного матеріалу, покрити захисними шарами. Подільним матеріалом обрано карбід урану. Захисне покриття, фіксатор (матриця) та оболонка твела виконані з карбиду кремнію [2]. Обрані наступні розміри мікротвелу: діаметр осердя  $d_{oc} = 0,4$  мм, товщина шарів покриття осередку карбідом кремнію  $\delta_1 = 0,1$  мм,  $\delta_2 = 0,035$  мм,  $\delta_3 = 0,01$  мм,  $\delta_4 = 0,04$  мм.

Результати проведеного теплового розрахунку вказують на зниження середньої температури палива в активній зоні з  $818$  °С для стандартного твела до  $534$  °С для TRISO-SiC, тобто в 1,5 рази. Заміна цирконієвої оболонки на карбід кремнію знижує вимоги до її температури та уникає небезпеки пароцирконієвої реакції. Це перспективно також з точки зору достатньо великого коефіцієнту запасу до кризи теплообміну. Великі запаси до граничних значень дозволяють розглянути можливість підвищення потужності активної зони в тому ж корпусі.

Проведено нейтронно-фізичний розрахунок з урахуванням особливості палива [3], за результатами якого визначено, що ефективний коефіцієнт розмноження на початок кампанії для TRISO для забезпечення звичайної кампанії має бути значно більшим, ніж для звичайного  $UO_2$ , а саме  $K_{ef} = 1,535$ , що спричинює необхідність підвищення ефективності системи компенсації надлишкової реактивності. Однак, зменшення  $K_{ef}$  з плином часу відбувається швидше. Це пов'язано з впливом об'єму палива, який для TRISO є значно меншим, на концентрацію речовини, а отже і на макроскопічний переріз. Проте, суттєво підвищене відношення площі палива до його маси збільшує поглинання нейтронів ураном-238 та продовжує кампанію за рахунок поділу плутонію. Ключовими параметрами у розрахунках є збагачення палива  $x$  та об'ємний вміст мікротвелів в матриці  $\epsilon$ . В результаті варіантних нейтронно-фізичних розрахунків визначено, що кампанія реактора 300 діб досягається при  $x = 17$  % та  $\epsilon = 38,3$  %.

### Література:

1. Овдієнко Ю. М., Шевченко І. А., Гуменюк Д. В., Печериця О. В., Єременко М. Л., Шепітчак А. В., Кондратюк В. А. Кваліфікація удосконаленого ядерного палива: перспективи та виклики // Ядерна та радіаційна безпека. 2023. №3(99). С. 4-15.
2. F.Venneri, Y. J. Kim, L. L. Snead, K. A. Terrani, A. M. Ougouag, J. E. Tulenko, C. W. Forsberg, P. F. Peterson, E. J. Lahoda. Fully Ceramic microencapsulated fuels: A transformational technology for present and next generation reactors - Preliminary analysis of FCM fuel reactor operation // Transactions of the American Nuclear Society. 2011. Vol. 104. P. 671–674.
3. A. Hussain, C. Xinrong. Reactivity feedback calculation of a conceptual TRISO fueled compact PWR core // Progress in Nuclear Energy. Harbin, 2011. Vol. 53. P. 76–79.

## ПЕРСПЕКТИВИ ПІДВИЩЕННЯ ОПІРНОСТІ КОРОЗІЙНО-ВТОМНОМУ РУЙНУВАННЮ ГАЗООХОЛОДЖУВАЧА ТУРБОГЕНЕРАТОРА АТОМНОЇ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЇ

<sup>1</sup>Хома М.С., <sup>2</sup>Нарівський О.Е., <sup>1</sup>Рацька Н.Б.

<sup>1</sup>Фізико-механічний інститут ім. Г.В. Карпенка НАН України, м. Львів, Україна; [nadjaratska@gmail.com](mailto:nadjaratska@gmail.com)

<sup>2</sup>НУ «Запорізька політехніка», Україна

Надійність потужних електрогенеруючих установок АЕС України є необхідною умовою електричної безпеки, радіаційної, пожежної тощо, а технічний потенціал повинен сприяти їх вдосконаленню на довготривалу перспективу. Основна вимога до атомних електростанцій – це безперебійне виробництво електричної енергії у відповідності з попитом споживачів і графіком навантаження. Для задоволення швидкозмінних навантажень енергоблоку повинні мати маневреність, тобто здатність швидкого набору й зняття навантаження, швидкого пуску з неробочого стану й зупинки, без шкоди для безпеки й довговічності. Висока надійність повинна бути закладена в устаткуванні при їхньому конструюванні й монтажу і підтримуватися довгостроково високим рівнем експлуатації, своєчасним і ретельним ремонтом. Однак навіть при дотриманні зазначених вимог ймовірність виникнення несправності елементів устаткування й аварії не виключена [1, 2].

Під час експлуатації теплообмінного обладнання в турбогенераторах атомних електростанцій найважливішою проблемою, що вимагає постійного вдосконалення устаткування є корозійне розтріскування під напруженням, що характеризується зародженням і розвитком тріщин під впливом одночасної дії механічних напружень та корозивного середовища – мінералізованої води. Виникнення тріщин призводить до аварійної зупинки турбогенератора та великих збитків внаслідок тривалого його простою, пов'язаного з ремонтом газоохолоджувачів. Процес тріщиноутворення має непрогнозований характер. В теплообмінних трубках з мельхіору можуть розвинулись корозійно-втомні пошкодження в околі трубних решіток зі сторони газової фази. Під час роботи навіть щойно введених в експлуатацію газоохолоджувачів існує висока ймовірність розгерметизації зварно-вальцювальних з'єднань теплообмінних трубок і трубних решіток. У зв'язку з цим перспективним є розробка нових технологічних рішень щодо удосконалення конструкції ущільнювальних з'єднань трубок з трубними решітками шляхом розвитку технології нанесення плакованого шару на сталеві решітки, використання нових матеріалів, які б сприяли підвищенню опірності корозійно-механічному руйнуванню таких з'єднань. Крім того, визначальним є розробка способів оцінки опірності корозійно-втомному руйнуванню з'єднань, які б сприяли оптимізації режиму розвальцювання при виготовленні нових газоохолоджувачів, або ремонті тих, що експлуатуються і такий комплексний підхід суттєво підвищить роботоздатність енергетичного обладнання.

### Література:

1. Нарівський О.Е., Хома М.С., Рацька Н.Б. Локальна корозія теплообмінного обладнання та її прогнозування і попередження. Запоріжжя: ФОП Мокшанов В.В., 2024. 248 с.
2. Khoma M., Narivskiy O., Vynar V., Ratska N., Mardarevych R., Korniy S., Vasylyiv Ch., Chuchman M. Evaluation of resistance to corrosion-fatigue fracture of the combined joint of a heat exchange tube with a clad tube grid of a gas cooler. V. Voyevodin International Scientific and Technical Conference "Problem of Modern Nuclear Power": Book of abstracts. 17-19 April 2024, Kharkiv, 2024. P. 55.

## ДЖЕРЕЛА ЖИВЛЕННЯ ДЛЯ ДУГОВОГО ЗВАРЮВАННЯ

<sup>1</sup>Ситников П.А., <sup>2</sup>Король М.О., <sup>1</sup>Волошин С.В.

<sup>1</sup>НТУ «ХП», Харків, Україна, [Pavlo.Sytnykov@khp.edu.ua](mailto:Pavlo.Sytnykov@khp.edu.ua)

<sup>2</sup>ТОВ «Науково-виробнича фірма «ЗВАРКОНТАКТ», Харків, Україна

Дугове зварювання знаходить широке застосування при виготовленні та ремонті устаткування підприємств атомної енергетики. Нагрівання та плавлення металу при цьому способі зварювання здійснюється за рахунок енергії дугового розряду між електродами, яка утворюється та підтримується від джерел живлення постійного чи змінного струму. Удосконалення дугового зварювання орієнтовано на підвищення продуктивності цього процесу при одночасному збереженні високої якості зварних з'єднань, а також стабільності виконання процесу. Реалізація цих вимог можлива завдяки раціональному вибору технології та обладнання.

В роботі [1] досліджено та розроблено джерела живлення постійного струму для дугового зварювання – випрямлячі інверторного зварювального струму (ВІЗС-3603; ВІЗС-4203; ВІЗС-5003), які мають комбіновану вольт-амперну характеристику. Так, на жорстку характеристику з регульованою зварювальною індуктивністю накладається чергова дуга з крутоспадаючою характеристикою напругою  $U_d = 65$  В та струмом  $I_d = 30$  А, при напрузі холостого ходу  $U_{xx} = 80$  В, що дозволяє отримати стабільну та еластичну зварювальну дугу.

Джерело живлення ВІЗС-3603 має наступні технічні та масогабаритні характеристики: напруга мережі живлення  $380$  В  $\pm 10$  %; частота мережі  $50$  Гц; номінальна споживча потужність  $15$  кВт; номінальний вхідний струм  $15$  А; номінальна вихідна напруга  $35$  В; коефіцієнт корисної дії  $\sim 90$  %; діапазон зварювального струму  $40 \dots 360$  А; діапазон зварювальної напруги  $16 \dots 35$  В; габаритні розміри (Ш-В-Д)  $300-520-560$  мм; маса установки  $45$  кг.

Установка комплектується апаратом для подачі зварювального дроту, який оснащено пальником із подовженим охолоджувальним соплом, що забезпечує виліт дроту до  $60$  мм. Для зварювання використовуються дроти діаметром  $1,0$  або  $1,2$  мм зі швидкістю подачі  $25 \dots 30$  м/хв, процес виконується в газовій суміші складу  $Ar+CO_2+O_2$ . При такому вильоті дроту здійснюється його попередній підігрів, оскільки наближена до дуги його вільна частина, завдяки ефекту  $I_2Rt$  за законом Джоуля-Ленца, нагрівається до температури, яка є близькою до температури плавлення металу. Через це торець дроту стає термопластичним, втрачає свою жорсткість, а утворені краплі розплавленого металу за рахунок впливу електромагнітних сил, формують дугу, яка здійснює обертальний рух [1].

Можливість джерела ВІЗС-3603 утримувати зварювальну дугу на довгому вильоті дроту з його попереднім підігрівом, висока швидкість подачі дроту та використання трьохкомпонентної газової суміші дозволили отримати технологію дугового зварювання, яка має високу продуктивність ( $15 \dots 16$  кг/год), забезпечує краще формуванням швів з меншим розбризуванням рідкого металу та тепловкладенням, що формує незначну зону термічного впливу зварних з'єднань та зменшує їх схильність до утворення пор і тріщин.

*Роботу підготовлено в межах Договору № 145/38-2024 від 03.06.2024 р.*

### Література:

1. Ситников П. А., Король М. О. Обладнання та технологія високопродуктивного напівавтоматичного дугового зварювання. Теоретичні та практичні дослідження молодих вчених: матеріал. ХІХ Міжнар. наук-практ. конф. магістрів та аспірантів. м. Харків, 19-21 лист. 2025 р. Харків, 2025. С. 837.

## АНАЛІЗ МІЦНОСТІ КОНСТРУКЦІЙ ТА ЕЛЕМЕНТІВ ГЕРМЕТИЧНОГО ОБ'ЄМУ ЗАХИСНОЇ ОБОЛОНКИ РЕАКТОРА ВВЕР-1000 ПРИ ЗАПРОЄКТНИХ АВАРІЯХ

Переяславець С.А.

УДУНТ, Лабораторія дослідження атомних та теплових електростанцій,  
м. Дніпро, Україна, [office@onilaes.com](mailto:office@onilaes.com)

**Мета дослідження.** Визначення граничних значень граничної несучої здатності захисних оболонок реактора ВВЕР-1000 при комбінованій дії внутрішнього тиску та температури. В рамках дослідження були розроблені скінченно-елементні розрахункові моделі та виконана серія нелінійних статичних розрахунків.

У ході робіт з розрахункового обґрунтування граничної несучої здатності ЗО було вирішено низку пов'язаних завдань:

- виконано низку нелінійних статичних розрахунків;
- визначено критичні зони у конструкціях ЗО;
- визначено критерії руйнування;
- визначено основні механізми руйнування конструкцій ЗО;
- визначено види відмов герметичного об'єму;
- проведено систематизацію та аналіз результатів розрахунку;
- визначено граничну несучу здатність захисної оболонки як функцію внутрішнього тиску і температурного градієнта.

За результатами проведених досліджень можна зробити такі висновки:

- утворення тріщин у середній частині циліндра ЗО відбувається при значеннях надлишкового тиску більше 0,1 МПа, при цьому температурний градієнт становить  $\Delta t=50^\circ\text{C}$  (граничний стан Ia);

- при значеннях надлишкового тиску від 0,1 до 0,35 МПа та температурному градієнті  $\Delta t=50-100^\circ\text{C}$  тріщини та пошкодження в конструкції ЗО продовжують розвиватися, конструкція переходить у граничний стан IIa;

- при значеннях надлишкового тиску від 0,24 до 0,45 МПа та температурному градієнті  $\Delta t=50-255^\circ\text{C}$  концентрація ушкоджень у середніх частинах циліндра та купола (безмоментні зони ЗО) характеризує перехід конструкції до граничного стану IIIa;

- при значеннях температурного градієнта  $\Delta t=85^\circ\text{C}$  та значеннях надлишкового тиску 0,41 МПа ГСО працює у пластичній стадії, наскрізних тріщин у перерізах ЗО немає. При цьому конструкція ЗО відповідає критеріям граничного стану Ib;

- при збільшенні надлишкового тиску до рівня 0,4-0,52 МПа та температурному градієнті  $\Delta t=50-255^\circ\text{C}$  досягається граничний стан IIb. Площа ушкоджень і глибина розвитку тріщин різко зростають внаслідок розвитку пластичних деформацій. Напруження в ГСО перевищують граничні. Індекс пошкоджень найбільш напружених залізобетонних перерізів знаходиться в межах  $DI>90\%$ . При вищих значеннях надлишкового тиску герметичність конструкції не може бути гарантована;

- при збільшенні надлишкового тиску до рівня 0,42-0,53 МПа та температурному градієнті  $\Delta t=50-255^\circ\text{C}$  досягається граничний стан IIIb. У перерізах конструкції розвиваються наскрізні тріщини. Площа локальних ділянок ушкоджень різко зростає. Деформації в армоканатах системи СПЗО досягають граничних значень (1.5%), через що несуча здатність найбільш напружених перерізів циліндра і купола не може бути гарантована.

## КІБЕРБЕЗПЕКА АСУ ТП АЕС УКРАЇНИ: ШЛЯХ ДО МІЖНАРОДНОЇ ГАРМОНІЗАЦІЇ

Чумаченко О., Трубчанінов С., Фесенко Г., Ключніков І.

ТОВ «Вестрон», ДП «ДНТЦ ЯРБ», НАУ «ХАІ», м. Харків, Україна,

[chumachenko@westron.kharkov.ua](mailto:chumachenko@westron.kharkov.ua), [so\\_trubchaninov@sstc.ua](mailto:so_trubchaninov@sstc.ua),

[h.fesenko@csn.khai.edu](mailto:h.fesenko@csn.khai.edu), [i.kliushnikov@csn.khai.edu](mailto:i.kliushnikov@csn.khai.edu)

Сучасний ландшафт загроз для об'єктів атомної енергетики України зазнав докорінних змін у зв'язку з військовими діями, набувши вираженого гібридного характеру, де цифрові диверсії безпосередньо поєднуються з фізичними впливами на критичну інфраструктуру. Згідно з офіційним звітом МАГАТЕ GOV/2024/73 [1], будь-яка успішна кібератака на критичну інфраструктуру, що пов'язана з атомними електростанціями (АЕС), здатна призвести до катастрофічних наслідків для загальної ядерної безпеки. Статистичні дані державних служб України підтверджують стрімку динаміку зростання кількості атак на системи управління АЕС протягом 2024-2025 років, що потребує значного вдосконалення стратегій захисту та переходу до активної фази міжнародної гармонізації нормативної бази. Ключовим вектором розвитку в цьому напрямку є розробка та впровадження нових галузевих стандартів АТ «НАЕК «Енергоатом», які мають забезпечити гармонізацію національних вимог з міжнародними стандартами, зокрема IEC 62645 [2] та IEC 63096 [3]. Ці документи визначають конкретні заходи контролю кібербезпеки та менеджменту безпеки на всіх етапах життєвого циклу систем моніторингу та керування АЕС. Важливою складовою технологічного суверенітету є використання досвіду вітчизняних галузевих лідерів, зокрема компанії «Вестрон», чия оновлена апаратно-програмна платформа «Вулкан-М» [4] демонструє успішну імплементацію цих міжнародних стандартів. Дана платформа забезпечує глибоку інтеграцію цільових засобів захисту інформації безпосередньо в архітектуру та підтримує роботу з новітніми операційними системами. Для ефективної протидії сучасним загрозам критично важливим є створення єдиного галузевого центру реагування на кіберінциденти. Особливу увагу слід приділяти тому, щоб норми кіберзахисту поширювалися й на новітні модульні реактори. Довгострокова ефективність захисту АЕС залежить від співпраці розробників автоматизованих систем управління технологічними процесами, експлуатуючих організацій та регуляторів за умови постійної підтримки провідних технічних університетів.

### References:

1. IAEA GOV/2024/73. *Nuclear Safety, Security and Safeguards in Ukraine. Report by the Director General.* IAEA, Vienna, 2024.
2. IEC 62645:2019. *Nuclear power plants - I&C systems - Cybersecurity controls.*
3. IEC 63096:2020. *Nuclear power plants - I&C systems - Security controls management.*
4. Westron. *H&SP "Vulcan-M".* URL: [https://westron.kharkov.ua/en\\_prod\\_HSP.html](https://westron.kharkov.ua/en_prod_HSP.html)

## **ВПЛИВ МОДИФІКАЦІЇ МОДЕЛЕЙ ПОШИРЕННЯ КОРИУМУ НА РЕЗУЛЬТАТИ АНАЛІЗУ ПОВЕДНІКИ СГО В УМОВАХ ВАЖКОЇ АВАРІЇ**

**Морозюк В.Ю., Воробйов Ю.Ю., Мазурок О.С**

ТОВ «Енергобезпека груп», м. Київ, Україна, [moroziuk@e-s-group.eu](mailto:moroziuk@e-s-group.eu),  
[vorobyov@e-s-group.eu](mailto:vorobyov@e-s-group.eu), [mazurok@e-s-group.com.ua](http://mazurok@e-s-group.com.ua)

Сучасна нормативна документація, зокрема [1], мотивує розвиток Керівництв з Управління Важкими Аваріями (КУВА), розроблених для наявних в Україні реакторних установок до стандартів III/III+ покоління. Такий розвиток передбачає розробку та впровадження систем технічних та організаційних заходів, щодо захисту фізичних бар'єрів і збереження їх ефективності. Обґрунтування впровадження таких систем технічних та організаційних заходів передбачає використання спеціалізованих розрахункових кодів (наприклад, MELCOR, ASTEC), а також розробку/оновлення моделей для таких кодів.

В роботі представлено результати оновлення поточної розрахункової моделі коду MELCOR [2]. Встановлено необхідність врахування переносу хімічного складу розплаву між приміщеннями контайменту та моделювання сценаріїв з заклинюванням герметичних дверей шахти на позакорпусній фазі важкої аварії. В модель внесені зміни, які враховують залежність температури солідус та ліквідус розплаву від частки бетону в розплаві. Також оновлено параметри матеріалу герметичних дверей, з метою врахування можливості їх плавлення.

Для оцінки впливу впроваджених змін проведено наступні розрахунки: повне знеструмлення з діями персоналу (попередня та оновлена моделі), повне знеструмлення з діями персоналу з заклиненими дверима шахти реактора (оновлена модель, без та з можливістю пошкодження бетону під дверима).

Наведені сценарії базуються на спільному базовому сценарії: повна втрата електропостачання власних потреб без роботи дизель генераторів та з діями персоналу по скиданню тиску першого контуру після входу в КУВА за сигналом підвищеної температури на виході активної зони.

За результатами дослідження зроблено висновки: роботи системи скидання тиску з системи герметичного огороження (СГО) достатньо для обмеження тиску в проєктних межах; впроваджені зміни в моделі приводять до зменшення розповсюдження розплаву на підлозі СГО; розплав в підреакторній шахті потребує додаткового охолодження – інакше відмова СГО; відкриті або не фіксовані герметичні двері сприяють кращому розповсюдженню розплаву; при фіксованих (заклинених) дверях розплав пошкоджує бетон під дверима приблизно за годину з подальшим розливанням; герметичні двері при цьому втрачають лише 15 з 40 см товщини.

За результатами виконаного аналізу наведені рекомендації щодо необхідності проведення додаткових досліджень з оцінки товщини розплаву та можливості застосування жертвового бетону та/або тугоплавких матеріалів в підреакторному приміщенні. Відзначена необхідність врахування додаткових дій (заходів), щодо підживлення басейну витримки, при протіканні важких аварій, на позакорпусній фазі розвитку.

*1. НП 306.2.245-2024. Про внесення змін до Загальних положень безпеки атомних станцій: затв. наказом Державної інспекції ядерного регулювання України від 04.03.2024 №195; зареєстр. в Міністерстві юстиції України 25.04.2024 за №598/41943; зі змін., внес. наказом №422 від 30.04.2024.*

*2. Ae 17838/Dok, Škoda JS a.s., Отчет по расчетно-аналитическому обоснованию системы принудительного сброса давления из системы герметичного ограждения для энергоблока №3 Южно-Украинской АЭС. 2018.*

## **APPROACHES TO IMPLEMENTING MODERN INTERNATIONAL PRACTICES FOR RADIATION MONITORING IN UKRAINE**

**Protchenko K.V., Ivanov Z.V., Chala M.V., Chupryna S.V., Nikolaev Y.O.**

State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety, Kyiv, Ukraine,  
[kv\\_protchenko@sstc.ua](mailto:kv_protchenko@sstc.ua)

The Integrated Automated Radiation Monitoring System (IARMS) aims to provide continuous, automated, and resilient monitoring of the radiation situation in Ukraine and detect transboundary radionuclide dispersion. Given the need to continuously track conditions around nuclear power plants, storage sites, and uranium-cycle facilities, and considering current disruptions such as blackouts and shelling, upgrading existing monitoring posts is critical.

Key priorities include automating data collection, ensuring backup power, and securing reliable data transmission. These tasks, defined in the 2022 government Strategy for IARMS development until 2024, aim to align the system with the European Radiological Data Exchange Platform (EURDEP) [1] to enable transparent data sharing and strengthen radiation safety in line with EU standards.

However, implementing IARMS faces major institutional and technical obstacles: creating an entirely new unified system or rapidly merging incompatible legacy networks would be inefficient and risk data integrity, as national providers use different methods, databases, and equipment. European experience shows that such integration is complex and typically unfolds gradually over many years, making a phased approach essential.

Integrating all providers at once is difficult to implement, so initial efforts should prioritize effective data exchange and operational cooperation between the primary national meteorological provider (Ukrainian Hydrometeorological Center) and the nuclear regulator (SNRIU), with later integration of major site-specific operators such as NPPs. This approach must strictly align with the Cabinet of Ministers Decree [2], clearly delineating the roles of the Main Data Processing Center (SNRIU) for early warning and the Prediction Center (SESU) for background monitoring and predictive modeling (e.g., using JRODOS software).

International experience shows that physical and metrological parameters should be harmonized before complex software integration. Prioritizing the quality and reliability of measurement results is crucial to ensure that data from different providers are comparable and consistent. This includes standardizing the operational ranges of Dose Equivalent Rate (DER) detectors (from environmental background up to severe accident levels) and unifying physical installation parameters, such as the exact height of detectors above the ground (typically 1-1,5 meters for environmental monitoring). Furthermore, integrating mobile field radiation reconnaissance data with stationary IARMS posts is essential for verifying atmospheric dispersion models during emergencies. Implementing these foundational technical and metrological standards first, through a step-by-step integration of key national providers, will ensure that the further development of IARMS is reliable, well-founded and compliant with IAEA safety standards (GSR Part 7).

### **References:**

1. «Strategy of the integrated automated radiation monitoring system for the period until 2024», approved by the order of the Cabinet of Ministers of Ukraine dated April 29, 2022.
2. «Procedure for the Establishment and Functioning of the Integrated Automated Radiation Monitoring System» approved by Resolution of the Cabinet of Ministers of Ukraine No. 175 of 11 February 2026.

## **IDENTIFIED CHALLENGES AND LESSONS LEARNED IN EMERGENCY PREPAREDNESS AND RESPONSE DURING WARTIME**

**Hutsalo A.S., Kyrylenko Yu.O., Pinchuk V.P., Liakhor D.O., Pecherytsia O.V.**  
State Scientific and Technical Centre for Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS),  
Kyiv, Ukraine, [as\\_gutsalo@sstc.ua](mailto:as_gutsalo@sstc.ua)

Since 2022, radiological emergency preparedness in Ukraine has had to operate under wartime constraints. Limited access to on-site information, disrupted monitoring streams and rapidly changing operational conditions were among the key challenges Ukraine faced during the war.

Under these conditions, early consequence assessment is often dominated by uncertainty in the actual release, while monitoring data may arrive with gaps, delays, or varying quality.

During wartime, joint projects between SSTC NRS, SNRIU and DSA, such as RESTORATION and RECOVERY, helped re-establish consequence assessment workflows and build a library of representative scenarios for facilities at risk [1]. A key lesson learned is that scenario-based preparedness alone cannot resolve the dominant early-phase uncertainty: the actual, time-varying release, especially when monitoring results are missing or there is a significant delay in transmission. DASTR complements these projects by providing a standardized workflow to assimilate measurement data with dispersion modelling and reconstruct a time-dependent source term as new data arrive.

DASTR is a software tool that integrates radiation monitoring data with dispersion-based consequence assessment, reducing the key early-phase uncertainty, namely the actual time-varying release. The system ingests an a priori source term, dispersion model outputs for the monitoring locations, and time-stamped measurement series with basic quality indicators. It then aligns all inputs to a common UTC timeline and normalizes the data to enable consistent comparison. This approach also complies with the standards of the Integrated Automated Radiation Monitoring System (IASRM) [2].

DASTR forms forecast–measurement pairs at synchronized time points, applies primary filtering and forecast quality checks and treats refinement as an inverse problem when acceptance criteria are not met. It iteratively scales the relevant time segments of the source term using correction factors within predefined bounds and re-evaluates the agreement between model results and observations. The workflow produces a refined, time-resolved release description, updated consequence products consistent with observations, and quality metrics and logs that make the basis for expert conclusions transparent.

In summary, DASTR logically complements the RESTORATION and RECOVERY projects and significantly strengthens emergency preparedness by aligning model forecasts with monitoring observations and refining the source term over time. This is critical during wartime, when data streams may be delayed or incomplete and operational conditions can change rapidly. DASTR enables experts to move faster from assumptions to measurement-supported assessments and, consequently, to make better-justified decisions for public protection.

### **References:**

1. Norwegian Radiation and Nuclear Safety Authority (DSA). *DSA Report 02:2025 Ukrainian Regulatory Threat Assessment 2024*. May 2025, p 41-48.
2. «Procedure for the Establishment and Functioning of the Integrated Automated Radiation Monitoring System» approved by Resolution of the Cabinet of Ministers of Ukraine No. 175 of 11 February 2026.

## ЕЛЕКТРОФІЗИЧНІ МЕТОДИ ЗНЕЗАРАЖЕННЯ ВОДИ НА ОБ'ЄКТАХ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

<sup>1</sup>Макогон А.В., <sup>2</sup>Бойко М.І.

<sup>1</sup>Інститут електрофізики і радіаційних технологій НАН України,  
м. Харків, [artemmak1991@gmail.com](mailto:artemmak1991@gmail.com)

<sup>2</sup>Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут»,  
м. Харків, [qnaboyg@gmail.com](mailto:qnaboyg@gmail.com)

Введення нових енергоблоків на діючих АЕС пов'язано зі збільшенням обсягів споживання технічної води, до якої висуваються вимоги відповідності як хімічного складу так і вмісту біологічних мікроорганізмів у цих умовах розроблення і впровадження технологій знезараження технічної води АЕС безреагентними методами видається актуальним та перспективним завданням.

Авторами апробовано експериментальний макет з проточним реактором-трубопроводом з номінальною імпульсною потужністю 3 МВт, де імпульсні розряди у газових бульбашках у воді забезпечують комплексний вплив сильного електричного поля, супутнього УФ-випромінювання та генерації активних окисників, що підвищує енергоефективність процесу обробки рідин [1].

Детально проаналізовано роль багатофазного середовища при формуванні таких стримерів. Було використано запропоновану комп'ютерну модель [2] для проведення чисельного моделювання розвитку негативного стримера в системі «повітряна булька (плазма) – вода», яке демонструє особливості формування таких розрядів. Показано розподіли потенціалу та напруженості електричного поля, зміну просторового заряду, накопичення поверхневого заряду на границі розділу фаз, та особливості протікання струмів у реакторі.

Для знезараження значних об'ємів води часто застосовують ультрафіолетові комплекси [3], основними недоліками яких є відсутність пролонгованої дії та жорсткі вимоги до мутності. Тому в перспективі доцільним є впровадження комбінованих підходів, за яких УФ-випромінювання доповнюється плазмовими методами обробки, де в якості робочого газу може використовуватися як повітря, так і чистий кисень, це забезпечить синергічний ефект завдяки одночасній дії електричного поля, УФ-компоненти та генерації активних окисників [4].

Роботу виконано за грантом Президента України, наданого за результатами конкурсу НФДУ, проєкт № 2025.05/0008 «Дослідження електрофізичних та плазмохімічних механізмів утворення високовольтних наносекундних розрядів та сильних імпульсних електричних полів у рідинах».

### Література:

1. M.I. Boiko, A.V. Makogon. *Energy-efficient technology for water disinfection in a flow using pulsed high-voltage discharges // Problems of Atomic Science and Technology. 2024, no. 6, p. 141-145.*
2. M.I. Boiko, A.V. Makogon. *Numerical study of formation of negative streamer of pulse high-voltage discharge in air bubble in water // Problems of Atomic Science and Technology. 2025, № 3, p. 157-162.*
3. В.В. Литвиненко, С.М. Шаляпін. *Особливості оптимізації технології обробки баластних вод ультрафіолетовим випромінюванням // Науковий вісник Херсонської державної морської академії. 2024, № 2 (29), с. 70-82.*
4. А.В. Макогон, М.І. Бойко, В.В. Литвиненко, С.М. Шаляпін. *Перспективи застосування електрофізичних методів для водопідготовки на АЕС // Збірник тез VII Міжнародної конференції «Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику NUCNEXT-2025». 2025, с. 105-108.*

## ВПЛИВ ВОДНЮ НА ОПІР ТЕРМІЧНОЇ ПОВЗУЧОСТІ ОБОЛОНОК ЗІ СПЛАВУ Zr-1%Nb

Редкіна Г.П., Клименко С.П., Грицина В.М., Грудницький В.В.,  
Джамірзоєв А.Д., Долгій В.А.

Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут», Харків, Україна

[gordaya@kipt.kharkov.ua](mailto:gordaya@kipt.kharkov.ua)

Під час експлуатації у водо-водяному реакторі типу ВВЕР частина водню, що утворюється в процесі корозії, поглинається цирконієвими елементами конструкції активної зони. Також за рахунок газоподібних продуктів поділу підвищується тиск під оболонкою. При спільній дії ці два фактори можуть становити небезпеку для оболонок твелів при подальшому поводженні з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП). Потенційно небезпечними явищами для оболонок твелів відпрацьованого ядерного палива є переорієнтація гідридів і водневе окрихчення. Поряд з цим водень впливає на термічну повзучість цирконієвих оболонок твелів, [1] тому результати дослідження впливу водню на термічну повзучість цирконію і цирконієвих сплавів представляють науковий інтерес.

У даній роботі досліджено вплив водню (50... 400 ppm) на опір повзучості оболонок зі сплаву Zr-1%Nb з граничним нагріванням їх до 450°C. Дані випробування максимально наближені до умов, в яких знаходяться оболонки твелів при операції сушіння ВЯП після постановки в кошик БЦК та при перших роках зберігання, де є максимальна вірогідність небезпеки термічної повзучості.

За результатами проведених досліджень визначено характеристики термічної повзучості зразків у повздовжньому напрямку, вирізаних з оболонок макетів твелів зі сплаву Zr-1%Nb з різним вмістом водню, побудовані залежності деформації повзучості від часу. Випробування зразків з початковим напруженням 119 МПа и 158 МПа упродовж до 12 годин показують, що водень у кількості 100...300 ppm викликає зменшення опору термічної повзучості оболонок твелів зі сплаву Zr-1% Nb при температурах 250-330 °C, що ймовірно пов'язано з розчиненням водню та зменшенням кількості гідридів. При низьких концентраціях  $\leq 100$  ppm за даними випробуваннями вплив водню на повзучість незначний [2]. При температурах 350 – 450 °C та кількості водню вище за 300 ppm у зразках вирізаних з оболонок макетів твелів зі сплаву Zr-1% Nb спостерігається збільшення опору термічної повзучості.

### Література:

1. Ching-Kong Chao, Kuo-Ching Yang, Chin-Kun Chen & Che-Chung Tseng. *Effect of hydride embrittlement on creep life of spent fuel cladding // Journal of the Chinese Institute of Engineers // Journal of the Chinese Institute of Engineers.* – 2011. -Vol. 34, No. 1, p. 107–121.
2. G. P. Riedkina, V. S. Krasnorutskyy, V. M. Grytsyna, and V. V. Grudnitskii // *Effect of Thermal Cycling of Zr-1%Nb Fuel Rod Claddings on Hydride Reorientation// Zirconium in the Nuclear Industry: 20th International Symposium, (West Conshohocken, PA: ASTM International, 2023), p 615–638, <http://doi.org/10.1520/STP1645202200172> // Chapter book.*

## **МЕТОДИ ОЦІНЮВАННЯ ТА УПРАВЛІННЯ РИЗИКАМИ КІБЕРЗАХИСТУ ІНФОРМАЦІЙНИХ ТА КЕРУЮЧИХ СИСТЕМ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ**

**Симонов А.А.**

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», Київ, Україна, [aa\\_simonov@sstc.ua](mailto:aa_simonov@sstc.ua)

Оцінювання кіберзахисту є важливим етапом робіт з забезпечення кіберзахисту інформаційних та керуючих систем (ІКС) АЕС. Метою оцінювання кіберзахисту ІКС АЕС є визначення вразливостей ІКС, оцінювання повноти та достатності засобів кіберзахисту та оцінювання ризиків кіберзахисту, направлені на подальшу розробку та впровадження ефективних та достатніх організаційних заходів, технічних та програмних засобів кіберзахисту, а також зниження ризиків, пов'язаних із кібератаками та кіберзагрозами.

Ключові аспекти оцінювання кіберзахисту ІКС АЕС полягають у:

- виявленні вразливостей ІКС, їх компонентів та програмного забезпечення до кіберзагроз;

- оцінюванні повноти та достатності заходів кіберзахисту;

- оцінюванні ризиків кіберзахисту.

Оцінювання та управління ризиками кіберзахисту ІКС АЕС має здійснюватися на всіх етапах життєвого циклу систем – від проектування та впровадження до експлуатації, модернізації та виведення з експлуатації. Це передбачає постійний моніторинг стану кіберзахисту та ризиків з урахуванням розвитку технологій і потенційних змін кіберзагроз.

Важливим аспектом є інтеграція процесів оцінювання та управління ризиками кіберзахисту ІКС АЕС у загальну систему управління безпекою АЕС, що дозволяє забезпечити комплексний підхід до захисту від кіберзагроз.

Суттєвою проблемою залишається складність достовірного оцінювання ймовірності реалізації рідкісних, але потенційно катастрофічних подій, зокрема порушення нормального виконання функцій безпеки, спричиненого кібератакою. У контексті об'єктів атомної енергетики навіть поодинокий інцидент такого характеру здатний призвести до значних негативних наслідків для ядерної та радіаційної безпеки. Крім того, однією з ключових проблем також є експлуатація ідентичних ІКС на різних енергоблоках або майданчиках АЕС. Виявлена вразливість в одній з таких систем може бути використана для порушення безпеки інших аналогічних ІКС. Відсутність механізмів оцінки таких сценаріїв здатна призводити до недооцінки потенціалу масштабу поширення кіберзагроз.

Таким чином, розвиток методів оцінювання та управління ризиками кіберзахисту ІКС АЕС є необхідною умовою забезпечення стійкості ІКС до кіберзагроз та потребує системного підходу, що враховує специфіку ядерної галузі, архітектуру та взаємозв'язки ІКС, а також життєвий цикл систем.

## ЕЛЕКТРОЛІТНО-ПЛАЗМОВА ОБРОБКА ЯК УНІВЕРСАЛЬНИЙ МЕТОД ОЧИЩЕННЯ МЕТАЛЕВИХ ДЕТАЛЕЙ ДОПОМІЖНИХ СИСТЕМ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ

Мороз О.В., Литовченко С.В.

Харківський національний університет імені В.Н. Каразіна, Харків, Україна,  
[oleksandr.moroz@karazin.ua](mailto:oleksandr.moroz@karazin.ua)

Експлуатація допоміжних систем АЕС (трубопроводи, теплообмінники, насоси, арматура) призводить до накопичення радіоактивних відкладень (CRUD, що містять ізотопи Co-60, Fe-55), оксидних плівок та корозійних продуктів, що погіршує теплообмін, підвищує радіаційний фон і скорочує ресурс обладнання. Традиційні методи очищення (хімічне травлення, механічна очистка) генерують значні обсяги вторинних радіоактивних відходів і мають обмеження при обробці виробів складної геометрії.

Електролітно-плазмова обробка (ЕПО, plasma electrolytic polishing — PEP) є екологічно безпечним та досить універсальним методом очищення та підготовки поверхні металевих деталей для подальшої обробки та експлуатації, який може бути застосований до елементів допоміжних систем атомних електростанцій. Метод базується на дії мікроплазмових розрядів у слабких водних електролітах [1, 2]. ЕПО здійснюється в анодному режимі при напругах 200–350 В у водних розчинах. На поверхні деталі формується парогозова оболонка з мікроплазмовими розрядами, що забезпечують: селективне електрохімічне розчинення мікронерівностей; руйнування оксидів та забруднень активними частинками; вирівнювання поверхні з мінімальними втратами металу з поверхні [1, 3].

Використання карбаміду  $(\text{NH}_2)_2\text{CO}$  в електроліті на основі сульфату амонію забезпечує стабільність плазмового шару, зменшує локальний перегрів, інгібує надмірне розчинення металу та покращує рівномірність перебігу процесу [3].

Однією з ключових переваг ЕПО є можливість обробки виробів з різнорідних матеріалів, що особливо важливо для допоміжних систем АЕС. Універсальний електроліт на основі сульфату амонію з карбамідом забезпечує ефективну обробку: нержавіючих сталей (AISI 304/316) —  $R_a < 0,09$  мкм [3]; вуглецевих сталей (зокрема сталь 3); інструментальних сталей; міді та латуні [2].

ЕПО з універсальним електролітом може бути інтегрована в процеси передремонтної деконтамінації та відновлення деталей обладнання, що експлуатується на АЕС. До основних переваг належать екологічна безпека, відсутність концентрованих активних хімічних речовин, можливість автоматизації процесу та зниження обсягів утворення вторинних РАВ. Застосування мембранних або ультрафільтраційних систем очищення електроліту відкриває перспективи створення замкнених технологічних циклів.

### Література:

1. Yan T., Wang S., He W. et al. Precision Machining of Different Metals by Plasma Electrolytic Polishing: A Review for Improving Surface Smoothness and Properties. *Lubricants* 2025, 13, 412.
2. Navickaitė K. et al. Electrolyte optimisation for effective plasma electrolytic polishing of brass. *Results in Surfaces and Interfaces*. 2023. Vol. 12. P. 100–133.
3. Pérez-Durán H., Martínez-Baltodano F., Vargas-Gutiérrez G. Polishing of AISI 304 SS by Electrolytic Plasma in Aqueous Urea Solution: Effect on Surface Modification and Corrosion Resistance. *Materials* 2025, 18, 3786.

## ДОСЛІДЖЕННЯ МОЖЛИВОСТІ ЗАСТОСУВАННЯ ДИСТАНЦІЙНИХ ЗАСОБІВ КОНТРОЛЮ ДОСТУПУ ДЛЯ СХОВИЩ, ЗАХИСНИХ ТА ТРАНСПОРТНИХ КОНТЕЙНЕРІВ ДІВ В УМОВАХ ОСОБЛИВОГО ПЕРІОДУ

Драпей С.С., Гаврилюк В.І., Кайдик Б.В., Пархоменко В.В., Самсоненко А.В., Остапенко І.А., Фещенко Д.С.

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ, Україна

[kaidyk-bohdan@ukr.net](mailto:kaidyk-bohdan@ukr.net)

У доповіді проводиться аналіз досліджень дистанційних засобів контролю доступу (ДЗКД) та їх технічні характеристики, а також розглядається можливість їх впровадження як додаткові елементи системи фізичного захисту для джерела іонізуючого випромінювання (ДІВ) та радіоактивних відходів (РАВ) при зберіганні та транспортуванні. Особливу увагу приділено роботі обладнання в складних умовах та умовах особливого стану, зокрема проаналізовано вплив фізичного руйнування інфраструктури, тривалих відключень електропостачання, деградації телекомунікаційних мереж, а також застосування засобів радіоелектронної боротьби на стабільність функціонування систем контролю доступу.

Проаналізовано **технічну можливість** інтеграції автономних датчиків та систем дистанційної верифікації в існуючі системи фізичного захисту. Обґрунтовано застосування стохастичних моделей для оцінки надійності таких систем при встановлених довірчих інтервалах, що дозволяє прогнозувати стійкість систем фізичного захисту до зовнішніх впливів (кібератак, засобів РЕБ, механічних пошкоджень).

Запропоновано підходи до вдосконалення методик оцінки ризиків шляхом впровадження корегувальних коефіцієнтів, які враховують ситуаційну нестабільність та технічну деградацію компонентів захисту. Доведено, що використання адаптивних сценаріїв реагування та стійких до перешкод ДЗКД дозволяє підтримувати базовий рівень безпеки навіть за умов відсутності персоналу на об'єкті. Результати дослідження спрямовані на створення технологічного обґрунтованого підґрунтя для модернізації нормативно-технічної бази України в умовах екстремальних викликів.

### Література:

1. Про критичну інфраструктуру: закон України від 09.11.2023. Відомості Верховної Ради України. 2023 р., № 5, С. 31
2. Про фізичний захист ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання: закон України №2064-III від 19.10.2000. Відомості Верховної Ради України. 2001. N 1. С.27.
3. Про затвердження Правил фізичного захисту ядерних установок та ядерних матеріалів: наказ Державного комітету ядерного регулювання України №116 від 04.08.2006. Офіційний вісник України. 2006. №39. С.42.
4. Про затвердження Порядку проведення оцінки вразливості ядерних установок та ядерних матеріалів при їх перевезенні: наказ Державного комітету ядерного регулювання України №169 від 30.11.2010. Офіційний вісник України. 2010. №100 С.165.

## **РИЗИК-ОРІЄНТОВНЕ УПРАВЛІННЯ ПОСТАВКАМИ ІМПОРТНОГО ОБЛАДНАННЯ ЯК ЕЛЕМЕНТ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ БЕЗПЕКИ АЕС**

**Гвоздик Р.**

АТ «НАЕК «Енергоатом» філія «ВП ПАЕС», м. Південноукраїнськ, Україна,  
[rv\\_gvozdik@sunpp.atom.gov.ua](mailto:rv_gvozdik@sunpp.atom.gov.ua)

В умовах воєнного стану та потенційного розвитку атомної енергетики в Україні, під час будівництва нових енергоблоків із використанням імпортного обладнання, особливої актуальності набуває забезпечення якості, надійності поставок та безпечна і безперервна експлуатація атомних електростанцій. Таким чином, стає пріоритетним завданням впровадження сучасних підходів до управління ризиками, що відповідає міжнародним стандартам та стандартам АТ «НАЕК «Енергоатом» у сфері ядерної енергетики [3], [4].

Традиційні підходи до контролю поставок обладнання для АЕС не завжди дозволяють своєчасно ідентифікувати ризики на етапі приймання обладнання [1]. Критичні ризики, пов'язані з порушенням логістичних ланцюгів, обмеженням міжнародних перевезень, зростанням ризиків постачання, загрози фізичній інфраструктурі та нормативно-методологічним засадам, що суттєво впливають на своєчасність і якість виготовлення продукції у відповідності до вимог безпеки. У таких умовах, підходи до управління поставками потребують адаптації з урахуванням ризик-орієнтованих принципів [5].

Метою доповіді є обґрунтування та пропозиція щодо інтеграції підходу ризик-орієнтованого управління поставками імпортного обладнання для АЕС України, який враховує специфіку функціонування галузі та направлений на підвищення рівня ядерної та радіаційної безпеки [2], [6].

На базі сформованої класифікації ризиків таких як: технічні, регуляторні, логістичні, геополітичні, фінансово-політичні, та їх аналізу, запропонована системна модель управління ризиками імпортних поставок, яка включає: 1) Ідентифікацію ризиків; 2) Оцінку ризиків; 3) Мінімізацію ризиків; 4) Моніторинг та контроль; 5) Інтеграцію моделі в ІСУ підприємства [5].

Продемонстровано результати перспективної апробації моделі управління ризиками імпортних поставок, що також в свою чергу включатиме: 1) Приклад застосування; 2) Оцінку ефективності; 3) Порівняльний аналіз «до/ після».

Практичне значення результатів, перспективної апробації запропонованої ризик-орієнтованої моделі, полягає у створенні обґрунтованого інструментарію для підвищення ефективності управління поставками імпортного обладнання на АЕС України [6].

Ризик-орієнтоване управління поставками імпортного обладнання є ефективним інструментом підвищення безпеки АЕС та повинно розглядатися як невід'ємний елемент системи управління якістю в ядерній енергетиці.

### **Література:**

1. *СОУ НАЕК 038:2021 «Управління закупівлями продукції. Організація вхідного контролю» р. 5, с. 9-10;*
2. *НП 306.2.245-2024 «Загальні положення безпеки атомних станцій» р. II, V, с. 16-17, 25-32;*
3. *НП 306.1.190-2012 «Загальні вимоги до системи управління діяльністю у сфері використання ядерної енергії» р. VII, VIII, с. 183-185;*
4. *ДСТУ ISO 9001:2015 «Система управління якістю» р. 6, 8, с. 4, 7-12;*
5. *ДСТУ ISO 31000-2018 «Менеджмент ризиків» р. 6, с. 8-14;*
6. *ASME GS-R part 2 «Лідерство і менеджмент для забезпечення безпеки» вимоги 6, 7, 11, 13, с. 12-14, 18, 20-22.*

# РОЗРОБКА ЧИСЕЛЬНОГО МЕТОДУ РОЗРАХУНКУ ТЕМПЕРАТУРИ У ТВЕЛІ З ВРАХУВАННЯМ ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ ГАММА ВИПРОМІНЮВАННЯ ДЛЯ УКРАЇНСЬКОЇ СВРК

<sup>1,2</sup>Кулаков Д.С., <sup>1</sup>Трофименко О.Р., <sup>1,3</sup>Гулік В.І.

<sup>1</sup>ПрАТ «СНВО «Імпульс», Київ, Україна

<sup>2</sup>Київський національний університет імені Тараса Шевченка, Київ, Україна

<sup>3</sup>Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України, Київ, Україна  
[kulakov\\_d1@knu.ua](mailto:kulakov_d1@knu.ua)

Основною метою цієї роботи є розробка алгоритму для розрахунку поля температур всередині ТВЕЛів реакторної установки ВВЕР-1000. Аналіз сучасного світового досвіду дозволив визначити ключові чинники, що враховуються у закордонних розрахункових кодах. Модернізація алгоритмів розрахунку температурних полів є необхідним кроком для підвищення точності та надійності українського програмного комплексу «ImCore» (СНВО «Імпульс»).

Для розв'язання цієї задачі було використано одномірне наближення рівняння теплопровідності в циліндричних координатах, де зберігається тільки залежність від радіуса та часу  $\rho(r)c_p(r)\frac{\partial T(r,t)}{\partial t} = \frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}\left(r\lambda(r)\frac{\partial T(r,t)}{\partial r}\right) + q_v(r,t)$ . Для його чисельного розв'язку було розглянуто метод скінчених різниць, який застосовний для такого типу рівнянь. Маємо наступну дискретизацію за неявною схемою Ейлера:  $\rho_i c_{p,i} \frac{T_i^{n+1} - T_i^n}{\Delta t} = \frac{1}{r_i \Delta r} \left( \lambda_{i+\frac{1}{2}} r_{i+\frac{1}{2}} \frac{T_{i+1}^{n+1} - T_i^{n+1}}{\Delta r} - \lambda_{i-\frac{1}{2}} r_{i-\frac{1}{2}} \frac{T_i^{n+1} - T_{i-1}^{n+1}}{\Delta r} \right) + q_{v,i}^{n+1}$ , яка дає

стійкий розв'язок, хоча й потребує декількох ітерацій. Якщо ввести коефіцієнти  $B_i = \rho_i c_{p,i} \frac{r_i (\Delta r)^2}{\Delta t}$ ,  $D_i = \lambda_{i+\frac{1}{2}} r_{i+\frac{1}{2}} + \lambda_{i-\frac{1}{2}} r_{i-\frac{1}{2}}$ , то можна отримати більш простий вигляд:  $-\frac{\lambda_{i-\frac{1}{2}} r_{i-\frac{1}{2}}}{D_i + B_i} T_{i-1}^{n+1} + T_i^{n+1} - \frac{\lambda_{i+\frac{1}{2}} r_{i+\frac{1}{2}}}{D_i + B_i} T_{i+1}^{n+1} = \frac{q_{v,i}^{n+1} r_i (\Delta r)^2 + B_i T_i^n}{D_i + B_i}$ . Сама методика

розв'язку полягає в побудові тридіагональної СЛАР на кожному часовому проміжку. В межах одного кроку по часу відбувається декілька ітерацій по радіусу.

Схожі ідеї використовуються в популярних спеціалізованих кодах DYN3D<sup>[1]</sup> та FINIX<sup>[2]</sup>. Також було застосовано спектр та потік гамма квантів на основі спектральних характеристик гамма-випромінювання, адаптованих для активної зони ВВЕР-1000<sup>[3]</sup> для приблизної оцінки впливу енерговиділення під час розрахунку поля температури всередині ТВЕЛів.

## Література:

1. U. Grundmann, U. Rohde, S. Mittag, S. Kliem. *DYN3D Version 3.2 Code for Calculation of Transients in Light Water Reactors (LWR) with Hexagonal or Quadratic Fuel Elements - Description of Models and Methods*. Institute of Safety Research, 2005.
2. T. Ikonen. *FINIX - Fuel behavior model and interface for multiphysics applications - Code documentation for version 0.13.9*. VTT Technical Research Centre of Finland, 2013.
3. B. Osmera, S. Zaritskiy. *Neutron and Gamma Spectrometry in the Research Reactor LR-0*. IEEE Transactions on Nuclear Science, 2009, no.137, p. 1-7. 2009, №137, с. 1-7.

## ШЛЯХИ ОПТИМІЗАЦІЇ ІМОВІРНІСНОГО АНАЛІЗУ БЕЗПЕКИ ВВЕР-1000 В ЧАСТИНІ МОДЕЛЮВАННЯ ВИХІДНОЇ ПОДІЇ «ПОПЕРЕЧНИЙ РОЗРИВ КОРПУСУ РЕАКТОРА»

Гавлічук Денис, Полянський Михайло, Мазурок Олександр

ТОВ «ЕНЕРГОБЕЗПЕКА ГРУП», м. Київ, Україна, [havlichuk@e-s-group.eu](mailto:havlichuk@e-s-group.eu),  
[polianskiy@e-s-group.com.ua](mailto:polianskiy@e-s-group.com.ua), [mazurok@e-s-group.com.ua](mailto:mazurok@e-s-group.com.ua)

Вихідна подія (ВП) «Поперечний розрив корпусу реактора (КР)» є предметом детерміністичного (ДАБ) та імовірнісного (ІАБ) аналізу безпеки АЕС. В ІАБ зазначається, що при виникненні даної ВП відбувається витікання теплоносія 1-го контуру з байпасуванням активної зони. При цьому, проєктом РУ не передбачено засобів для запобігання такої аварії. Тому детальний аналіз цієї ВП в ІАБ не виконувався, а при моделюванні аварійних сценаріїв постулювалося важке пошкодження активної зони (підхід є загальноприйнятим для усіх енергоблоків АЕС України ще з моменту розробки перших ІАБ, тобто з кінця 90-х – початку 2000-х років). Таким чином, частота пошкодження активної зони (ЧПАЗ) внаслідок поперечного розриву КР є рівною частоті даної ВП і складає  $2.70E-07$  1/рік [1].

За останні десятиліття рівень безпеки енергоблоків АЕС України з ВВЕР-1000 суттєво підвищився за рахунок реалізації «Комплексної (зведеної) програми підвищення рівня безпеки енергоблоків» (КзППБ). Разом з тим постійно удосконалювалися методи та підходи до аналізу безпеки. Відповідно, кількісні показники безпеки енергоблоків, такі як ЧПАЗ, ЧПТ (частота пошкодження палива в БВ), ЧГАВ (частота граничного аварійного викиду) загалом значно знизились.

Якщо раніше вклад ВП «Поперечний розрив КР» у ЧПАЗ складав на рівні  $\sim 1\%$  і не відігравав значної ролі у формуванні профілю ризику, то після підвищення рівня безпеки енергоблоків з ВВЕР-1000, поперечний розрив КР став одним з домінантних вкладників у ЧПАЗ за рахунок зниження вкладу від інших ініціаторів. Загалом, результати ІАБ окрім підтвердження відповідності енергоблоку встановленим критеріям безпеки [2], дають глибоке розуміння профілю ризику, домінантних вкладників, та дозволяють спланувати подальші заходи щодо підвищення рівня безпеки й усунення дефіцитів безпеки у разі їх виявлення.

Метою даної роботи є поглиблене дослідження прийнятих підходів щодо моделювання ВП «Поперечний розрив КР» в ІАБ, огляд світового досвіду щодо оцінки аналогічних ВП, аналіз результатів оцінки технічного стану КР енергоблоків АЕС України та формування рекомендацій щодо покращення технічної якості ІАБ і усунення надлишкового консерватизму (у разі можливості). Було виконано оціночні кількісні розрахунки із застосуванням RiskSpectrum PSA, аналізу значимості та чутливості.

Важливість піднятого питання особливо помітна з огляду на майбутню добудову енергоблоків ХАЕС-3,4, необхідність оцінки безпеки та підтвердження відповідності рівня безпеки встановленим у [2] критеріям безпеки як для «нових» енергоблоків. Адже очевидно, що застосування загальноприйнятого на сьогодні підходу щодо оцінки частоти ВП «Поперечний розрив КР» для ІАБ енергоблоків АЕС України (який базується на даних [1] за 1994 рік) призведе до перевищення встановлених критеріїв безпеки [2].

### Література:

1. IAEA-TECDOC-749. *Generic initiating events for PSA for WWER reactors*. IAEA, 1994.
2. НП 306.2.245-2024 «Загальні положення безпеки атомних станцій».

## **ПОРІВНЯЛЬНИЙ АНАЛІЗ МЕТАЛЕВИХ АЛЬТЕРНАТИВНИХ МАТЕРІАЛІВ ОБОЛОНОК ПАЛИВНИХ СТРИЖНІВ РЕАКТОРА ВВЕР-1000 В УМОВАХ НОРМАЛЬНОЇ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ТА АВАРІЙНИХ РЕЖИМІВ**

**Зуйок В.А., Куштим Я.О., Рудь Р.О., Трет'яков М.В., Зігунов В.В., Грудницький В.В.**

Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна, [valeriyz@kipt.kharkov.ua](mailto:valeriyz@kipt.kharkov.ua)

Після аварії на АЕС «Фукусіма-1» (2011 р) наукова спільнота, зокрема ННЦ ХФТІ, активно досліджує альтернативні матеріали для оболонок паливних стрижнів з метою підвищення їх безпечної роботи, корозійної та аварійної стійкості в сучасних та перспективних реакторах типу LWR. Велика кількість накопичених експериментальних даних, зокрема власних, дозволила всебічно оцінити та визначити як переваги, так і недоліки застосування альтернативних матеріалів оболонок для паливних стрижнів ВВЕР-1000 за нормальних режимів експлуатації (< 350 °С, 16,5 МПа, вода), проєктних аварійних режимів (< 1200 °С, водяна пара) та важких аварій.

Проведений аналіз та результати розрахунків дозволили сформулювати загальні висновки, що за параметрів, які відповідають нормальному режиму експлуатації корозійна стійкість альтернативних матеріалів 42ХНМ та сплаву цирконію з покриттям хрому (Cr/Zr+1%Nb) майже в ~5 разів вища за стійкість штатного цирконієвого сплаву Zr+1%Nb. Але досвід обстеження опроміненого ядерного палива показав, що корозійна стійкість сучасних цирконієвих сплавів (E110, ZIRLO), які є конструкційними матеріалами оболонок паливних стрижнів, що експлуатуються на АЕС України (ТВЗ-М/А, ТВЗ-В/WR), є достатньо високою за нормальних умов експлуатації та під час аварійних ситуацій, пов'язаних із перегрівом активної зони. Максимальна товщина оксидної плівки, що утворюється на поверхні оболонок паливних стрижнів, має значний запас (4-5-кратний) відносно максимальної проєктної межі (< 60 мкм для E110, < 101,5 мкм для ZIRLO) за нормальних умов експлуатації та майже 10-кратний запас до досягнення критерію прийнятності неперевищення максимальної проєктної межі пошкодження паливних стрижнів за максимально важкої проєктної аварії «Двосторонній розрив ГЦТ» (18%). Сповільнити зростання плівки також можливо попереднім окисдуванням поверхні оболонок. Використання штатних цирконієвих сплавів дозволяє досягати вищих показників вигорання палива, тобто без застосування альтернативних матеріалів оболонок.

У разі важких аварій застосування альтернативних матеріалів оболонок дозволить збільшити час до досягнення критерію втрати конструктивної цілісності паливних стрижнів у розглянутому в роботі порівняльному сценарії важкої аварії «Повне знеструмлення енергоблоку з незапуском ДГ» у БВ з 26 155 с для Zr+1%Nb до 28 810 с для Cr/Zr+1Nb та 28 710 с для 42ХНМ.

Всі розглянуті в роботі альтернативні матеріали оболонок містять хімічні елементи з вищим перетином взаємодії з тепловими нейтронами порівняно з цирконієвими сплавами. Для паливних стрижнів з початковим збагаченням 3,8% за U-235, використання різних матеріалів оболонок призведе до зменшення тривалості паливної кампанії, оціненої по часу досягнення  $K_{inf} = 1$ , з 920 днів (Zr+1%Nb) до 916 днів (Cr/Zr+1Nb) до 430 днів (X18H10T) та 280 днів (42ХНМ).

# АЛГОРИТМИ ПІДТРИМКИ ПРИЙНЯТТЯ РІШЕНЬ З КЕРУВАННЯ ВОДНО-ХІМІЧНИМ РЕЖИМОМ АТОМНОЇ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЇ

Чумак М.О.

Філія ВП ХАЕС м. Нетішин Хмельницька обл. Україна, [maxchumak5@gmail.com](mailto:maxchumak5@gmail.com)

Важливість комп'ютерних тренажерів у підготовці та перепідготовці операторів технологічних процесів для промисловості та енергетичного сектору України важко переоцінити. Ці тренажери відіграють критично важливу роль у забезпеченні сталості, надійності та безпеки промислових операцій.

Комп'ютерні тренажери забезпечують безризикове середовище для відпрацювання операторами відповідальних завдань, що є особливо важливим у ядерній енергетиці, де наслідки експлуатаційних помилок можуть бути катастрофічними. Моделювання реальних сценаріїв дозволяє отримувати практичний досвід керування складними системами та реагування на аварійні ситуації без супутніх ризиків. Підготовка на тренажерах підвищує готовність персоналу до нештатних ситуацій і сприяє забезпеченню безпечної та безперервної роботи енергетичних об'єктів [1, 2].

Робота присвячена розробці алгоритмів дій оперативного персоналу для комп'ютерних тренажерів, необхідних для ефективного управління змінами технологічних режимів. Алгоритмічні підходи забезпечують відпрацювання реагування на експлуатаційні відхилення та аварійні ситуації, знижуючи ризик порушень роботи енергетичного обладнання.

Водно-хімічний режим другого контуру атомної електростанції з реактором типу ВВЕР-1000 має забезпечувати умови, що мінімізують корозійні та корозійно-ерозійні пошкодження обладнання. Причиною порушення ВХР є відхилення діагностичних показників якості робочого середовища від нормативних значень. На основі технологічної документації розроблено сімейство мнемосхем-алгоритмів для впровадження у комп'ютерні тренажери. Зокрема, на рис. 1 наведено алгоритм дій персоналу при відхиленні концентрації заліза у живильній воді.

Інтеграція тренажерів та алгоритмів дій персоналу у програми підготовки є важливою складовою підвищення безпеки, надійності та ефективності експлуатації енергетичних об'єктів України.



Рис. 1 – Алгоритм дій оперативного персоналу АЕС при виявленні відхилення за концентрацією феруму у живильній воді

Представлене дослідження виконано в межах науково-дослідної роботи «Удосконалення технологій промислової водопідготовки з використанням штучних нейронних мереж» (номер державної реєстрації: 0124U001966).

1. Torres M., Leal Dias Santos L., et.al. (2022). Benefits from the use of integrated simulators in the commissioning and operation activities of an FPSO. Rio Oil and Gas Expo and Conference. 22. 304-305. DOI: 10.48072/2525-7579.rog.2022.304.

2. Roldan-Villasana E. (2015). Importance of Simulators, Systematic Approach to Training, and Integral Instruction Centres in the Process Industry. 157-162. DOI: 10.1109/EMS.2015.33. URL: <https://uksim.info/ems2015/data/0206a157.pdf>

## ВІДНОВЛЕННЯ РОЗПОДІЛУ ПОТВЕЛЬНОГО ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ У БЕНЧМАРКУ FULL-CORE VVER-1000 ЗА ДОПОМОГОЮ IMCORE

<sup>1,2,3</sup>Улич І.М. <sup>1</sup>Трофименко О.Р. <sup>1</sup>Гулік В.І

<sup>1</sup>ПрАТ «СНВО «Імпульс», <sup>2</sup>Київський національний університет імені Тараса Шевченка, <sup>3</sup>Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ, Україна, [ulich\\_in@impulse.ua](mailto:ulich_in@impulse.ua)

У задачах нейтронно-фізичного аналізу енергетичних реакторів одним із ключових етапів є відновлення просторового розподілу енерговиділення на рівні окремих твелів. Саме pin-by-pin характеристики визначають локальні піки потужності, нерівномірність тепловиділення та використовуються в подальших теплогідрравлічних і безпекових оцінках. Для детерміністичних кодів ця задача є особливо важливою, оскільки вимагає поєднання високої швидкодії з достатньою локальною точністю.

Метою роботи є адаптація та перевірка підходу до відновлення потвельного енерговиділення в коді ImCore для повнозонної моделі VVER-1000. У роботі використано бенчмарк Full-Core VVER-1000, що відтворює реактор типу ВВЕР-1000 серії В-320 в холодному стані та містить детально змодельовані внутрішньокасетні структури для перевірки pin-by-pin характеристик на периферії активної зони [2]. Модель охоплює 163 ТВЗ типів А13, А20, А30Е9, А40Е6, Р36Е9 і Р40Е9 та відповідає завантаженню Temelin U1C09 із заміною центральної збірки А30Е9 на А20 [2].

Основну увагу зосереджено на узгодженні збіркових і потвельних величин, нормуванні потужності, збереженні фізично очікуваної симетрії розподілів та аналізі областей найбільших відхилень, насамперед у периферійних ділянках активної зони. Для порівняння передбачається використання нормованої відносної потужності збірки, внутрішньозбіркового пік-фактора та відносної потужності окремого твела.

На відміну від прямого Monte Carlo-моделювання [1], детерміністичний підхід потребує спеціальної процедури реконструкції локальних величин з усереднених нейтронно-фізичних характеристик.

Науковий інтерес роботи полягає у перевірці того, наскільки коректно ImCore здатний відновити локальну структуру енерговиділення в умовах складної повнозонної конфігурації. Практична цінність дослідження пов'язана з верифікацією і валідацією коду ImCore для задач реакторного аналізу VVER-1000 та подальшим удосконаленням методик pin-by-pin реконструкції з наступним порівнянням із референтними Monte Carlo-розрахунками [1, 3].

### Література:

1. Leppänen J., Pusa M., Viitanen T., Valtavirta V., Kalliaisenaaho T. *The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013* // *Annals of Nuclear Energy*. 2015. Vol. 82. P. 142-150.
2. Sprinzl D., Krysl V., Mikolas P. et al. "Full-Core" VVER-1000 Calculation Benchmark // *Kerntechnik*. 2020. Vol. 85, No. 4. P. 231-244.
3. Аксьонов А. В., Трофименко О. Р., Будік Д. В., Носовський А. В., Гулік В. І. *Новий метод рішення системи двогрупових дифузійних рівнянь для програмного забезпечення СВРК ВВЕР-1000* // *Ядерна та радіаційна безпека*. 2021. № 2(90). С. 52-64.

## ПРОГРАМНО-ЦІЛЬОВІ МЕТОДИ ДЛЯ ЗАСТОСУВАННЯ І РОЗРОБЛЕННЯ ЯДЕРНИХ ТЕХНОЛОГІЙ

Горбачук В.М., Бардадим Т.О., Дунаєвський М.С., Сулейманов С.-Б.

Інститут кібернетики імені В.М. Глушкова НАН України, Київ, Україна,

[GorbachukVasyl@netscape.net](mailto:GorbachukVasyl@netscape.net)

Підвищення рівня безпеки й ефективності експлуатації АЕС має брати до уваги такі сучасні метрики, як вирівняна (усереднена) вартість електроенергії (levelized cost of electricity (LCOE)) [1], вирівняна повна системна вартість електроенергії (levelized full system cost of electricity (LFSCOЕ)), системний поділ вартості електроенергії (system cost breakdown of electricity (SCBOE)), скоригована за цінністю LCOE (value-adjusted levelized cost of electricity (VALCOE)), вирівняна уникнута вартість електроенергії (levelized avoided cost of electricity (LACE)), чиста вартість нового входу (ресурсу) (Net Cost Of New Entry (CONE)), вирівнювана стабілізуюча вартість електроенергії (Levelized Firming Cost Of Electricity (LCOE+)), LFSCOЕ-95 та LFSCOЕ-100. Згадані метрики в сучасних умовах України мають також враховувати витрати на підтримку певних рівнів резильєнтності. В силу нагальної потреби розширення інструментарію рішень для підвищення масштабованості чистої енергії та енергетичних систем, ядерна енергетика все більше визнається важливим напрямом на шляху до глибокої декарбонізації глобального енергетичного портфеля. Зручними елементами такого портфеля можуть бути концепти малих модульних реакторів (small modular reactors (SMRs)) з відповідними технологіями, які розробляються та розгортаються. Традиційні та новітні реакторні технології (нових поколінь) слід оцінювати, виходячи з потенційних переваг інтеграції енергосистеми, додаткових системних вартостей і послуг. Як і для кожного інноваційного продукту, існують певні невизначеності щодо техніко-економічної конкурентоспроможності SMRs, їх здатності використовувати економіку масового виробництва за обмеженості економіки масштабу. Відповідаючи на ці виклики, слід здійснювати базовий аналіз вигащів і витрат (cost-benefit analysis (CBA)) SMRs, враховуючи їх очікувані криві навчання для оцінювання вартості їх майбутнього розгортання та формування уявлення про їх економічну конкурентоспроможність і потенційну роль як інноваційного рішення в енергетичному переході.

Електроенергетичні компанії, приймаючи інвестиційні рішення за допомогою інвестиційних банків (наприклад, таких, як Lazard (заснований у 1848 р.; LAZ у лістингу NYSE) [2]), мають враховувати взаємодію конкретного енергоблока зі своїм портфелем генеруючих активів (наприклад, через Net CONE). Одним з викликів для ядерної енергетики стає її конкурентоспроможність порівняно з іншими формами виробництва електроенергії, такими як природний газ, вугілля та ВДЕ. Майбутнє ядерної енергетики залежить від: того, як оцінюють ринки довгострокові інвестиції в ядерну енергетику; того, чи дозволяють регулятори відображати такі оцінки у ринкових цінах, які можуть стягувати комунальні підприємства. Сучасна технологічна сингулярність дозволяє висувати нові вимоги до ядерної енергетики й оперативно реагувати на сучасні виклики, моделюючи, розвиваючи і пропонуючи нові технології ядерної енергетики.

1. В.М. Горбачук, Т.О. Бардадим, М.С. Дунаєвський, С.-Б. Сулейманов, Д.О. Рибачок. *Конкурентоспроможність ядерної енергетики. Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику (25–26 вересня 2025 р., Київ, Україна)*. Київ: Українське ядерне товариство, 2025, с. 76–79.

2. *Lazard's LCOE+. Levelized Cost of Energy. With support from Teneo, Roland Berger*. New York, NY: Lazard, 2025, 48 p.

## ЩОДО ВЗАЄМОДІЇ ПРАВООХОРОННИХ ОРГАНІВ З НАСЕЛЕННЯМ ПІД ЧАС МОЖЛИВИХ ЯДЕРНИХ ТА РАДІАЦІЙНИХ ІНЦИДЕНТІВ В УМОВАХ ВОЄННОГО СТАНУ

<sup>1</sup>Сімейко К.В., <sup>2</sup>Вербовий В.П., <sup>2</sup>Ліщук Б.В., <sup>1</sup>Носовський А.В., <sup>3</sup>Малий Є.В.,  
<sup>3</sup>Стратілат Д.П.

<sup>1</sup>Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, Чорнобиль, Україна

<sup>2</sup>Національна академія внутрішніх справ, Київ, Україна

<sup>3</sup>Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ, Україна,  
[evgen.malyj@gmail.com](mailto:evgen.malyj@gmail.com)

Повномасштабна збройна агресія РФ проти України суттєво підвищила ризики виникнення ядерних та радіаційних інцидентів, пов'язаних як із прямими обстрілами об'єктів ядерної енергетики, так і з можливим використанням радіоактивних матеріалів у диверсійних чи терористичних цілях. Захоплення та обстріли ядерних об'єктів, зокрема майданчиків Чорнобильської та Запорізької АЕС, створили безпрецедентні виклики для національної безпеки та єдиної державної системи цивільного захисту. У таких умовах ключову роль відіграє належна взаємодія правоохоронних органів із населенням і від неї залежить своєчасність реагування громадян на загрози, дотримання ними правил радіаційної безпеки, недопущення паніки та мінімізація негативних наслідків для здоров'я і довкілля.

Нормативно-правову основу діяльності правоохоронних органів у зазначеній сфері становлять положення Закону України «Про Національну поліцію», Кодексу цивільного захисту України, Закону України «Про правовий режим надзвичайного стану», Закону України «Про правовий режим воєнного стану», а також відомчі інструкції МВС України щодо порядку дій у разі виявлення радіоактивних, хімічних та ядерних матеріалів, також спеціальними постановами Кабінету Міністрів України. Алгоритм дій працівників правоохоронних органів у разі виявлення підозрюваного радіоактивного об'єкта передбачає: забезпечення індивідуальної безпеки, евакуацію громадян із зони можливого ураження, огороження території, інформування чергових служб та координацію з підрозділами Держатомрегулювання та іншими компетентними органами. Особливого значення набуває міжвідомча взаємодія та залучення фахівців ядерної галузі до ідентифікації та супроводження небезпечних матеріалів.

Водночас практичний досвід показує необхідність посилення спеціалізованої підготовки працівників сил безпеки і оборони, позаяк наявні освітні програми та плани підготовки здебільшого формують лише загальні знання про іонізуюче випромінювання та порядок реагування. Такі програми потребують доповнення за рахунок практичних компонентів: використання дозиметричного обладнання, засобів індивідуального захисту, проведення первинної деконтамінації, організації дій у зоні радіаційного забруднення під час бойових дій тощо.

Досвід Чорнобильської катастрофи продемонстрував критичну важливість своєчасного, достовірного та централізованого інформування населення. Тому необхідним є впровадження стандартизованих протоколів комунікації, визначення єдиних офіційних джерел інформації та систематична роз'яснювальна робота серед населення. Перспективним напрямом є поглиблення співпраці між закладами вищої освіти і науковими установами ядерного профілю та закладами освіти системи МВС України, розробка спільних навчальних курсів, проведення міжвідомчих навчань та тренувань із моделюванням сценаріїв радіаційних інцидентів в умовах воєнного стану, що потребує комплексного підходу, що поєднує удосконалення нормативної бази, підвищення професійної підготовки персоналу, зміцнення міжвідомчої координації та формування культури інформаційної безпеки серед громадян.

## **ІНФОРМАЦІЙНІ ТЕХНОЛОГІЇ ПІДТРИМКИ ПРИЙНЯТТЯ РІШЕНЬ ПРИ ВИНИКНЕННІ НЕБЕЗПЕЧНОГО РАДІАЦІЙНОГО ЗАБРУДНЕННЯ МІСЦЕВОСТІ**

**Трофимчук О.М., Триснюк В.М., Нагорний Є.І.**

Інститут телекомунікацій і глобального інформаційного простору НАН України  
[trysnyuk@ukr.net](mailto:trysnyuk@ukr.net)

Забезпечення радіаційної безпеки є одним із ключових напрямів національної безпеки держави, особливо в умовах воєнних загроз, техногенних аварій та можливих диверсійних дій на об'єктах ядерної енергетики. Події, пов'язані з аварією на Чорнобильській атомній електростанції, продемонстрували масштаби можливих екологічних та соціально-економічних наслідків радіаційного забруднення. Під час цієї катастрофи в атмосферу було викинуто до 100 % радіоактивних благородних газів, 20–50 % ізотопів йоду, 12–30 % цезію та близько 3–4 % інших важких радіонуклідів від їхнього загального вмісту в реакторі.

У сучасних умовах важливим завданням є створення ефективних інформаційних технологій, здатних забезпечувати оперативне виявлення радіаційного забруднення, прогнозування розвитку радіаційної обстановки та підтримку прийняття управлінських рішень у системах цивільного захисту та екологічного моніторингу. Виявлення та оцінювання радіаційної обстановки здійснюється, як правило, у два етапи. На першому етапі на основі даних про джерело радіоактивного забруднення та метеорологічну ситуацію здійснюється прогноз поширення радіоактивних речовин. На другому етапі проводиться уточнення фактичної радіаційної обстановки на основі результатів радіаційної розвідки та даних моніторингових систем. Прогнозні оцінки можуть використовуватися лише для попереднього аналізу ситуації, тому вони обов'язково мають уточнюватися результатами польових вимірювань.

Ефективність оцінювання радіаційної обстановки значною мірою залежить від щільності точок контролю радіаційного фону. Дослідження показують, що оптимальний обсяг інформації про фактичну радіаційну обстановку на регіональному рівні забезпечується при проведенні одного виміру на площі 3–6 км<sup>2</sup>. Водночас результати більш детальних досліджень, які враховують похибки вимірювальної апаратури, свідчать про необхідність підвищення щільності вимірювань до 2,3–2,9 км<sup>2</sup> на одну точку контролю. Оцінювання радіаційної обстановки потребує застосування сучасних методів обробки даних. Одним із таких методів є лінійна оптимальна інтерполяція, яка дозволяє відновлювати характеристики радіаційного поля на основі обмеженої кількості вимірювань. Використання цього методу дає можливість отримувати достовірну інформацію про радіаційне забруднення навіть за умови одного виміру на площі до 10 км<sup>2</sup>. Водночас достовірність отриманих результатів залежить не лише від кількості вимірювань, але й від топології радіаційного поля, точності вимірювальної апаратури та застосованих алгоритмів обробки даних.

У сучасних умовах важливу роль відіграють інформаційні технології підтримки прийняття рішень, які інтегрують дані радіаційного моніторингу, геоінформаційних систем та математичного моделювання.

Структурно інформаційна система підтримки прийняття рішень у сфері радіаційної безпеки може включати такі функціональні модулі: підсистему збору даних радіаційного моніторингу; підсистему обробки та зберігання інформації; підсистему математичного моделювання та прогнозування; підсистему геоінформаційного аналізу; підсистему оцінювання ризиків; підсистему підтримки прийняття управлінських рішень.

## ПЕРЕОРІЄНТАЦІЯ ГІДРИДІВ В ОБОЛОНЦІ ТВЕЛІВ

Жуков О.І., Редкіна Г.П.

НТК ЯПЦ ННЦ ХФТІ, Харків, Україна, [gordaya@kipt.kharkov.ua](mailto:gordaya@kipt.kharkov.ua)

Взаємодія теплоносія – води – з оболонкою твелів із цирконієвих сплавів призводить до проникнення водню в оболонку та до утворення у ній гідридів. В оболонці можуть утворюватися радіальні гідриди, які можуть служити зародками тріщин в оболонці твелів і, таким чином, можуть сприяти його розгерметизацію. Прогнозу тиску газу під оболонкою, напруження в оболонці, утворенню радіальних гідридів (переорієнтації) присвячено ряд робіт. Пропонована робота доповнює відомі детальним, хоч і модельним, розрахунком напружень в оболонці з урахуванням гідридів і внутрішнього тиску газоподібних продуктів поділу, а також розрахунком термодинамічних характеристик. У роботі показано і кількісно встановлено, що навіть у пружно ізотропному наближенні радіально розташовані гідриди зменшують вільну енергію системи при зростанні їх товщини. На рисунку 1 наведені дві системи гідридів різної орієнтації: по колу та за радіусом.

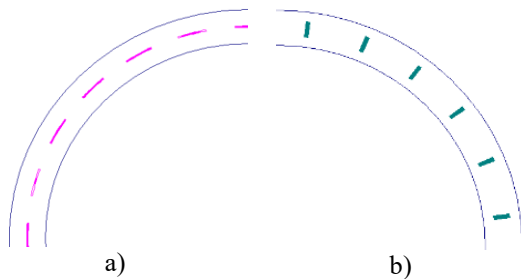


Рис.1 Дві граничні орієнтації гідридів:  
а) тангенціальна; б) радіальна.

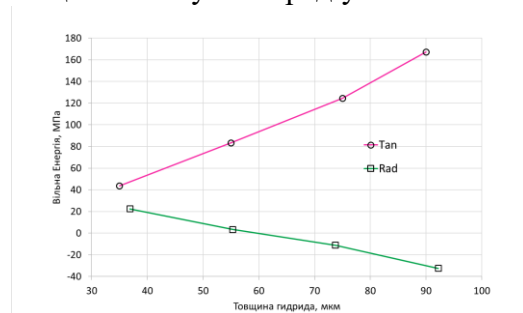


Рис.2 Щільність вільної енергії в залежності від товщини гідридів

Вільна енергія пружно деформованої оболонки з неоднорідним розподілом температури має вигляд  $F(T) = F_0(T) + \frac{E}{2(1+\nu)} \left( u_{ik}^2 + \frac{\nu}{1-2\nu} u_{ll}^2 \right) - \frac{E}{3(1-2\nu)} \alpha (T - T_0) u_{ll}$

де  $E$  – модуль Юнга,  $\nu$  – коефіцієнт Пуассона,  $\alpha$  – коефіцієнт теплового розширення,  $T$  – температура,  $u_{ik}$  – тензор деформації; всі величини, що входять (1), у загальному випадку є функціями координат. Рівняння, що визначають пружну деформацію без об'ємних сил, мають вигляд  $\frac{\partial \sigma_{ik}}{\partial x_k} = 0$ , де тензор напруження

$$\sigma_{ik} = \frac{E}{1+\nu} \left( u_{ik} + \frac{\nu}{1-2\nu} u_{ll} \delta_{ik} \right) - \frac{\alpha E}{3(1-2\nu)} (T - T_0) \delta_{ik}$$

Граничні умови при сухому зберіганні візьмем рівними

$\sigma_{rr}(R_1) = P$ ,  $\sigma_{rr}(R_2) = 0$ , де  $P$  є внутрішній тиск, а  $R_1$  і  $R_2$  – внутрішній та зовнішній радіус оболонки. На рисунку 2 наведені щільності вільної енергії в стандартній оболонці твела з цирконієвого сплаву в залежності від товщини гідридів; розрахунки зроблені методом кінцевих елементів у 2D геометрії при внутрішньому тиску в 44.3 МПа. Добре видно, що збільшення товщини радіально розташованих гідридів (зростання) зменшує вільну енергію, відбувається релаксація напружень. Зменшення товщини тангенціально розташованих гідридів (розчинення) має такий самий ефект. Розраховані термодинамічні характеристики можна використовувати для опису кінетичних процесів переорієнтації гідридів - їх росту і розчинення.

## STUDY OF CHANGES IN THE MECHANICAL PROPERTIES OF CARBON SORBENTS DURING THE ADSORPTION OF METHYL IODIDE AND WATER VAPOR

Sokolenko V.I., Grigorova T.K., Okovit V.S., Rzhhevskiy V.A.

National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology"

of the NAS of Ukraine, Kharkiv, Ukraine; e-mail: [vsokol@kipt.kharkov.ua](mailto:vsokol@kipt.kharkov.ua)

In the granular medium through which the air flow flows, in particular in the adsorber with granular activated carbon of the NPP ventilation system, there are changing "lateral" forces, called in the literature Karman forces. These forces cause oscillating shifts of the granules, which leads to their abrasion or chipping of the edges. Thus, the mutual friction of the granules caused by oscillating shifts is the main cause of dust formation, as a result of which the aerodynamic drag of the adsorber filters increases [1], which requires their repair with replacement of the sorbent or installation of new filters.

Impregnation of the sorbent with surfactants leads to strengthening due to the manifestation of the Rebinder effect, which will increase dust formation in real operating conditions of the NPP air filter at an air flow rate of 0.44 m/s, moistened with water vapor.

In this work, changes in mechanical characteristics during the adsorption of methyl iodide and water vapor of samples of activated carbon grades RN11 and C40/4 Extra 1.5 KI, which are currently used as sorbents in iodine filters at Ukrainian NPPs, were investigated.

When adsorbing methyl iodide and water vapor, the weight of carbon grades RN11 and C40/4 Extra 1.5 KI increased by 26% and 14.5% and by 26.6% and 26.7%, respectively. After thermal cycling ( $-18^{\circ}\text{C} \leftrightarrow +30^{\circ}\text{C}$ ), the weight of carbon grades RN11 and C40/4 Extra 1.5 KI decreased by 11% and 7%, respectively. Annealing at  $220^{\circ}\text{C}$  for 3 h. led to a decrease in the weight of carbon samples by 12% and 3.3%, respectively, for RN11 and C40/4 Extra 1.5 KI.

The mechanical strength was measured on a tensile machine in compression mode with a strain rate of  $5 \cdot 10^{-3}$  mm/s. Batches of twenty samples were used for each condition. The deviation from the straight line on the  $\sigma(\epsilon)$  diagram was considered as the load for reaching the ultimate strength  $\sigma_B$ . When  $\sigma_B$  was reached, the sample fractured, both according to the cracking scheme along the loading direction and by fragmentation of the entire volume.

As a result of the research, a strong decrease in strength by 37.6% and 33.5% was found when RN11 and C40/4 Extra 1.5 KI coals were saturated with methyl iodide, which is a manifestation of the Rebinder effect. When water vapor was absorbed, the strengthening was significantly less and amounted to 19.3% and 12.8%. After thermal cycling, which simulates storage in warehouse conditions, the strength of RN11 samples decreased by 16.6%, and that of C40/4 Extra 1.5 KI by 19.4%. The strength of RN11 and C40/4 Extra 1.5 KI samples after annealing decreased by 30% and 11%, respectively.

The results obtained should be taken into account when operating iodine filters in NPP ventilation systems, in which dust formation limits their shelf life. It is necessary to use carbon sorbents with a high methyl iodide purification coefficient with minimal manifestation of the Rebinder effect.

### Reference:

1. S.I. Lavrov, V.V. Levenets, V.I. Sokolenko. *Certification of coal sorbents of iodine filters of NPP ventilation systems*. Kharkiv: Zebra Publishing House, 2019, 274 p. (in Ukraine)

## **ОГЛЯД СУЧАСНОГО СТАНУ МЕТОДОЛОГІЇ АНАЛІЗУ НАДІЙНОСТІ ПЕРСОНАЛУ ПРИ БАГАТОБЛОКОВИХ АВАРІЯХ**

**Шахов Є.О.**

АТ КІЕП, Київ, Україна, [e.shakhov@kiep.ua](mailto:e.shakhov@kiep.ua)

На даний час методологія розробки багатоблокового ІАБ активно розвивається. Одним із найкритичніших аспектів у цьому контексті є надійність дій персоналу, від якої залежить ефективність реалізації процедур ліквідації аварій, аварійного реагування та керівництв із управління важкими аваріями. Досвід аварії на АЕС «Фукусіма» наочно продемонстрував, що в умовах одночасного розвитку подій на кількох енергоблоках людські ресурси можуть бути перевантажені масштабом аварії. Це породжує питання щодо адекватності наявних підходів до аналізу надійності персоналу.

Аналіз надійності персоналу (АНП) є невід'ємною складовою ІАБ та спрямований на визначення ймовірності помилок персоналу, які можуть впливати на реалізацію функцій безпеки.

Класичні методи АНП були розроблені для одноблокового ІАБ та передбачають відносно ізольованість енергоблоку.

## COMPARISON OF GLOW DISCHARGE PLASMA CHARACTERISTICS IN DIFFERENT GASES ON THE URAGAN-2M STELLARATOR

<sup>1</sup>Martseniuk Yu.P., <sup>1</sup>Kovtun Yu.V., <sup>1</sup>Lozin O.V., <sup>1</sup>Korovin V.B., <sup>1</sup>Romanov V.S.,  
<sup>1</sup>Maznichenko S.M., <sup>1</sup>Krasiuk O.Yu., <sup>1</sup>Yevsiukov O.V., <sup>1</sup>Baron D.I.,  
<sup>1</sup>Makhov M.N., <sup>1</sup>Shapoval A.N., <sup>1</sup>Tsybenko S.A., <sup>1</sup>Gribanov V.Yu.,  
<sup>1,2</sup>Moiseenko V.E.

<sup>1</sup>National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", Kharkiv, Ukraine, [martsenyuky@kipt.kharkov.ua](mailto:martsenyuky@kipt.kharkov.ua)

<sup>2</sup>Ångström Laboratory, Uppsala University, Uppsala, Sweden

Glow discharge cleaning is one of the most common methods of wall conditioning for vacuum chambers in tokamaks and stellarators [1]. Hydrogen, helium, argon, and other gases are commonly used as working gases in glow discharge for wall conditioning [2, 3]. Moreover, when changing the main gas in a glow discharge, new research is always required. Comparing plasma parameters in different gases is necessary for further optimisation of the wall conditioning procedure for the toroidal vacuum chambers.

This paper presents a comparison of the parameters of glow discharge plasma in various gases on the Uragan-2M stellarator, with a new anode system [4]. The experiments were conducted in an atmosphere of helium and hydrogen and argon, under similar conditions. Comparison of breakdown voltage and discharge voltage in these gases. Experiments have shown that the highest plasma density is observed in argon at  $\approx 8.3 \cdot 10^{14} \text{ m}^{-3}$ , then in helium at  $\approx 4 \cdot 10^{14} \text{ m}^{-3}$  and hydrogen at  $\approx 1.5 \cdot 10^{14} \text{ m}^{-3}$ , and the electron temperature is higher in helium plasma up to  $\approx 8 \text{ eV}$  than in hydrogen up to  $\approx 4.3 \text{ eV}$  and argon up to  $\approx 3.5 \text{ eV}$ . Using optical emission spectroscopy, the composition of the plasma was determined, and the emission lines of excited atoms and ions of the working gases were identified in the plasma spectra.

This work has been carried out within the framework of the EUROfusion Consortium, funded by the European Union via the Euratom Research and Training Programme (Grant Agreement No 101052200 – EUROfusion). Views and opinions expressed are however those of the author(s) only and do not necessarily reflect those of the European Union or the European Commission. Neither the European Union nor the European Commission can be held responsible for them.

The work is supported by the National Research Foundation of Ukraine under Grant No. 261/0101 "Critical issues for stellarators as fusion machines", as a result of the "Excellent Science in Ukraine" competition.

This work was supported in part by the Simons Foundation: Presidential Discretionary Grants in Support of Ukraine, Grant No. 1290591.

### References:

1. T. Wauters et al. Wall conditioning in fusion devices with superconducting coils // *Plasma Physics and Controlled Fusion*. 2020, vol. 62, no. 3, p. 034002.
2. Yu. P. Martseniuk et al. Glow discharge cleaning on the Uragan-2M stellarator // *Fusion Science and Technology*. 2025, vol. 81, p. 530–541.
3. A. Gorjaev et al. Wall conditioning at the Wendelstein 7-X stellarator operating with a graphite divertor // *Physica Scripta*. 2020, vol. T171, p. 014063.
4. Yu.P Martseniuk et al. Study of glow discharge plasma parameters at uragan-2M // *II International scientific and technical conference named after V. Vovayvodin «Problems of modern nuclear power»*, April 16-18, Kharkiv, Ukraine, 2025. P. 93.

## **THE EUROFUSION PROGRAMME 2026-2027**

**Kovtun Yu.V.**

National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", Kharkiv, Ukraine, [Ykovtun@kipt.kharkov.ua](mailto:Ykovtun@kipt.kharkov.ua)

The European Union's joint research on the development of fusion energy and the development of fusion reactors is carried out within the framework of EUROfusion, whose program has been extended to 2026-2027 [1]. The EUROfusion mission is part of a joint program within the Euratom Research and Training Programme (2026-2027) framework [2]. Which is an additional funding program to the Horizon Europe program (2021-2027) [3, 4], and which covers research and innovation in the areas of nuclear and thermonuclear energy. It is planned that the Horizon Europe Framework Programme will be continued for 2028–2034 with a budget of €175 billion. This includes plans to continue the Euratom Research and Training Programme for 2028–2032 with a budget of €6.7 billion. One of the key tasks is to solve the scientific and technological challenges necessary for implementing thermonuclear fusion in Europe's grid by 2034 and constructing the first commercial power plant based on thermonuclear fusion.

This presentation provides a brief overview of the EUROfusion program for 2026-2027 and future Euratom and Horizon Europe programs, as well as the main goals and objectives of the National Contact Point EURATOM – Fusion [5].

### **References:**

1. <https://euro-fusion.org/>
2. [https://research-and-innovation.ec.europa.eu/funding/funding-opportunities/funding-programmes-and-open-calls/horizon-europe/euratom-research-and-training-programme\\_en](https://research-and-innovation.ec.europa.eu/funding/funding-opportunities/funding-programmes-and-open-calls/horizon-europe/euratom-research-and-training-programme_en)
3. [https://research-and-innovation.ec.europa.eu/funding/funding-opportunities/funding-programmes-and-open-calls/horizon-europe\\_en](https://research-and-innovation.ec.europa.eu/funding/funding-opportunities/funding-programmes-and-open-calls/horizon-europe_en)
4. <https://horizon-europe.org.ua/uk/home/>
5. <https://uaineuratom.com.ua/>

## **OVERVIEW OF VERY HIGH FREQUENCY DISCHARGE FOR WALL CONDITIONING AT URAGAN-2M STELLARATOR**

<sup>1</sup>Kozulya M.M., <sup>1</sup>Kovtun Yu.V., <sup>1</sup>Korovin V.B., <sup>1</sup>Tsybenko S.A., <sup>1</sup>Baron D.I.,  
<sup>1</sup>Yevsyukov A.V., <sup>1</sup>Krasyuk A.Yu., <sup>1</sup>Maznichenko S.M., <sup>1</sup>Lozin A.V.,  
<sup>1</sup>Kramskoj E.D., <sup>1</sup>Martseniuk Yu.P., <sup>1,2</sup>Moiseenko V.E.

<sup>1</sup>National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", Kharkiv, Ukraine, [mikekozulya@kipt.kharkov.ua](mailto:mikekozulya@kipt.kharkov.ua)

<sup>2</sup>Ångström Laboratory, Uppsala University, Uppsala, Sweden

Wall conditioning is an essential part of vacuum chamber preparation for magnetic confinement fusion devices. The wall conditioning procedure at Uragan-2M stellarator involves high frequency and glow discharges in various gases atmospheres [1, 2]. The discharges variety includes the Very High Frequency (VHF) range [3, 4].

The present paper summarizes previous research and presents new experimental results of VHF discharge for wall conditioning at Uragan-2M. VHF discharge is initiated by generator with the frequency of 125- 140 MHz, the power up to 4 kW in continuous steady-state regime, and through quarter-wave T-shaped antenna. All components of VHF discharge conditioning system are separate from main plasma creation and heating RF system, are functional at low magnetic field and are capable of continuous steady-state operations. Both chemically active (hydrogen and nitrogen) and inert (helium and argon) gases are used as working ones. VHF discharge can be initiated and maintained in low

magnetic field ( $B_0=0.01$  T) and without it. Also VHF discharge can be applied in combination with DC glow discharge. The VHF discharge conditioning system was capable for creating partially ionized plasma. The measurement of plasma parameters along the radius of the vacuum chamber was carried out by a triple probe. The charge and elemental composition of the plasma was determined by optical emission spectroscopy. The obtained results are discussed.

### References:

1. Yu.V. Kovtun, A.V. Lozin, V.E. Moiseenko et al. Radio frequency wall conditioning discharges in argon atmosphere at Uragan-2M stellarator // *Fusion Engineering and Design*, 2025, 216, 115131.
2. U.P. Martseniuk, Yu. V. Kovtun, V. E. Moiseenko et al. Glow discharge cleaning on the Uragan-2M stellarator // *Fusion Science and Technology*, 2025, 81(6), p. 530–541.
- V.E. Moiseenko, A.V. Lozin, V.V. Chechkin et al. VHF discharges for wall conditioning at the Uragan-2M torsatron // *Nuclear Fusion* 2014, 54, - 033009.
3. Yu.V. Kovtun, V.E. Moiseenko, A.V. Lozin et al. Characteristics of VHF Discharge  $N_2$  plasma in Uragan-2M stellarator // *Acta Physica Polonica: A*, 2020, Vol. 138, No. 4, p.632-637.

## ПОШИРЕННЯ ЕЛЕКТРОМАГНІТНИХ ХВИЛЬ ПЛАЗМОВИМ ЦИЛІНДРОМ В МАГНІТНОМУ ПОЛІ

Сморцов М.Ю.

ІФП ННЦ ХФТІ, м. Харків, Україна, [m-smortsov@gmail.com](mailto:m-smortsov@gmail.com)

Однією з перешкод на шляху реалізації промислового керованого термоядерного синтезу є труднощі з нагріванням плазми. На практиці, вагомих успіхів досягнуто в нагріванні плазми електромагнітними хвилями з частотою порядку циклотронної частоти іонів. Проведені в межах презентованої роботи теоретичні дослідження є дотичними до згаданого механізму нагрівання, а також до зворотного ефекту, тобто перетворення енергії заряджених частинок на енергію інтенсивного електро-магнітного випромінювання. Більш конкретно, дослідження стосуються дисперсійних характеристик циліндричної плазми в циліндричному хвилеводі.

У роботах [1] і [2] міститься аналіз резонансних властивостей подібних систем. В [1] застосовується наближення ВКБ, що накладає обмеження  $k_{\perp} a \gg 1$ , де

$a$  – радіус плазмового циліндра, а  $k_{\perp}$  – хвильове число вздовж радіального напрямку. На відміну від [2], в презентованій роботі  $N_{\parallel} > 1$ , де  $N_{\parallel}$  – показник заломлення вздовж напрямку  $z$ .

В гідродинамічному наближенні характеристики магнітоактивної плазми описуються тензором діелектричної проникності, компонентами якого є  $\epsilon_1$ ,  $\epsilon_2$  і  $\epsilon_3$ , які залежать, зокрема, від концентрації плазми, частоти хвилі і величини зовнішнього магнітного поля. Виразами з цих компонентів задаються радіальні показники заломлення,  $N_{\perp} = \frac{k_{\perp} c}{\omega}$ , для хвиль циклічної частоти  $\omega$ , що поширюються плазмою. Вираз їх квадратів,  $N_{\perp 1,2}^2$ , використовується в подальших дисперсійних співвідношеннях швидкої, “ $f$ ”, і повільної, “ $s$ ”, хвиль. В межах роботи знайдено дисперсійне співвідношення у вигляді  $D = D_f \cdot D_s + C_{fs}$ , де  $D_f$  і  $D_s$  – дисперсії швидкої і повільної хвиль відповідно, а  $C_{fs}$  – доданок, відповідальний за періодичне перекачування електромагнітної енергії між згаданими хвилями. Нехтуючи останнім доданком з міркувань його малості порівняно з першим, подальше

дослідження зводиться до чисельного аналізу рівнянь  $D_f = 0$  і  $D_s = 0$ . Розв'язки цих рівнянь визначають умови, за яких можлива резонансна взаємодія між плазмою і хвилями. При виборі двох параметрів, в площині яких буде зображено резонансні криві, тобто розв'язки наведених рівнянь, пріоритет надано  $\omega$  і концентрації плазми, тоді як решта пара-метрів переважно вважається зафіксованими характеристиками системи.

### Література:

1. Гірка І. О. Поширення і збудження низькочастотних електромагнітних хвиль в плазмових хвилеводах : дис. ... канд. ф.-м. наук : 01.04.08. Харків, 1991. 150 с.
2. Grekov D.L. Coaxial waves in magnetized plasma cylinder. – *Physics Letters A*. 2004. Vol. 328, No 4–5. P. 357–363.

## **DUAL-SHELL THERMONUCLEAR REACTOR SHIELDING AS AN INTEGRATED Cs-ASSISTED THERMIONIC ENERGY CONVERTER: A NEW CONCEPT BASED ON SAME-MATERIAL SINGLE-CRYSTAL ELECTRODES WITH IDENTICAL CRYSTALLOGRAPHIC ORIENTATIONS**

<sup>1,2</sup>Len E.G., <sup>1</sup>Smolnik S.V., <sup>1,3</sup>Galstian I.Ye., <sup>1</sup>Shevchenko M.Ya., <sup>1</sup>Shatnii T.D., <sup>1</sup>Tsapko Ye.A., <sup>1</sup>Makeieva I.M., <sup>1</sup>Gerasymov O.Yu.

<sup>1</sup>G. V. Kurdyumov Institute for Metal Physics, N.A.S. of Ukraine, Kyiv, Ukraine

<sup>2</sup>State Research Institution 'Kyiv Academic University', Kyiv, Ukraine

<sup>3</sup>Leibniz Institute for Solid State and Materials Research Dresden, IFW Dresden, Dresden, Germany, [len.evgeniy@gmail.com](mailto:len.evgeniy@gmail.com)

A modified thermonuclear reactor shielding concept is proposed in which protection and power generation are combined within a single structural solution. The design is based on two nested refractory-metal shells that surround the high-temperature zone of a future thermonuclear reactor. In this architecture, the inner (hotter) shell and the outer (cooler) shell are engineered to function simultaneously as the emitter and the collector of an integrated thermionic energy converter (TEC). Such a dual-shell approach offers two key advantages: (i) it enables purposeful thermal separation between the electrodes while maintaining a compact geometry, and (ii) it allows the more radiation-exposed element to operate at a higher temperature, whereas the colder electrode can be positioned in a region with reduced radiation load—an important consideration since neutron irradiation is particularly detrimental at low temperatures for many candidate materials.

Within this architecture framework, we investigate a new TEC electrode configuration in which both electrodes are made from single crystals of the same refractory metal with identical crystallographic orientations. This approach directly addresses one of the main lifetime-limiting factors of high-temperature TECs—evaporation of the cathode material and its subsequent deposition on the anode—by eliminating dissimilar-material pairs and leveraging caesium adsorption to tune surface electron properties. Using full-current spectroscopy and contact potential difference measurements, we analyse how caesium coverage modifies the work function and slow-electron reflection on the (100) and (110) faces of tungsten and molybdenum. The results identify single-crystal tungsten as the most promising basis for the integrated dual-shell TEC, with W(110) emerging as the preferred working face for both electrodes due to its favourable electron characteristics under caesium adsorption, high thermodynamic stability, and strong caesium retention at elevated temperatures.

## ВИКОРИСТАННЯ МАЙДАНЧИКІВ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ УКРАЇНИ ДЛЯ РОЗМІЩЕННЯ ТЕРМОЯДЕРНИХ УСТАНОВОК РІЗНОЇ ПОТУЖНОСТІ

Чернетко К.В., Ковба В.В., Загільський В.А.

Український державний університет науки і технологій ННІ «Придніпровська державна академія будівництва та архітектури», м. Дніпро, Україна,  
[chernetko.kirill@gmail.com](mailto:chernetko.kirill@gmail.com), [v.v.kovba@ust.edu.ua](mailto:v.v.kovba@ust.edu.ua), [v.v.zahilskyi@ust.edu.ua](mailto:v.v.zahilskyi@ust.edu.ua)

Загальновідомо, що витрати на проектування, будівництво та експлуатацію АЕС у світі є досить високими навіть з урахуванням серійного будівництва, як це було у колишніх країнах Радянського Союзу, а нині спостерігається в Європі, Китаї, Індії та країнах близького сходу. Зниження цих витрат хоча б на одній зі стадій було б надзвичайно вигідним з економічної точки зору. Одним із таких шляхів вбачається розміщення нових термоядерних установок на раніше освоєних майданчиках закритих АЕС або тих, що готуються до виведення з експлуатації. Такі спроби вже впроваджуються у розвинених країнах, і ця тема активно обговорюється у науковому співтоваристві [1 - 3].

Про практичне впровадження подібних рішень свідчать повідомлення ЗМІ, згідно з якими американо-німецький стартап Focused Energy уклав угоду з енергетичною компанією RWE (Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk) та німецькою землею міста Ессен. Документ передбачає будівництво пілотної термоядерної електростанції встановленою потужністю 1 ГВт на майданчику колишньої АЕС «Бібліс» до 2035 року. Слід зауважити, що АЕС «Бібліс» - одна з найстаріших атомних електростанцій у Німеччині, яка мала два реактори з водою під тиском і була запущена у 1975 році. Станція перебувала під управлінням концерну RWE і була остаточно закрита у 2011 році після прийняття урядом країни рішення про прискорене поетапне відмову від атомної енергетики (Atomausstieg).

В Україні як потенційні майданчики для розміщення таких установок можуть розглядатися як недобудовані та законсервовані блоки на діючих АЕС (насамперед – Хмельницької АЕС та Південноукраїнської АЕС), так і майданчик виведеної з експлуатації Чорнобильської АЕС. Причому для розміщення відповідного обладнання на майданчику ДСП «Чорнобильська АЕС» найбільш придатними є енергоблоки №5 та №6, оскільки використання блоків №1 та №2 може потребувати їхньої дороговартісної перебудови та переоснащення.

### Література:

1. Проект Плану розвитку Об'єднаної енергетичної системи України на 2017-2026 роки. ДП «НЕК «Укренерго» (10 лютого 2017).
2. В. І. Борисенко, А. В. Носовський. Щодо будівництва нових ядерних енергоблоків в Україні / Ядерна енергетика та довкілля, № 1 (23), 2022, с. 3-9. doi.org/10.31717/2311-8253.22.1.1.
3. International Atomic Energy Agency, Considerations for Environmental Impact Assessment for Small Modular Reactors, IAEA-TECDOC-1915, IAEA, Vienna (2020).
4. Fusion energy startup Focused signs agreement with RWE, German state. Reuters. 2025. March 24. URL: <https://www.reuters.com/business/energy/fusion-energy-startup-focused-signs-agreement-with-rwe-german-state-2025-03-24/> (дата звернення: 15.03.2026).
5. German state forms nuclear fusion consortium in bid to lead development and deployment. NucNet. 2025. March 5. URL: <https://www.nucnet.org/news/german-state-forms-nuclear-fusion-consortium-in-bid-to-lead-development-and-deployment-3-5-2025> (дата звернення: 15.03.2026).

## МОЛЕКУЛЯРНЕ МОДЕЛЮВАННЯ ВЗАЄМОДІЇ ФЛУОРИСЦЕНТНИХ ЗОНДІВ І РАДІОТРЕЙСЕРІВ ДЛЯ МЕТАБОЛІЧНОЇ АКТИВНОСТІ

Чкуаселі К.Г., Трусова В.М.

Харківський національний університет імені В. Н. Каразіна, Харків,

[k3015546@gmail.com](mailto:k3015546@gmail.com)

ПЕТ-візуалізація метаболізму глюкози широко базується на застосуванні радіофармпрепарату Fluorodeoxyglucose F18, накопичення якого в пухлинних клітинах пов'язане з підвищеною експресією транспортерів глюкози, зокрема GLUT1. На доклінічних етапах досліджень для оцінки поглинання глюкози клітинами часто використовують флуоресцентний аналог 2-NBDG, який дозволяє проводити оптичну візуалізацію метаболічної активності без застосування радіоактивних ізотопів. У даній роботі методом молекулярного докінгу було досліджено взаємодію 2-NBDG та FDG з транспортером GLUT1 і оцінено можливу конкуренцію між цими лігандами. Незалежний докінг показав, що FDG зв'язується у центральній транспортній порожнині GLUT1 з енергією взаємодії  $-5.6$  ккал/моль, причому ця ж ділянка є місцем зв'язування 2-NBDG. Після послідовного докінгу у присутності 2-NBDG положення FDG змінюється, а енергія його взаємодії з білком зменшується до  $-5.0$  ккал/моль, що свідчить про конкуренцію між молекулами за транспортний сайт. Отримані результати демонструють, що флуоресцентний зонд і FDG взаємодіють з одним і тим самим механізмом транспорту глюкози. Практично це означає, що 2-NBDG може використовуватися як оптичний індикатор GLUT1-опосередкованого захоплення глюкози у клітинних та тканинних експериментах для попередньої оцінки метаболічної активності та відбору моделей з потенційно високим накопиченням FDG перед проведенням ПЕТ-досліджень.

## **CALIBRATION OF GAMMA DETECTORS FOR EFFECTIVE DETERMINATION OF NUCLEAR-PHYSICAL CHARACTERISTICS OF NUCLEAR WASTE**

**<sup>1</sup>Бойко Ю.Б., <sup>2</sup>Zanella Y.**

<sup>1</sup>ІНІ ФТФХНУ ім. В.Н. Каразіна, Харків, Україна, [boiko2022tya11@student.karazin.ua](mailto:boiko2022tya11@student.karazin.ua)

<sup>2</sup>CEA, Fontenay-aux-Roses, Франція

The safe management of nuclear waste requires accurate characterization and reliable classification. Gamma spectrometry is a leading non-destructive analysis method that enables the safe and remote determination of the isotopic composition and activity of radioactive samples without altering their physical or chemical structure.

To obtain reliable data, precise preliminary calibration of spectrometric systems based on High-Purity Germanium (HPGe) detectors is crucial. When measuring complex objects such as waste containers, the measurement geometry and the intrinsic efficiency of the detector play a key role in spectrum formation.

In this work, a comprehensive calibration of an HPGe detector for waste analysis applications was conducted. The study includes the detailed construction and analysis of the intrinsic efficiency curve, an evaluation of the dead-time effect on measurement accuracy under various count rates, and an investigation of the detector's angular efficiency. Based on the experimental measurements, optimal parameters and conditions for spectrometry of nuclear waste packages were identified. Configurations were established under which spatial deviations are minimized, and the overall measurement error remains within expected limits, ensuring high reliability of the results for nuclear waste certification.

# STRENGTH AND LEACHING BEHAVIOR OF IRON-MODIFIED Mg-K PHOSPHATE MATRICES IMMOBILIZING RHENIUM AS TECHNETIUM SURROGATE

<sup>1</sup>Sayenko Sergey, <sup>1</sup>Shkuropatenko Volodymyr, <sup>1</sup>Lobach Kostiantyn,

<sup>2</sup>Petr Vecernik, <sup>2</sup>Vlastislav Kašpar, <sup>3</sup>Milislavljjevic Iva and <sup>3</sup>Scott T. Misture

<sup>1</sup>KIPT, Kharkov Institute of Physics and Technology, 1 Akademichna str., 61108

Kharkiv, Ukraine, [sayenko@kipt.kharkov.ua](mailto:sayenko@kipt.kharkov.ua),

<sup>2</sup>ÚJV Rež, a. s., Nuclear Research Institute, Hlavní 130, 250 68 Rež, Czech Republic,

<sup>3</sup>Kazuo Inamori School of Engineering, Alfred University, Alfred, NY 14802, USA

The immobilization of <sup>99</sup>Tc in a suitable host matrix has proven to be a challenging task for researchers in the nuclear waste community around the world. The high environmental risk associated with <sup>99</sup>Tc is due to its long half-life ( $2.1 \times 10^5$  years) and the high mobility of the oxidized anionic species  $\text{Tc(VII)O}_4^-$  in which technetium can exist once introduced into the environment. Under reducing conditions, Tc (VII) is reduced to Tc (IV) as hydrous Tc oxide ( $\text{Tc(IV)O}_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ ), which is relatively insoluble and immobile. It is known that Fe and Fe-containing oxides are effective agents for the reduction of Tc(VII) to Tc(IV). In this study, the effect of iron-bearing additives on the strength and water resistance of magnesium potassium phosphate (MKP) matrix containing Re as a chemical analogue of <sup>99</sup>Tc was investigated.

The synthesis of the MKP was carried out using magnesium oxide (MgO)-to phosphate-( $\text{KH}_2\text{PO}_4$ ) molar ratio (M/P) of 2.25 and a water-to-cement mass ratio (W/C) of 0.5.  $\text{Re}_2\text{O}_7$  (5 wt.%) and iron-bearing additives (10 wt.%):  $\text{Fe}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ , Fe, FeS and blast furnace slag (BFS) were added to the dry mixture of MgO with  $\text{KH}_2\text{PO}_4$  during the preparation of MKP samples.

The highest compressive strength (49.6 MPa) was found in MKP/BFS sample, indicating the formation of a denser structure compared to other samples. The oxidation state of Re in the presence of the Fe-containing reducing agent was revealed. The results of measurements using X-ray absorption near edge structure (XANES) can be interpreted as Re (VII), as a predominant oxidation state (Fig. 1a,b). At the same time, a reduction process is possible, which was confirmed by the detection of a mix of oxidation states – possibly Re(VI) and/or Re(IV) mixed with Re(VII). The general trend in reduction state is this: FeS (highest), BFS, Fe,  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ ,  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  (lowest). The data from leaching tests of MKPC specimens in accordance with the ANSI/AN16.1 standard are presented as dependencies of the Leaching Indices (LI) of Re (Fig. 1c). LI of Re from the MKPC with BFS additive was a maximum of 9.31, which meets the target  $\text{LI} > 9$ .

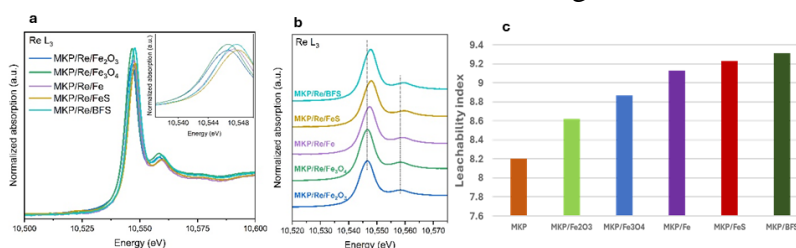


Figure 1. Re L3 XANES spectra in the different Re-containing MKP with  $\text{Fe}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ , Fe, FeS, and BFS additives (a); expanded view of the Re L3 absorption edge, highlighting systematic shifts in the white line position as a function of the additive (b); Leachability Indices of Re (c).

As a result of this study, it was found that the MKP matrix with the addition of BFS demonstrates the greatest strength and ability to retain Re (and consequently Tc) in an aqueous environment, due to the presence of a denser structure and high reducing properties of blast furnace metallurgical slag.

## JOINING OF SiC-BASED MATERIALS USING COMPLEX CERAMIC FILLERS

Lobach Kostiantyn, Kolodiy Igor, Kuprin Oleksandr, Rostova Hanna,  
Sayenko Sergey, Pylypenko Oleksandr, Pugach Sergii

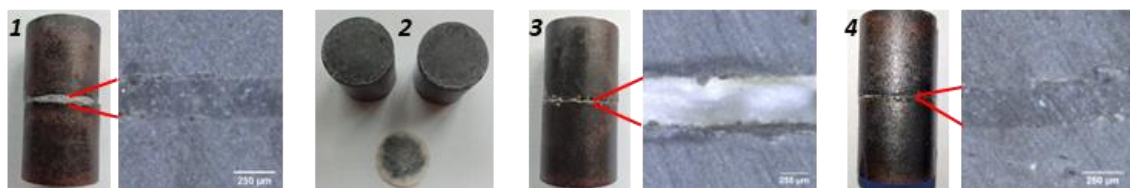
NSC KIPT, 1 Akademichna str., 61108 Kharkiv, Ukraine, [lobach0709@gmail.com](mailto:lobach0709@gmail.com)

Silicon carbide (SiC) has been widely considered for its excellent overall mechanical and physical properties, such as low density, good thermal-shock behavior, high-temperature oxidation resistance, and radiation resistance. As a result, SiC-based materials have been or are being widely used in most advanced fields involving aerospace, aviation, military, and nuclear power: SiC<sub>f</sub>/SiC composites [1] and monolithic SiC ceramics [2]. Joining silicon carbide (SiC) materials can, to some extent, solve the problems associated with the complexity of manufacturing large-sized and complex-shaped components.

Within the framework of the Euratom Eurad-2 programme, and in particular the “InCoManD” work package [3], SiC(Cr) ceramics have been proposed and are being investigated for the creation of containers for the geological disposal of high-level waste and spent nuclear fuel.

SiC(Cr)-based materials were prepared by hot pressing and high-temperature vacuum sintering methods. Cylindrical Cr-doped SiC sandwich samples were sealed using complex ceramic fillers with the following parameters of joining (or diffusion bonding): temperature 1400 °C; holding time at temperature 30 min; heating rate 4 °C/min; cooling rate 4 °C/min. We used the following complex ceramic fillers: 1) CaO-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-SiO<sub>2</sub> (25.9% CaO, 12.9% Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, 61.2% SiO<sub>2</sub>); 2) MgO-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-SiO<sub>2</sub> (19% MgO, 18% Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, 63% SiO<sub>2</sub>); 3) Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-SiO<sub>2</sub> (32% Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, 22% Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, 46% SiO<sub>2</sub>); 4) CaO-MgO-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-SiO<sub>2</sub> (19.5% CaO, 12.5% Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, 58% SiO<sub>2</sub>, 10% MgO).

Filler compositions #1, #3 and #4 showed good wettability and adhesion to SiC samples (figure below), whereas filler #2 melted but did not interact with the SiC samples (no joining occurred).



Also, SiC and SiC(Cr) samples were successfully sealed with thin PVD coatings of Ti-Al and Ti-Cr-Al systems. Optimization of the composition and joining process is currently in progress.

This research was carried out within the framework of the EURATOM project EURAD-2, grant agreement #101166718.

1. S.J. Zinkle, K.A. Terrani, J.C. Gehin, L.J. Ott, L.L. Snead. Accident tolerant fuels for LWRs: A perspective. *Journal of Nuclear Materials*, Volume 448, Issues 1–3, 2014, 374-379. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2013.12.005>.

2. K.V. Lobach, S.Y. Sayenko, I.V. Kolodiy, H.Yu. Rostova, I.O. Klimenko. SiC-based ceramics as a container for deep geological disposal of radioactive waste. *Problems of Atomic Science and Technology*, №4(152), 2024, 79-83. <https://doi.org/10.46813/2024-152-079>.

3. *European Partnership on Radioactive Waste Management – 2 (Eurad -2): Innovative and new container/canister materials under disposal fields conditions: manufacturing feasibility and improved durability (InCoMand), 2024-2029.* <https://www.ejp-eurad.eu/implementation/innovative-and-new-containercanister-materials-under-disposal-fields-conditions>.

## RESEARCH ON THE FROST RESISTANCE OF BORON-CONTAINING COMPOUNDS BASED ON GEOCEMENT

<sup>1</sup>Guzii S., <sup>2</sup>Rozko A., <sup>1</sup>Fomina T.

<sup>1</sup>State Institution "The Institute of Environmental Geochemistry of National Academy of Sciences of Ukraine", Kyiv, Ukraine, sguziy2@gmail.com

<sup>2</sup>M.P. Semerenko Institute of Geochemistry, Mineralogy and Ore Formation of the of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine

Within the framework of the State Topic of the National Academy of Sciences of Ukraine No. III-01-2021-2025 "Improvement of scientific principles of conditioning of liquid radioactive waste of Ukrainian nuclear power plants to ensure long-term safety of disposal" and the Horizon-Europe project No. 101166718 EURAD-2, research work was carried out to determine the stability of boron-containing compounds based on geocement during alternating freezing of samples in air and thawing in water. As the matrix of the compound, mordenite-type  $\text{Na}_2\text{O} \cdot \text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 8\text{SiO}_2 \cdot 15\text{H}_2\text{O}$  geocement was selected, and as the boron-containing component, an imitation containing the following compounds, wt.%:  $\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$  – 36.1;  $\text{NaNO}_3$  – 7.8;  $\text{NaOH}$  – 13;  $\text{KOH}$  – 2.1;  $\text{NaCl}$  – 0.3;  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  – 0.3;  $\text{SrCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O} + \text{CsNO}_3 \cdot \text{H}_2\text{O} + \text{SURFACTANTS}$  – 0.5;  $\text{H}_2\text{O}$  – 39.8. The density of the imitation is  $1.54 \text{ g/cm}^3$ , the total salt content is 60.2%. Samples measuring  $3 \times 3 \times 3 \text{ cm}$  after 28 days of hardening we tested for frost resistance for 25 cycles according to the basic method according to DSTU B V.2.7-48-96. The results obtained they given in the table and in the figure. The evaluation criteria after 25 test cycles are loss of compressive strength not more than 5%, loss of mass not more than 3%.

Table. Physical and mechanical properties

Imitate, %	After 28 days of hardening			After 25 freeze-thaw cycles				
	$\rho$ , $\text{g/cm}^3$	P, %	$R_{\text{cm}}$ , MPa	$\rho$ , $\text{g/cm}^3$	P, %	$R_{\text{cm}}$ , MPa	$\Delta R_{\text{cm}}$ , %	$\Delta m$ , %
0	1.8	2.2	21.6	1.6	8.5	17.2	20.4	9.6
15	1.7	0.4	13.8	1.3	21	12.6	8.7	23.5
30	1.6	0.4	9.5	1.2	38	6.7	29.5	35.5

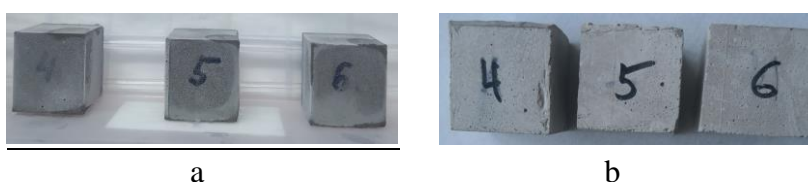


Fig. External condition of samples during (a) and after testing (b)

From the above data, it follows that the samples of compounds after 25 test cycles did not change their appearance and dimensions, but did not meet the criteria. This is due to the fact that the imitation contains many water-soluble salts, most of which did not bind with the geocement matrix and migrated into the water during testing. However, the strength of the compounds both at the rated age and after 25 freeze-thaw cycles significantly exceeds the criterion  $<4.9 \text{ MPa}$  according to the requirements of DSTU B V.2.7-214:2009 for such materials. Therefore, the idea of the grantors to pour such compounds into concrete containers without a steel shell is impractical due to possible seepage of radioactive waste through the concrete walls into the external space in the case of near-surface disposal.

## РОЗРОБКА СПОСОБУ ДЕМОНТАЖУ ГРАФІТОВОЇ КЛАДКИ ЯДЕРНИХ ЕНЕРГЕТИЧНИХ УСТАНОВОК

<sup>1,2</sup>Сімейко К.В., <sup>1</sup>Тегкаєв Є.Т., <sup>1</sup>Гавриленко В.С., <sup>2</sup>Остапчук М.В.,

<sup>1</sup>Хоменко Д.О., <sup>1</sup>Бережок М.О.

<sup>1</sup>Інститут проблем безпеки АЕС НАН України,

вул. Кірова, 36а, 07270, м. Чорнобиль, Київська обл., Україна, [k\\_simeyko@ukr.net](mailto:k_simeyko@ukr.net)

<sup>2</sup>Інститут газу НАН України, вул. Дегтярівська, 39, 03113, м. Київ, Україна.

Реакторний графіт становить одну з найбільших частин накопичених у світі твердих радіоактивних відходів, тому пошук способів поводження з ним є актуальною науковою проблемою. У реакторах енергоблоків Чорнобильської АЕС необхідно буде демонтувати понад 5,4 тис. тон опроміненого графіту, сумарною активністю близько  $1,2 \cdot 10^4$  Кі та загальним пожежним навантаженням  $2 \cdot 10^6$  ГДж, який має потенційну небезпеку для персоналу та навколишнього середовища. [1].

У розробленому авторами способі демонтажу графітової кладки ядерного енергетичного реактора дистанційно керований важкий маніпулятор підтримується системою мосту та візка, система конструкційної опори розташовує систему мосту та візка на відповідній висоті, щоб забезпечити демонтаж пов'язаного з ним ядерного реактора, міст рухається по конструкційній опорі вздовж певної осі, візок рухається по мосту вздовж осі, практично перпендикулярної до осі руху мосту, важкий маніпулятор встановлений на візку за допомогою поворотного підшипника, який дозволяє важкому маніпулятору гойдатися з боку в бік, важкий маніпулятор за допомогою ковша, взаємодіючи з гідравлічним молотом, гідравлічними ножицями та обладнанням для термічного різання, які розрізають та подрібнюють графітову кладку, забирає розрізані і подрібнені елементи графітової кладки та перекладає у контейнер, корпус для контролю забруднення підтримується конструкційним каркасом, який є частиною загальної структурної опорної системи, до зони різання та подрібнення графітової кладки під'єднується шланг, який прямує у контейнер, до якого приєднаний через фільтр тонкої очистки насос, графітовий пил відкачується насосом через шланг у контейнер зберігання радіоактивних відходів. Після забруднення фільтру тонкої очистки його переміщують у контейнер зберігання радіоактивних відходів [2].

При можливому використанні розробленого способу забезпечується можливість зменшення дози опромінення обслуговуючого персоналу за рахунок прямого потрапляння графітового пилу у контейнер зберігання радіоактивних відходів.

### Література:

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

2. Заявка на патент № u 2026 00925. МПК G21C 19/00 Спосіб демонтажу графітової кладки ядерного енергетичного реактору / К. В. Сімейко, А. В. Носовський, Є. Т. Тегкаєв, В. С. Гавриленко, Д. О. Хоменко, А. О. Дорошенко, Є. В. Малий, О. М. Скоблик. Пріоритет від 23.02.2026.

## PROSPECTS FOR THE APPLICATION OF TiO<sub>2</sub> TO ENHANCE THE PROTECTIVE PROPERTIES OF CEMENT MATRICES FOR THE MANAGEMENT OF IRRADIATED NUCLEAR GRAPHITE

<sup>1</sup>Skoblyk O.M., <sup>1,2</sup>Simeiko K.V.

<sup>1</sup>Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, Chornobyl, Ukraine, oleg.skoblyk@gmail.com

<sup>2</sup>The Gas Institute, NAS of Ukraine, Kyiv, Ukraine, [k\\_simeyko@ukr.net](mailto:k_simeyko@ukr.net)

Irradiated graphite is a specific type of radioactive waste generated in reactors with graphite moderators (RBMK, Magnox, AGR, research reactors). The primary radiological hazard is posed by long-lived  $\beta$ -emitters: <sup>14</sup>C (half-life of approximately 5,730 years), <sup>36</sup>Cl, as well as <sup>3</sup>H and activation products (<sup>60</sup>Co, <sup>152</sup>Eu). Special research attention is focused on the bonding forms of <sup>14</sup>C within the graphite structure and its potential mobility under long-term disposal conditions [1-2].

The management of irradiated graphite following the decommissioning of uranium-graphite nuclear installations is a pressing scientific challenge requiring viable technological solutions. One possible method for handling irradiated graphite is its encapsulation within a cement matrix.

Cement encapsulation is a technologically mature and economically attractive method for large-scale carbonaceous materials, ensuring mechanical stability, ease of scaling, and compatibility with existing radioactive waste conditioning infrastructure. Strengths: formation of a multi-barrier system, low process temperatures, and the possibility of compositional modification (micro-fillers, additives) to reduce permeability and radionuclide diffusion mobility. Limitations: potential leaching of anionic species (e.g., <sup>36</sup>Cl<sup>-</sup>), radiation-induced changes in the microstructure of the cement stone, and sensitivity to cracking due to shrinkage or aging in humid environments. Further improvement of irradiated graphite encapsulation technology involves the use of nanomodification, which can densify the pore structure of the cement, reduce permeability, increase resistance to  $\gamma$ -irradiation, and improve the radiation-shielding characteristics of the final composite.

### Conclusions:

1. The use of cementation technologies for irradiated graphite serves as an alternative to the most common management concepts, including incineration, pyrolysis, and direct disposal.
2. The addition of TiO<sub>2</sub> is expected to stabilize the cement matrix and reduce diffusion permeability, which is key to increasing the durability of the final irradiated graphite waste forms and improving the properties of the cement matrix during the encapsulation of graphite from nuclear installations.

### References:

1. Nosovskyi A. V. *Management of irradiated graphite during the decommissioning of NPP power units. Scientific News of NTUU "KPI". 2007. № 3 (53). P. 12–19.*
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Managing Irradiated Graphite Waste. IAEA-TECDOC-2072, Vienna: IAEA, 2024. ISBN 978-92-0-131624-0.*

## РОЗРОБКА СПОСОБУ ВИЛУЧЕННЯ РАДІОАКТИВНИХ ІЗОТОПІВ КОБАЛЬТУ ТА ХЛОРУ З ОПРОМІНЕНОГО ГРАФІТУ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК

<sup>1,2</sup>Сімейко К.В., <sup>3</sup>Малий Є.В., <sup>4</sup>Лобач К.В., <sup>1</sup>Дорошенко А.О., <sup>1</sup>Сабенін П.В.

<sup>1</sup>Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, м. Чорнобиль, Київська обл., Україна, [k.simeiko@ispnpp.kiev.ua](mailto:k.simeiko@ispnpp.kiev.ua)

<sup>2</sup>Інститут газу НАН України, м. Київ, Україна, [k\\_simeyko@ukr.net](mailto:k_simeyko@ukr.net)

<sup>3</sup>Інститут ядерних досліджень НАН України, м. Київ, Україна, [evgen.malyj@gmail.com](mailto:evgen.malyj@gmail.com)

<sup>4</sup>Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна, [lobach0709@gmail.com](mailto:lobach0709@gmail.com)

Реакторний графіт є одним з найбільш накопичених у світі твердих радіоактивних відходів, тому пошук способів поводження з ним є вкрай актуальною науковою проблемою [1]. Основними радіонуклідами у опроміненому графіті ядерних установок, які визначають його активність є  $^{14}\text{C}$ ,  $^{36}\text{Cl}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^3\text{H}$ .

Авторами розроблено спосіб вилучення радіоактивних ізотопів кобальту та хлору з опроміненого графіту [2], який проводять наступним чином: опромінений графіт, попередньо вилучений процедурою демонтажу графітової кладки [3,4] подрібнюють, далі до наважки подрібненого графіту додають луг (NaOH чи KOH) у співвідношенні 1:1,5 перемішують і завантажують у тигель, дану наважку поступово нагрівають у електричній печі до температури 200 °С та витримують протягом 2 годин, після чого оброблюють плавиковою кислотою (HF) у співвідношенні 1:5 при температурі 350 °С протягом 2 годин та подальшим фільтруванням. Очищений графіт залишиться на фільтрі, а радіоактивні ізотопи кобальту та хлору будуть знаходитися у розчині

Порівняно з іншими пропозиціями, в нашому способі зменшено час обробки графіту та забезпечено можливість вилучення радіоактивних ізотопів кобальту та хлору з опроміненого графіту за рахунок інтенсифікації хімічних реакцій та переведенні радіоактивних ізотопів кобальту та хлору в розчин. Розроблений спосіб може бути використаний при знятті з експлуатації атомних електростанцій з графітовим сповільнювачем і виробництві графіту.

### Література:

1. Носовський А. В. Поводження з опроміненим графітом при знятті з експлуатації енергоблоків АЕС. Наукові вісті НТУУ «КПІ». 2007. № 3 (53). С. 12–19.
2. Рішення про видачу патенту України №2899/ЗУ/26 від 17.02.2026 за заявкою № и 2025 04403. МПК G21F 9/28; C01B 32/215 (2017.01); C01B32/20. Спосіб вилучення радіоактивних ізотопів кобальту та хлору з опроміненого графіту / К.В. Сімейко, А.В. Носовський, Є.Т. Тегкаєв, К.В. Лобач, А.О. Дорошенко, М.Д. Бондарьков, О.М. Скоблик, В.С. Гавриленко. Приорітет від 09.09.2025р.
3. Заявка на патент № и 2026 00925. МПК G21C 19/00 Спосіб демонтажу графітової кладки ядерного енергетичного реактору / К.В. Сімейко, А.В. Носовський, Є.Т. Тегкаєв В.С. Гавриленко, Д.О. Хоменко, А.О. Дорошенко, Є.В. Малий, О.М. Скоблик. Приорітет від 23.02.2026
4. Заявка на патент № и 2026 00926. МПК G21C 19/00 Спосіб демонтажу графітової кладки ядерних установок / К.В. Сімейко, А.В. Носовський, Є.Т. Тегкаєв, М.В. Остапчук, В.С. Гавриленко, П.В. Сабенін, А.О. Дорошенко, Є.В. Малий, О.М. Скоблик. Приорітет від 23.02.2026.

## УДОСКОНАЛЕННЯ МЕТОДІВ ПОДРІБНЕННЯ ТА СОРТУВАННЯ ОПРОМІНЕНОГО ГРАФІТУ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК З ВИКОРИСТАННЯМ ШТУЧНОГО ІНТЕЛЕКТУ

<sup>1</sup>Дорман О.Ю., <sup>1,2</sup>Сімейко К.В.

<sup>1</sup>Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, м. Чорнобиль, Київська обл.,  
Україна, [daex@bigmir.net](mailto:daex@bigmir.net)

<sup>2</sup>Інститут газу НАН України, м. Київ, Україна, [k\\_simeyko@ukr.net](mailto:k_simeyko@ukr.net)

Удосконалення методів поводження з радіоактивними відходами, зокрема їх обробки, кондиціонування, зберігання та захоронення, залишається одним із ключових завдань ядерної галузі. Одним з видів радіоактивних відходів є опромінений графіт (ОГ) ядерних установок. На сьогоднішній день загальний обсяг опроміненого реакторного графіту (ОГ) оцінюється приблизно у 250 тисяч тон.

Ефективне розділення ОГ за рівнями радіоактивності дозволить суттєво зменшити обсяг високоактивних відходів та оптимізувати подальші технологічні операції. Тому розроблення нових безпечних та технологічно обґрунтованих методів його обробки є актуальним науково-прикладним завданням [1]. Традиційні методи поводження з ОГ не забезпечують достатньо ефективного розділення матеріалу за рівнем активності.

Методи досліджень: використання нейронних мереж комп'ютерного зору на основі безкоштовної бібліотеки з відкритим кодом OpenCV.

Авторами запропоновано комплексний підхід, що поєднує механічне подрібнення та автоматичне керування процесом із застосуванням технологій штучного інтелекту.

Основні етапи методу:

1. Радіометричний контроль блоків ОГ перед демонтажем.
2. Контрастне маркування («фарбування») радіоактивно забруднених поверхонь спеціальною речовиною для їх подальшої візуальної ідентифікації та класифікації.
3. Механічне подрібнення із використанням вдосконаленого кульового млина з розвантаженням через решітку.
4. Автоматичне керування процесом на основі радіаційного контролю та аналізу зображень.

Цифровий пристрій фіксує зображення ОГ після подрібнення. Алгоритми комп'ютерного зору, підсилені нейронними мережами, здійснюють класифікацію матеріалу та керують подальшим розділенням та розподілом за категоріями активності. Це дозволяє мінімізувати участь персоналу та знизити радіаційні ризики. Як інструмент первинної обробки зображень розглядається застосування методу k-середніх (k-means) для кластеризації цифрових зображень у форматі RGB з метою отримання палітри k кольорів з подальшим аналізом відхилення від кольору контрастної речовини та їх внеску в загальну картину.

Запропонований підхід до подрібнення та сортування опроміненого графіту з використанням технологій штучного інтелекту є перспективним напрямом підвищення ефективності та безпеки систем поводження як з ОГ та і з іншими радіоактивними відходами.

### Література:

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

**ВИГОТОВЛЕННЯ ЕТАЛОНІВ УРАНОВИХ МАТЕРІАЛІВ ДЛЯ ГАМА-СПЕКТРОМЕТРИЧНИХ ДОСЛІДЖЕНЬ В ЯДЕРНІЙ КРИМІНАЛІСТИЦІ**  
**Vanzha S.O., Kutnii D.V., Burdeinyi D.D., Medvedev O.V., Afanasieva I.O., Afanasiev S.N., Sashenko S.O., Zyma G.V.**

NSC “Kharkiv Institute of Physics and Technology” of NASU, Kharkiv, Ukraine  
[stvanzha@gmail.com](mailto:stvanzha@gmail.com)

Зі зростанням ядерної промисловості підвищуються ризики незаконного обігу ядерних і радіоактивних матеріалів. Особливо актуальною є проблема виявлення та аналізу уранових матеріалів, які можуть походити з різних стадій ядерного паливного циклу та використовуватися як у мирних, так і у потенційно небезпечних цілях. У таких випадках важливим завданням ядерної криміналістики є встановлення походження матеріалу, методів його обробки, ізотопного складу та рівня збагачення за ізотопом  $^{235}\text{U}$ .

Одним із найбільш ефективних інструментів аналізу є гамма-спектрометричні методи неруйнівного аналізу, які дозволяють визначати ізотопний склад і кількісні характеристики ядерних матеріалів без їх руйнування. Перевагами цих методів є висока чутливість, швидкість проведення вимірювань, відсутність складної пробопідготовки та утворення радіоактивних відходів. Завдяки цьому вони широко застосовуються як для обліку та контролю ядерних матеріалів, так і для криміналістичних досліджень вилучених зразків.

Ключовою умовою забезпечення достовірності гамма-спектрометричних вимірювань є використання еталонних зразків, за допомогою яких здійснюється калібрування детекторів та побудова залежності між сигналом системи та масою або ізотопним складом матеріалу. При цьому необхідно враховувати ефективність реєстрації, геометрію вимірювань, наявність поглиначів і коліматорів, а також ефекти самопоглинання та розсіяння гамма-квантів у зразку. Таким чином, еталони повинні бути максимально репрезентативними щодо досліджуваних матеріалів за хімічним складом, фізичною формою та діапазоном збагачення. Відсутність таких еталонів у лабораторній практиці суттєво знижує достовірність результатів експертизи.

В роботі представлено результати з виготовлення еталонів уранових матеріалів для гамма-спектрометрії, що охоплюють широкий діапазон збагачень за ізотопом  $^{235}\text{U}$  (від природного рівня 0.7 % до низькозбагаченого урану 19.78 %), характерного для ядерного палива експериментальних, дослідницьких та енергетичних реакторів. Еталони створювалися у різних фізичних формах — порошки оксидів урану, паливні таблетки, мікросферичні вироби, металевий уран та його сплави — що забезпечує їх придатність для аналізу матеріалів на різних стадіях паливного циклу. Проведена державна метрологічна атестація підтвердила можливість їх офіційного використання у вимірюваннях. Таким чином, виготовлення еталонів уранових матеріалів слід розглядати не лише як засіб забезпечення калібрування гамма-спектрометричної апаратури, а як критично важливий елемент системи обліку і контролю ядерних матеріалів та ядерно-криміналістичної експертизи.

## **TESTING AND ANALYSIS OF INDOOR RADON IN UNDERGROUND SCHOOLS, SCHOOLS IN METRO AND UNDERGROUND SHELTERS.**

**<sup>1</sup>Solodovnikova L.M., <sup>1</sup>Semynozhenko V.P., <sup>2</sup>Pavlenko T.O.**

<sup>1</sup>Scientific and Technological Complex Institute of Single Crystals of the National Academy of Sciences of Ukraine; 60 Nauki Ave., Kharkiv, 61072 Ukraine;

<sup>2</sup>Institution "Marzиеiev Institute for Public Health of the National Academy of Medical Sciences of Ukraine", Kyiv, Ukraine;

[lidy\\_@ukr.net](mailto:lidy_@ukr.net), [semynozhenko@isc.kh.ua](mailto:semynozhenko@isc.kh.ua), [tpavlenko@ukr.net](mailto:tpavlenko@ukr.net)

Assessment of dangerous risks to human life and health arising from military operations is extremely important. Given the entire territory of Ukraine suffers from regular shelling and bombing, its Southern territories in particular, construction of underground schools and schools in metro facilities for safe education of children as well as underground shelters for children and adults forced to be there under attacks is urgently required. 33 underground schools were built in frontline regions by the first of September, 2025; more than 200 underground schools and shelters have been planned and under construction now. Thus, in Kharkiv, since September 1, 2025, offline classes have been held in seven underground schools, in metro schools at six metro stations, and in certified shelters at educational institutions. Three more underground schools have been opened since January 1, 2026, and new underground schools are under construction. Significant part of the territory of Ukraine is located on a crystalline shield with a high content of uranium-238 and thorium-232 as well as use of granite as a building material contribute to the intensive emanations of radioactive gases radon-222 and thorium-220, and their accumulation in various underground structures. An indicator of radon hazard is the volumetric activity of indoor radon-222. Under the Radiation Safety Standards of Ukraine, the regulatory value is the average annual equivalent equilibrium volumetric activity (ERA) for indoor radon, which should not exceed 50 Bq/m<sup>3</sup> for new and reconstructed buildings, as well as children's, sanatorium-resort and medical and health-improving institutions, and 100 Bq/m<sup>3</sup> for buildings that are operated [1]. Amendments to the Law of Ukraine "On Protection of Humans from Exposure to Ionizing Radiation" (Verkhovna Rada of Ukraine, 1998) introduced in August 2023 require the determination of radiation risks from indoor radon-222 for children who spend a lot of time in underground schools, metro schools, and underground shelters. The above is ensured by the representativeness of the studies (sampling, appropriate number of measurements, etc.) for further assessment of exposure levels, the availability of methods for installing and removing radon meters, conducting integral measurements of the ERA for indoor radon, determining the appropriate effective exposure doses, calculating risk values, and developing recommendations for remediation [2].

### **References:**

- 1. Radiation Safety Standards of Ukraine. Supplement: Radiation Protection from Potential Exposure Sources (HPEY-97/Д-2000). Approved by the Resolution of the Chief State Sanitary Doctor of Ukraine dated 12.07.2000. № 116. K., 2000. 25 p.*
- 2. L.M. Solodovnikova, V.P. Semynozhenko, T.O. Pavlenko. Assessment of radon hazard levels of underground schools and underground shelters. Current issues of public health and environmental safety in Ukraine, 2025, №25, p. 152-154.*

## ПЕРСПЕКТИВИ ВИКОРИСТАННЯ МЕТАЛ-ОРГАНІЧНИХ КАРКАСІВ ДЛЯ ПОГЛИНАННЯ РАДІОНУКЛІДІВ В ВИКИДАХ АТОМНОЇ ПРОМИСЛОВОСТІ

<sup>1</sup>Удовицький В.Г., <sup>1</sup>Литвиненко В.В., <sup>2</sup>Соколенко В.І.

<sup>1</sup>Інститут електрофізики і радіаційних технологій НАН України

<sup>2</sup>Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут»

[udovvg@meta.ua](mailto:udovvg@meta.ua)

У зв'язку з вираженим сучасним трендом на розвиток ядерної енергетики, а також широким застосуванням радіоактивних матеріалів в промисловості, медицині та ін. наразі в світі значно зростає кількість радіоактивних відходів, які можуть потрапляти в довкілля та впливати на обслуговуючий персонал. Найбільша кількість таких відходів утворюється в атомній промисловості на всіх етапах ядерного циклу. Тому проблема ефективного видалення радіонуклідів з повітряних та водних скидів АЕС є важливою для зменшення її негативного впливу на оточуюче середовище і здоров'я населення.

Для поглинання радіонуклідів з газових і рідких відходів використовуються різні методи. Одним з ефективних методів є екстракція радіонуклідів сорбентами. В якості сорбентів для цієї мети можуть використовуватись різні пористі матеріали. Такі матеріали повинні мати розвинену поверхню і високу сорбційну здатність, а також бути стабільними в різних умовах використання, що забезпечить стабільність їх експлуатаційних характеристик і довготривалу працездатність. Значні перспективи використання як сорбентів радіонуклідів мають метал-органічні каркаси (МОК, metal-organic frameworks, MOF) [1]. Вони являють собою хімічні сполуки, в яких окремі іони металів або поліядерні фрагменти зв'язані між собою органічними «містковими» молекулами.

Наразі вже опубліковано багато робіт, присвячених питанням синтезу, дослідженню властивостей і практичного використання МОК для різних цілей і кількість таких публікацій щорічно збільшується. В даній роботі здійснюється обґрунтування доцільності використання МОК для поглинання радіонуклідів в викидах атомної промисловості. Перелік радіонуклідів, які містяться в відходах, досить великий. Радіонукліди сполук урану можуть потрапляти в оточуюче середовище, як в атмосферу, так і в водне середовище, на різних етапах ядерного циклу, починаючи від видобутку урану і завершуючи переробкою та захороненням відпрацьованого палива. Важливим є те, що матеріали на основі відповідних МОК можуть виконувати дві функції – поглинання радіонуклідів урану і одночасно детектування активності сорбента з поглинутими нуклідами [2]. Згідно публікаціям використання МОК дає хороші можливості поглинання з викидів також різних сполук йоду, зокрема, йодистого метилу, який є дуже токсичною сполукою [3]. Запобігання потраплянню йодистого метилу здійснюється зазвичай з використанням вугільних сорбентів, які встановлюються на повітряних фільтрах. Водночас стоїть задача оптимізації сорбційних характеристик активованого вугілля шляхом імпрегнування низкою сполук, до яких можуть належати і метал-органічні каркаси.

1. Keshta B. E. et al. Metal-organic frameworks for nuclear waste remediation: A review of cutting-edge advances and applications. *Adv. in Colloid and Interface Science*, 2026, 103875.
2. Liu H. et al. Metal-organic framework-based materials for adsorption and detection of uranium (VI) from aqueous solution. *ACS omega*, 2022, 7.17: 14430-14456.
3. Zhang X. et al. Adsorption of iodine in metal-organic framework materials. *Chemical Society Reviews*, 2022, 51.8: 3243-3262.

## **EFFECT OF PRESSURE AND TEMPERATURE ON THE IMMOBILIZATION OF INCINERATED RADIOACTIVE WOOD ASH IN GEOPOLYMER MATRIX**

**<sup>1,2</sup>Svitlychnyi Y., <sup>1</sup>Sayenko S., <sup>2</sup>Shabalin B., <sup>1</sup>Shkuropatenko V., <sup>1</sup>Kholomieiev H., <sup>1</sup>Pylypenko O.**

<sup>1</sup>National Science Center “Kharkiv Institute of Physics & Technology” (KIPT), Kharkiv, Ukraine, [esvitlychniy@i.ua](mailto:esvitlychniy@i.ua)

<sup>2</sup>State Institution “The Institute of Environmental Geochemistry of National Academy of Sciences of Ukraine”, Kyiv, Ukraine

Intensive researches are focusing now in the world on the development of suitable materials for radioactive waste (RAW) immobilization. Geopolymers (GP) occupy one of the leading places among studied materials. In KIPT the method for incorporating liquid RAW into GP was developed and optimized in terms of compliance with European waste acceptance criteria (WAC). The obtained GP based on fly ash (FA), blast-furnace slag (BFS) and metakaolin (MK) mix is characterized with accepted workability, setting time – 20 h, dense, homogeneous structure and compressive strength – 32 MPa.

One of the new routes to improve the GP characteristics is realizing with application of the hot pressing (HP) method, where the pressure (P) and temperature (T) of process play an important role.

The present study aimed at assessing the effect of HP parameters: P and T on the GP properties. In the research Ukrainian raw materials: FA, BFS, MK were used. Potassium hydroxides and potassium liquid glass were used as alkaline activators. Preliminary tests were conducted with GP without RAW simulants to optimize the parameters and after the research was performed with addition of simulant in GP matrix. Incinerated wood ash was used as the simulant of RAW (radiation-contaminated wood Chernobyl region). Firstly, the dry mixture of raw materials: MK, FA, BFS was prepared and secondly, the alkaline activator based on liquid mixture of components: distilled water, potassium hydroxide and potassium glass was prepared. Then the dry mixture was added to activator and mixed for 20 minutes to make a fresh GP paste, which was placed into mold and installed to lab hot press. Then, HP was realizing and formed GP were pressed out and cured at room temperature for 28 d.

The effect of pressure and temperature on the GP properties was determined and the optimal parameters for obtaining samples with advanced strength (40 MPa) were established: T = 80 °C and P = 60 MPa.

Experiments with addition of wood ash (20 - 40 vol.%) in GP matrix were performed with optimized parameters. Study of the GP properties obtained with HP method was performed in comparison with GP obtained with ordinary casting technology. GP samples with 20 - 40 vol.% of wood ash formed by HP method have increased density and strength (15 – 20 %). This finding indicates the advantageous effect of P and T on the immobilization of radioactive incinerated wood ash in GP matrix.

Thus, the method of immobilizing radioactive wood ash into a GP matrix using the HP makes it possible to obtain samples that are corresponding to WAC for mechanical strength ( $\geq 5$  MPa). The microstructure study of GP with wood ash demonstrated that the obtained samples are characterized by dense and homogenous structure with the main phases: quartz, ackermanite and mullite.

Research was carried out within the framework of the program of the Academy of Sciences of Ukraine (Project state registration №0121U110091), as well as with participation in the EU Predis project funding from the Euratom research and training program under grant agreement No 945098.

## ІМПУЛЬСНІ ЕРОЗІЙНІ ДЖЕРЕЛА МЕТАЛ-ОКСИДНОЇ ПЛАЗМИ ДЛЯ ІМІТАЦІЙНИХ ЕКСПЕРИМЕНТІВ З МАГНІТОПЛАЗМОВОЇ СЕПАРАЦІЇ ВЯП/РАВ

Катречко В.В., Бровкін Б.О., Юферов В.Б., Вінніков Д.В., Ткачов В.І.,  
Озеров О.М., Онищенко І.М., Петренко С.О.

ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут», Харків, Україна

[brovkin.bogdan22@gmail.com](mailto:brovkin.bogdan22@gmail.com)

Для моделювання процесів переробки відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) та радіоактивних відходів (РАВ) розробляється концепція плазмового сепаратору, у якому використовується нерадіоактивна багатокомпонентна суміш оксидів, що імітує склад ВЯП. Раніше для очищення плазми від домішок досліджувалися особливості руху плазми у магнітних полях різної конфігурації, а також умови її дрейфу у схрещених електричному та магнітному полях [1-3].

В даній роботі для створення плазми, що імітує склад тугоплавких компонентів ВЯП, використовуються імпульсні ерозійні джерела метал-оксидної плазми. Формування плазми здійснюється за допомогою коаксіальних ерозійних гармат з електродними системами  $Ti-Zr-ZrO_2$  та  $W-ZrO_2-Nb$ , які забезпечують генерацію цільної багатокомпонентної плазми з важкими іонами металів та їх оксидів. Плазмовий потік інjektується у вакуумну камеру сепаратора, де в умовах схрещених електричного та магнітного полів відбувається азимутальне обертання плазми та радіальне розділення іонів за їх масою.

Магнітне поле сепаратора формується системою соленоїдів і створює область з неоднорідним аксіальним полем, у якій відбувається дрейф плазми та дифузія іонів більш важких мас у радіальному напрямку. Це забезпечує умови для просторового розділення іонів та їх перехоплення спеціальними колекторами. У роботі досліджуються особливості транспортування плазми у схрещених полях та перерозподіл іонних потоків між радіальним і торцевим колекторами залежно від параметрів електричного та магнітного полів.

Отримані результати підтверджують можливість керування динамікою потоків іонів у демонстраційно-імітаційному сепараторі та показують перспективність використання технології для отримання високочистих елементів за для ядерної енергетики України.

### Література:

1 Nash K L and Nilsson M 2015 *Introduction to the reprocessing and recycling of spent nuclear fuels in Reprocessing and Recycling of Spent Nuclear Fuel* ed R Taylor (Cambridge: Woodhead Publishing) pp 3–25

2 Katrechko V V, Yuferov V B, Vinnikov D V, Tkachev V I, Ozerov A N, Onishchenko I M, Petrenko S O and Brovkin B O 2025, *Pulsed source of titanium, zirconium and oxygen plasmas mixture for magnetoplasma separator DIS-1*, *Problems of Atomic Science and Technology* 2025 No. 3, (art. ID / DOI: 10.46813/2025-157-107)

3 Katrechko V V, Yuferov V B, Ilichova V O and Khizhnyak S N 2021, *Spatial separation of ions of a given mass range in the demo-imitation separator at the first turn of ionic trajectory*, *Problems of Atomic Science and Technology* 2021 No. 4 118–121

## РОЗРАХУНОК ЗАЛИШКОВОГО ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ ВЯП: ЗАСТОСОВНІСТЬ МІЖНАРОДНИХ СТАНДАРТІВ ДЛЯ ВВЕР-1000

Ладан С.П., Борисенко В.І.

Київський Академічний Університет, м. Київ, Україна, [sergeyladan@gmail.com](mailto:sergeyladan@gmail.com)

Відповідно до [1] потужність залишкового енерговиділення (ПЗЕ) - це теплова потужність ядерного палива, що утворюється в результаті радіоактивного розпаду продуктів поділу та активації ядерного палива. На відміну від енергії поділу ядерного палива його залишкове енерговиділення продовжується після припинення самопідтримувальної ланцюгової реакції поділу (зупину ядерного реактора).

В перші ~10 років (після припинення опромінення) основна частина залишкового енерговиділення визначається енергією  $\beta$ - і  $\gamma$ -випромінювання продуктів поділу. Вклад від розпаду трансуранових ізотопів збільшується від тисячних долей % після зупину ядерного реактора, до визначальної ~90 % протягом ~200 років.

В роботі представлено розрахунок та порівняння значень ПЗЕ методами та інструментами SCALE [2] та відповідно до методів ISO 10645:2022 – сума складових  $P_S(t, T)$ ,  $P_B(t, T)$ ,  $P_A(t, T)$ ,  $P_{Cs}(t, T)$ ,  $P_E(t, T)$  [1] для ТВЗ з початковим збагаченням в 4,4% до вигорання в 52 640 МВт·д/т U при постійній питомій потужності ядерного палива у 40 МВт/т U протягом паливної кампанії.

Як було показано в [3] припущення та спрощення, прийняті при визначенні ПЗЕ ОЯП в СОУ НАЕК 099:2023 [4], є недостатньо обґрунтованими, призводять до значних похибок.

На відміну від розрахунків у відповідності до СОУ НАЕК 099:2023, розрахунки відповідно до ISO 10645:2022, як показано в роботі, мають кращу збіжність з розрахунками в SCALE та дають можливість їх використання для оперативного визначення ПЗЕ ТВЗ у відповідності до фактичного графіку навантаження ТВЗ під час її експлуатації.

### Література:

1. ISO 10645:2022. Nuclear energy - Light water reactors - Decay heat power in non-recycled nuclear fuels. Geneva, ISO, 2022.
2. SCALE Code System. Oak Ridge National Laboratory: official website. Available at: <https://www.ornl.gov/onramp/scale-code-system>.
3. Ладан С.П., Борисенко В.І. Методи розрахунків залишкового енерговиділення опроміненого ядерного палива відповідно до міжнародних стандартів ISO 10645/ANS-5.1 // Ядерна енергетика та довкілля № 2 (33) 2025. С. 45-55. [doi.org/10.31717/2311-8253.25.2.5](https://doi.org/10.31717/2311-8253.25.2.5)
4. СОУ НАЕК 099:2023 Поводження з ядерним паливом. Радіаційні характеристики і залишкове енерговиділення відпрацьованих тепловидільних збірок ВВЕР-1000

## **ВПЛИВ УМОВ СВІТЛОЗБОРУ В ОРГАНІЧНИХ СЦИНТИЛЯЦІЙНИХ ДЕТЕКТОРАХ НА ЯКІСТЬ НЕЙТРОН ГАММА РОЗДІЛЕННЯ ДЛЯ СИСТЕМ РАДІАЦІЙНОГО МОНІТОРИНГУ**

**Новгородцев В.О., Колесніков О.В., Нагорняк В.Т.**

Інститут сцинтиляційних матеріалів НАН України, м. Харків, Україна,  
[novgorodvo@gmail.com](mailto:novgorodvo@gmail.com)

У системах радіаційного моніторингу, ядерній фізиці, ядерній енергетиці, а також у задачах нерозповсюдження ядерних матеріалів широко застосовуються сцинтиляційні детектори для реєстрації нейтронів та гамма-випромінювання. Зазвичай нейтрони реєструються у присутності гамма-фону, що потребує розділення сигналів реєстрації нейтронів і гамма-випромінювання. Для вирішення цієї задачі використовуються органічні сцинтилятори, зокрема транс-стильбен, паратерфеніл та пластмасові сцинтиляційні матеріали, які дозволяють здійснювати розділення подій за формою імпульсу.

Якість нейтрон-гамма розділення в органічних сцинтиляційних детекторах визначається не лише властивостями матеріалу, але й умовами світлозбору. Оскільки форма та амплітуда реєстрованих імпульсів залежать від кількості і часу зареєстрованих фотонів, умови світлозбору можуть істотно впливати на ефективність розділення сигналів. До важливих факторів, що впливають на світлозбір та якість розділення, належать тип відбивного покриття, характеристики оптичного вікна між сцинтилятором та фотодетектором, а також властивості фотодетекторів.

Метою даної роботи є визначення взаємозв'язку між умовами світлозбору в органічних сцинтиляційних детекторах та їх основними функціональними характеристиками — якістю нейтрон-гамма розділення, параметром FOM, ефективністю роздільної реєстрації тощо. Зокрема досліджено вплив умов відбиття на зовнішніх поверхнях детектора (дифузне чи дзеркальне) та способу обробки поверхонь (матовані чи поліровані). Також проаналізовано вплив узгодження спектра пропускання вихідного вікна зі спектром люмінесценції сцинтилятора на світловий вихід та функціональні характеристики детекторів різного розміру і співвідношення висоти до діаметра.

Розглянуто застосування різних типів фотоприймачів: вакуумних фотопомножувачів (ФЕП), площа фотокатода яких дорівнює площі вихідного вікна сцинтилятора, та кремнієвих фотопомножувачів SiPM, що мають значно менші розміри порівняно з вихідним вікном. Встановлено вплив кількості застосованих SiPM та різних варіантів їх розташування на поверхні вихідного вікна детектора на ефективність світлозбору. Наведено порівняльний аналіз окремих конфігурацій з точки зору ефективності збору світла.

Визначено залежність функціональних характеристик детектора від коефіцієнта підсилення та режимів роботи фотодетектора.

Отримані результати можуть бути використані під час розроблення сцинтиляційних детекторів для систем радіаційного моніторингу, задач контролю ядерних матеріалів та інших застосувань.

## ОГЛЯД ПІДХОДІВ ДО ДЕМОНТАЖУ ГРАФІТОВОЇ КЛАДКИ ЯДЕРНИХ УСТАНОВОК

<sup>1</sup>Тегкаєв Є.Т., <sup>1,2</sup>Сімейко К.В.

<sup>1</sup>Інститут проблем безпеки АЕС НАН України,

вул. Кірова, 36а, 07270, м. Чорнобиль, Київська обл., Україна, [tegkaev@ukr.net](mailto:tegkaev@ukr.net)

<sup>2</sup>Інститут газу НАН України,

вул. Дегтярівська, 39, 03113, м. Київ, Україна.

На сьогодні в світі експлуатується близько 420 ядерних енергетичних реакторів, й срок експлуатації більшості з них спливає. До 2050 року майже половина з нині працюючих реакторів може бути остаточно зупинена та їх потрібно буде виводити з експлуатації [1].

Виведення з експлуатації крупного ядерного об'єкту це складна технологічна процедура, яка вимагає значних витрат часу та коштів. Виведення з експлуатації реакторів з графітом в якості сповільнювача є ще більш витратним заходом через значні розриси та складність конструкції.

Сучасні підходи та технології пропонують дві стратегії до демонтажу графітової кладки [2]:

1. Негайний демонтаж (Immediate Dismantling): Початок робіт невдовзі після зупинки. Вимагає складних робототехнічних рішень через високі поля випромінювання.

2. Відкладений демонтаж (Safe Store / SAFSTOR): Консервація реактора на 40–60 років. Це дозволяє розпастися короткоживучим ізотопам (наприклад, кобальту-60), що значно полегшує доступ персоналу, але не вирішує проблему радіоуглецю період напіврозпаду якого становить 5730 років.

Демонтаж зазвичай проводиться дистанційно за допомогою маніпуляторів використовуючі такі технологічні методи вилучення [3]:

1. Механічне подрібнення та різання: Використання фрез, дискових пил або гідравлічних ножиць. Основний мінус — утворення великої кількості радіоактивного графітового пилу, який є вибухонебезпечним.

2. Поштучне вилучення блоків: Найбільш акуратний метод. Спеціальні захвати (грипери) дістають цілі цеглини графіту. Це мінімізує пил, але потребує складної системи візуалізації та точного позиціонування маніпулятора.

3. Вакуумна екстракція: Використовується для збору дрібних уламків та пилу, що утворилися під час експлуатації або демонтажу.

На сьогодні світовий досвід схиляється до поєднання дистанційного поштучного вилучення з наступною тривалою ізоляцією у спеціальних контейнерах або переробки опроміненого графіту.

### Література:

1. Michael I. Ojovan *Processing of Irradiated Graphite: The Outcomes of an IAEA Coordinated Research Project*, Materials Research Society 2017.

2. *Decommissioning strategies and dismantling techniques*,

<https://www.bundesumweltministerium.de/WS3638-1>

3. NEA *Nuclear Innovation 2050 R&D Cooperative programme proposal Nuclear reactor dismantling demonstrator* 2018.

## СИНТЕТИЧНІ ЧЕРАЛІТИ ЯК КОНСЕРВУЮЧІ МАТРИЧНІ МАТЕРІАЛИ ДЛЯ ІММОБІЛІЗАЦІЇ РАДІОНУКЛІДІВ З ВОДНИХ СЕРЕДОВИЩ

<sup>1</sup>Шабалін Б.Г., <sup>1</sup>Міцюк Н.Б., <sup>2</sup>Саєнко С.Ю., <sup>1,2</sup>Світличний Є.О.

<sup>1</sup>Державна Установа «Інститут геохімії та навколишнього середовища НАН України», м. Київ, Україна, [b\\_shabalin@ukr.net](mailto:b_shabalin@ukr.net)

<sup>2</sup>Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут НАН України», м. Харків, Україна

Останнім часом значна увага приділяється вивченню мінералоподібних керамічних матеріалів, зокрема, фосфатам, що можуть використовуватись як основа матричних матеріалів для іммобілізації радіонуклідів і захоронення радіоактивних відходів [1]. У зв'язку з цим велике значення набуває розробка наукових засад локалізації радіонуклідів у потенційних мінералах-концентраторах та прогнозування їх хімічного складу та іммобілізаційних властивостей. Однією з перспективних може бути матриця на основі подвійного кальцій-торієвого ортофосфату  $\text{CaTh}(\text{PO}_4)_2$ , що зустрічається в природі у вигляді мінералу чераліту.

У роботі вивчено умови синтезу в системі  $\text{ATh}(\text{PO}_4)_2$  ( $\text{A}=\text{Ca}^{2+}$ ,  $\text{Sr}^{2+}$ ,  $\text{Cd}^{2+}$ ,  $\text{PZЕ}^{3+}$ ). Кальцій-торій фосфати синтезовано з водних розчинів нітратів елементів (кваліфікації «ч. д. а.») і  $(\text{NH}_4)_2\text{HPO}_4$  визначених концентрацій за мольних співвідношень  $\text{Ca}^{2+}$ , Th, P і стабільних імітаторів радіонуклідів, а також Cd як можливого поглинача нейтронів. З осадів упарювали воду і перетирали твердий залишок, ступінчасто нагрівали, спочатку до температури 600 °С протягом 2 год, а потім до 900 - 1000 °С – 1 год. У подальшому порошки пресували у таблетки і нагрівали ізотермічно до 900 - 1000 °С впродовж 2 год. Під час термообробки за температур 900 - 1000 °С порошки являють собою однорідні глобули невизначеного габітусу розміром 0,5 - 1,6 мкм, що міцно зціплені і утворюють асоціати розміром 10 - 12 мкм.

Методами порошкової рентгенографії і ІЧ спектроскопічного аналізу встановлено формування монофаз монацитового типу і підтверджено реалізацію ізоморфного заміщення у структурі кальцій-торій фосфатів.

Зразки піддавали радіаційному  $\gamma$ -опроміненню. Поглинена максимальна доза складала  $3,0 \times 10^7$  Гр, час набору дози - 60 діб. Рентгенографічні і ІЧ-спектроскопічні характеристики вихідних і радіаційно опромінених зразків практично не зазнали будь-яких змін.

Швидкість вилуговування Ca, Sr, La і P з керамічних зразків впродовж 15 діб є інконгруентною (тест МСС-2,  $T = 150$  °С) та у середньому на один-два порядки є нижчою ( $10^{-3}$  -  $10^{-4}$  г/м<sup>2</sup>·д) ніж для лужного боросилікатного скла ( $10^{-2}$  г/м<sup>2</sup>·д, скло R7T7, Франція).

Досягнуті результати демонструють прийнятну хімічну стійкість чералітових систем з отриманням певних твердих розчинів з імітаторами радіоактивних актиноїдів, лантаноїдів, стронцію, а також кадмію для утворення термодинамічно стабільних керамічних матеріалів, які зменшують небезпеки, що виникають внаслідок радіаційного впливу або реакцій вилуговування.

### Література:

1. Oelkers E.H. *Phosphates and nuclear waste storage* / Oelkers E.H., Montel J.M. // *Elements*. – 2008. – V. 4. – № 2. – P. 113–116.

## **ПРИЛАДИ АКП У ЗАБЕЗПЕЧЕННІ ЯДЕРНОЇ, РАДІАЦІЙНОЇ І ЕКОЛОГІЧНОЇ БЕЗПЕКИ ТА ПРИ ПОВОДЖЕННІ З РАВ**

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

Науково-виробниче підприємство «АтомКомплексПрилад», Київ, Україна

[akp@akp.kiev.ua](mailto:akp@akp.kiev.ua)

Прилади «АтомКомплексПрилад» використовуються на всіх АС України в умовах нормальної експлуатації та в аварійних умовах для моніторингу стану фізичних бар'єрів АС, вимірювання активності технологічних рідин АС, характеристикації РАВ, моніторингу санітарно-захисної зони та зони спостереження АС.

Моніторинг стану оболонок ядерного палива може бути виявлене за допомогою комплексу СТПК-01, що встановлений на більшості енергоблоків АС. Комплекс дозволяє визначати активність ключових радіонуклідів  $^{131-135}\text{I}$  та інших нуклідів на вимогу замовника.

Моніторинг цілісності трубок парогенератора забезпечує ПТК «АЗОТ-16-ПГ» призначений для безперервного контролю величини протікань теплоносія з першого контуру у другий методом реєстрації гамма-випромінення ізотопу  $^{16}\text{N}$  в гострій парі.

Пристрій детектування УДЖГ-А06Р виконує вимірювання об'ємної активності гамма-випромінюючих нуклідів у рідині технологічних контурів АС.

В умовах нормальної експлуатації АС виконує радіаційний моніторинг санітарно-захисної зони та зони спостереження згідно Регламенту радіаційного контролю засобами АСРК та лабораторними методами.

У разі аварії або аварійної ситуації на АС згідно інструкції з ліквідації аварій проводяться додаткові заходи радіаційного моніторингу:

Визначення забруднення довкілля  $\beta$ - та  $\gamma$ -випромінюючими нуклідами методами відбору проб, що може бути виконано за допомогою лінійки наших спектрометрів серій «СЕГ» та «СЕБ»;

На основі документу ІАЕА-tecdoc-1092, АКП розробив і випробував прилад ПРС-01 і методику виконання вимірів поверхневої активності ґрунту. Методика перевірена у численних випробуваннях в Зоні ЧАЕС і в зоні аварії на Фукусимі.

Для характеристикації радіоактивних відходів АКП розробив і упровадив установку СЕГ-001М «АКП-с»-ТРО та СТП НАЕК «Енергоатом» СТП 0.03.051-2004 і МВІ №7-27-05. Установка дозволяє визначати активність РАВ. Такі установки впроваджені на всіх АС України.

Для аварій АС з пошкодженням першого контуру реактора суттєвим фактором небезпеки є можливість наявності у викидах матеріалів опроміненого ядерного палива  $\alpha$ - випромінювачів -  $^{238, 239, 240, 241}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ .

Така інформація може бути отримана за допомогою неруйнівного методу визначення ядерних матеріалів з використанням комбінованого  $\beta$ -  $\gamma$ - спектрометра з використанням методики нуклідних векторів. Нами розроблені методика та комбінований  $\beta$ -  $\gamma$ - спектрометр, що впроваджені у Зоні відчуження ЧАЕС.

В умовах нормальної експлуатації проводиться регулярний радіаційний контроль робітників на лічильниках випромінювання людини (ЛВЛ). В аварійних умовах проводиться визначення дози репрезентативної особи. Нами розроблені та впроваджені одно- двох- та трьох детекторні ЛВЛ.

## **PRACTICAL CAPACITY BUILDING: KNOWLEDGE MANAGEMENT AND TRAINING FOR RADIATION SAFETY UNDER WARTIME CONDITIONS**

**Bachunskyi Volodymyr, Protchenko Kseniia, Ivanov Zakhar, Chala Mariia, Yesypenko Yuliia, Nikolaye Yevhen**

State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS),  
Kyiv, Ukraine, [vv\\_bachunskyi@sstc.ua](mailto:vv_bachunskyi@sstc.ua)

Since the beginning of the full-scale Russian invasion of Ukraine, the risks associated with radiation safety have significantly increased. Consequently, there is a critical need to train first responders—specifically personnel from the State Emergency Service of Ukraine (SESU), the National Police of Ukraine (NPU), and the Armed Forces of Ukraine (AFU)—who operate in high-risk conditions but may lack specialized chemical, biological, radiological, and nuclear (CBRN) expertise.

To address this challenge, SSTC NRS, in cooperation with the State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine (SNRIU) and the Norwegian Radiation and Nuclear Safety Authority (DSA), initiated the "KNOWLEDGE" project. A key achievement is the deployment of a dedicated e-learning platform based on Moodle, which is hosted and managed in-house by SSTC NRS personnel. Currently, the platform features three fully implemented modules that first responders are already actively studying: Module 1 ("The basics of radiation protection"), Module 2 ("Assessment of radiation situation and environmental sampling in the case of the alleged use of weapons of mass destruction by the enemy"), and Module 3 ("Assessment of the radiation consequences of the accidents for the military personnel involved in the operations, and public and personnel involved or affected during a nuclear or radiation accident caused by hostilities in military operations"). Since its full launch in November 2025, the platform has demonstrated high engagement, with over 800 unique participants from SESU and NPU successfully registering and undergoing the self-paced training by February 2026.

Based on comprehensive feedback analysis, these active training materials have proven to have a high practical value, with over 94% of participants confirming their intention to apply the acquired skills in their professional activities. Meanwhile, hostilities have led to the loss of regulatory control over numerous facilities using ionizing radiation sources (IRS) in occupied territories and combat zones, creating a severe threat of illicit trafficking, damage, or unauthorized use. To address this specific challenge, Phase 2 of the project encompasses the ongoing development of Module 4: "Use of radiation sources, methods of their identification, search and safe handling." This new module expands the curriculum by detailing the physical characteristics and specific applications of IRS across industrial, medical, and military sectors. Crucially, it analyzes real-world incidents involving lost or orphan sources and provides practical, scenario-based methodologies for searching, identifying, and conducting physical inventories of IRS in both intact and destroyed facilities, along with proper equipment selection and inter-agency response protocols [1].

Furthermore, to bridge the gap between theoretical knowledge and field operations, the project transitions to practical capacity building. A series of on-site workshops utilizing the SSTC NRS mobile radiation reconnaissance laboratory (RanidSONNI) and handheld devices is planned to be conducted across Ukraine. This hybrid approach to training ensures sustainable institutional memory and strengthens inter-agency response capabilities under wartime conditions.

### **References:**

*1. International Atomic Energy Agency, Manual for First Responders to a Radiological Emergency, EPR-First Responders, IAEA, Vienna (2006).*

## РОЛЬ КОРПОРАТИВНОЇ СОЦІАЛЬНОЇ ВІДПОВІДАЛЬНОСТІ У ФОРМУВАННІ ІНТЕЛЕКТУАЛЬНОГО КАПІТАЛУ ТА ПОЗИТИВНОГО ІМІДЖУ ПІДПРИЄМСТВА

Присяннікова Я.М.

Філія «ВП Південноукраїнська АЕС» АТ «НАЕК Енергоатом»,  
Південноукраїнськ, Україна, [yana.prosiannokova@gmail.com](mailto:yana.prosiannokova@gmail.com)

У сучасних умовах глобалізації світова спільнота стикається з комплексом детермінованих проблем соціально-економічного та екологічного характеру. Ефективність їх подолання безпосередньо корелює з рівнем свідомої поведінки суб'єктів господарювання. Ключовим інструментом імплементації суспільно значущих результатів у бізнес-середовищі виступає *соціальна відповідальність*.

Під *соціальною відповідальністю* слід розуміти систему добровільної адаптивної реакції підприємства на актуальні виклики зовнішнього та внутрішнього середовища [1, с. 9]. Цей феномен трансформується у конкретні практичні площини: від забезпечення етичності виробничих процесів і суворого дотримання нормативно-правової бази до реалізації зовнішніх ініціатив у формі меценатства, спонсорства та адресної допомоги реципієнтам із вразливих верств населення.

На сучасному етапі філія «ВП ПАЕС» демонструє високий ступінь інтеграції принципів соціальної відповідальності у свою операційну діяльність через активну участь у реалізації багаторівневих соціальних ініціатив. Проєкти підприємства охоплюють різні цільові групи та напрями соціальної взаємодії, зокрема: національно-патріотичне та творче виховання (участь у Всеукраїнському дитячому творчому проєкті «Енергоатом Junior #ВсеБудеУкраїна») [2]; соціально-психологічна підтримка (організація та проведення спеціалізованих майстер-класів для дітей військовослужбовців); профорієнтаційна та освітня діяльність: функціонування «Атомної академії ПАЕС» як платформи для формування кадрового потенціалу галузі [2]; соціальна підтримка працівників та громади: реалізація проєкту «Kids простір UA», спрямованого на організацію позашкільного дозвілля та підтримку балансу між роботою та особистим життям персоналу [2].

Зазначені заходи свідчать про системний підхід підприємства до виконання своїх соціальних зобов'язань та сприяють зміцненню взаємодії між енергетичним комплексом і суспільством.

Перспективним напрямом розвитку соціальної політики підприємства є створення літнього дитячого оздоровчого табору «Smart Energy Kids ПАЕС», який стане платформою для комплексного розвитку особистості. Проєкт спрямований на формування у підростаючого покоління навичок ефективної комунікації, командної співпраці та національної самосвідомості в інтерактивному середовищі.

Таким чином, реалізація цих ініціатив дозволяє філії «ВП ПАЕС» ефективно поєднувати економічні інтереси з вирішенням гострих суспільних запитів, що є ключовим чинником формування позитивного іміджу підприємства в довгостроковій перспективі.

### Література:

1. Охріменко О.О., Іванова Т.В. *Соціальна відповідальність*. Київ : Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут». 2015. URL : <https://ied.kpi.ua/wp-content/uploads/2015/10/Socialna-vidpovidalnist.pdf>
2. Новини Філії «ВП ПАЕС». URL : <https://energoatom.com.ua/category/novini-paes>

Scientific Edition

**III INTERNATIONAL SCIENTIFIC AND TECHNICAL  
CONFERENCE NAMED AFTER V. VOYEVODIN  
«PROBLEMS OF MODERN NUCLEAR POWER»  
April 15 - 17, 2026**

**BOOK OF  
ABSTRACTS**

**Editor:** Lytovchenko S.V.

**Proofreader:** Lylak K.S.

**Desktop publishing and design:** Lobach K.V.

---

Approved for printing 07.04.2025. Format 60×84/16. Offset paper. Offset printing. Standard printed sheet – 12.56 cm<sup>2</sup>. Accounting and publishing sheet – 14.45 cm<sup>2</sup>. Edition of 60 copies.

Printed according to the provided original layout at Vistka LLC  
01014, Ukraine, Kyiv, Solovtsova st., 2, office 38/1.  
Certificate of entry into the State register of publishers, manufacturers and distributors  
of publishing products DK No. 7814 dated 05/22/2023

Kharkiv 2026

107

Kharkiv 2026