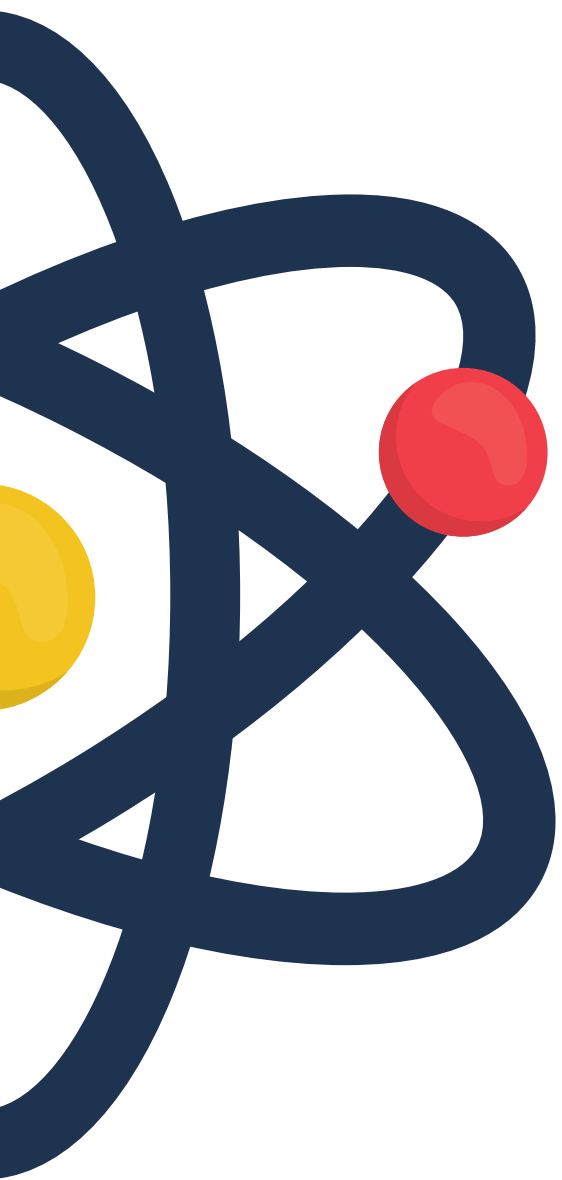




II INTERNATIONAL SCIENTIFIC
AND TECHNICAL CONFERENCE
NAMED AFTER V. VOYEVODIN

PROBLEMS OF MODERN NUCLEAR POWER

APRIL 16-18, 2025

BOOK OF ABSTRACTS



**II Міжнародна науково-технічна конференція
імені В. Воєводіна**

«Проблеми сучасної ядерної енергетики»

(16–18 квітня 2025 р., м. Харків):

Збірник тез доповідей

**II International Scientific and Technical Conference
Named After V. Voyevodin**

«Problems of Modern Nuclear Power»

(April 16 – 18, 2025, Kharkiv):

Book of abstracts

УДК 621.039(06)(082)=111

P93

**P93 II Міжнародна науково-технічна конференція імені В. Воеводіна
«Проблеми сучасної ядерної енергетики» (16–18 квітня 2025 р., м. Харків):
Збірник тез доповідей / Редактор: Вістка. – Київ, 2025. – 110 с.
ISBN 978-617-8189-40-2**

Цей збірник містить матеріали II Міжнародної науково-технічної конференції імені В. Воеводіна «Проблеми сучасної ядерної енергетики».

До збірника увійшли 64 тези доповідей. Матеріали представляють дослідження фізичних процесів і явищ у реакторних матеріалах та речовинах у різних станах під впливом зовнішніх чинників, проблеми сучасного стану ядерної енергетики, стабільної та безпечної експлуатації АЕС, зберігання відпрацьованого ядерного палива та проблематику суміжних галузей.

ОРГАНІЗАЦІЙНИЙ КОМІТЕТ

Голова – академік Національної академії наук України

Азаренков М.О.

Співголова – академік Національної академії наук України

Гаркуша І.Є.

Сасенко С.Ю. – доктор технічних наук, завідувач відділу ННЦ ХФТІ

Литовченко С.В. – доктор технічних наук, завідувач кафедри матеріалів реакторобудування та фізичних технологій Харківського національного університету імені В.Н. Каразіна

Лавренов Д.А. – виконавчий секретар Українського ядерного товариства

Хомич О.М. – голова молодіжної секції УЯТ, начальник зміни енергоблока Хмельницької АЕС

Лобач К.В. – кандидат технічних наук, голова локального оргкомітету

Купрін О.С. – кандидат технічних наук, заступник голови

Левенець А.В. – учений секретар

Організатори:

Українське ядерне товариство

Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут» НАН
України

Харківський національний університет імені В.Н. Каразіна

ISBN 978-617-8189-40-2

© Українське ядерне товариство, 2025

UDK 621.039(06)(082)=111

P93

P93 II International Scientific and Technical Conference Named After V. Voyevodin «Problems of Modern Nuclear Power» (April 16 – 18, 2025, Kharkiv): Book of abstracts / Editor: Vistka, Kyiv, 2025. – 110 p.
ISBN 978-617-8189-40-2

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, stable and safe operation of nuclear power plants, storage of spent nuclear fuel, and related fields.

ORGANIZING COMMITTEE

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

Co-chair – academician of the National Academy of Sciences of Ukraine,
Garkusha I.E.

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

Lavrenov D.A. - executive secretary of the Ukrainian Nuclear Society

Khomych O.M. - head of the youth section of UkrNS, shift chief of the
Khmelnysky NPP unit

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

Kuprin O.S. - Ph.D, deputy head

Levenets A.V. - academic secretary

Organized by:

Ukrainian Nuclear Society

National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology" NAS of
Ukraine V.N. Karazin Kharkiv National University

ISBN 978-617-8189-40-2

© Ukrainian Nuclear Society, 2025

CONTENT

DEVELOPMENT OF THE UKRAINIAN NUCLEAR ENERGY COMPLEX

*КРАСНОРУЦЬКИЙ В.С., ГРИЦИНА В.М., ЧЕРНОВ І.О., ЗУЙОК В.А.,
ЗІГУНОВ В.В., РУДЬ Р.О., ПИЛИПЕНКО О.В., КОЛОДІЙ І.В.,
КРАЙНЮК Є.О.*

Створення нейтронпоглинаючих матеріалів і ПЕЛів з
підвищеними характеристиками працездатності.....13

*МУХАЧЕВ А.П., ЖДАНОВ В.М., ШЕВЧЕНКО В.Г., НЕФЕДОВ В.Г.,
СЛАТОНЦЕВ Д.О.*

Фізико-хімічні основи виробництва гексафториду урану
та збагаченого урану.....14

КОЖУРА О.В., ЦИБУЛЯ Є.О., ПИСЬМЕННИЙ Б.В.

Використання залізовмісних відходів титанової галузі для
покращення показників вилуговування уранових руд.....15

ПОРОВ О.О., IATSYSHYN A.V., KOVACH V.O., LAHOIKO A.M., CHYMBAI M.V.

Global experience and prospects for the use of small modular reactors.....16

*KORCHAGIN P.O., POLIAKOVA I.O., KOCHELAB E.V., HAPKO YU.B.,
MARTYNIUK I.D.*

Ways of improving the system of scientific and technical support of atomic
energy in Ukraine.....17

УЛАНОВ М.М.

Техніко-економічні показники виробництва низьковуглецевого водню
біля існуючих блоків АЕС в Україні.....18

*ЗУЙОК ВАЛЕРІЙ, ДЖАМІРЗОЄВ АЛЬБЕРТ, МАЗУРОК ОЛЕКСАНДР,
ЗІГУНОВ ВОЛОДИМИР, МАКАРЕНКО АНТОН, ГОДУН ОЛЕГ*

Визначення температури експлуатації елементів конструкції
надставки касети АРК, оцінка надійності їх охолодження
в активній зоні ВВЕР-440.....19

MATERIALS FOR NUCLEAR ENERGY

*KARPOV S.O., KARPACH V.K., KASHABA A.YE., KLIMENKO I.O.,
KUPRIN O.S., TOLSTOLUTSKA G.D.*

Deuterium permeation behavior in Ti-6Al-4V alloy
with CrN and TiN coatings.....20

*PYLYPENKO M.M., YEFIMOV O.V., YANKO T.B., DROBYSHEVSKA A.O.,
POTANINA T.V.*

Obtaining of magnesium-thermal zirconium sponge.....21

*ЗУЙОК В.А., ЧЕРНОВ І.О., РОМАНЬКОВ В.О., ЛЕГЕНЬКИЙ Є.С.,
ДИКИЙ І.В., ШЕВЧЕНКО І.В.*

Матеріалознавчі дослідження і розрахунки ефективності
поглинання нейтронів HfB₂ в умовах роботи в реакторі ВВЕР-1000.....22

<i>ЗУЙОК В.А., ЧЕРНОВ І.О., БЕРЕЗНЯК О.П., КОЛОДІЙ І.В., ТРЕТ'ЯКОВ М.В.</i>	
Дослідження структурно-фазового стану таблеток титанату диспрозію та гафнатів диспрозію і гадолінію, автоклавованих в модельному середовищі теплоносія реактора ВВЕР-1000.....	23
<i>СОЛОПІХІН Д.О., ЩЕРБАНЬ О.П., КОНДРИК О.І.</i>	
Отримання телуру високої чистоти для детекторів іонізуючого випромінювання.....	24
<i>KARASEVA E.V., SOKOLENKO V.I., MATS A.V., SAVCHUK E.S., FROLOV V.A.</i>	
Effect of electron irradiation and alternating magnetic field processing on the creep of 15Kh2NMFA reactor vessel steel at 600 K.....	25
<i>KRYVOSHAPKA R.V., MARININ V.G., SERDYUK I.V.</i>	
Resistance of vacuum-arc coatings to micro-impact of ions and abrasive.....	26
<i>ZORYANSKY V., SEMERENKO Y., MOZGOVIJ O., SKIBINA L., YUSHCHENKO K., SAVCHENKO V., ZVIAGINTSEVA G., CHERV'YAKOV M., VOLOSATOV I., ZINOVIEV P.</i>	
Inconel® welding materials for radioactively „hot” repair situations.....	27
<i>СИТНИКОВ П.А.</i>	
Дослідження способів ініціювання СВС-процесу.....	28
<i>МАЛИХІН С.В., КОНДРАТЕНКО В.В., КОПИЛЕЦЬ І.А., СУРОВИЦЬКИЙ С.В., КОНОТОПСЬКИЙ Л.Є., ШПАКОВ Д.І.</i>	
Отримання квазікристалічних тонких плівок системи Ti-Zr-Ni та аналіз їх вихідного стану.....	29
<i>КАБАТ О.С., КУЛІНІЧ М.А., ПЛАХОТІН К.О., ВОРОННИЙ О.М.</i>	
Полімерні композити для обладнання атомної промисловості України.....	30
<i>GUBENKO S.I., BESPALKO V.N.</i>	
The influence of borides and deformation processing mode on the technological plasticity of steel 04H14T3R1F used in the production of pipes for nuclear energy.....	31
<i>KLOCHKO V.S., KORNIETS A.V., SOKOLENKO V.I., KOLODIY I.V., KONDRATOV O.O., KISLYAK I.F., LIPOVSKA YU.S., TIKHONOVSKA T.M.</i>	
Ultrasonic investigations of multiphase CoCrFeMnNiV _{0.75} high-entropy alloy.....	32

<i>РЯБЧЕНКО С.В., МАТВІЙЧУК О.О., БАНДУРЕНКО М.В., ДУРДО І.Г., СОХІН С.М.</i>	
Інструмент із надтвердих матеріалів для обробки деталей засувної арматури ядерної енергетики.....	33
<i>ZHURENKO V., KONONENKO S., BARANNIK E., KALANTARYAN O., HRYTSENKO M., TARAN A., GARKUSHA I.</i>	
Structural features and luminescence spectral characteristics of sintered nanopowder yttria under X-ray long-term irradiation.....	34
<i>УДОВИЦЬКИЙ В.Г., ЛИТВИНЕНКО В.В.</i>	
Вуглецеві нанотрубки і сорбенти на їх основі як перспективний матеріал для зберігання водню.....	35
<i>НОВГОРОДЦЕВ В.О., КОЛЕСНИКОВ О.В.</i>	
Позиційно чутливі сцинтиляційні детектори нейтронів.....	36
<i>ЗАДНІПРОВСЬКИЙ Ю.О., БІЛОУС В.А., КУПРІН О.С., ГОЛТВЯНИЦЯ В.С.</i>	
Вплив особливостей наноструктури на кавітаційну стійкість вакуумно-дугових Ti-Cr-N покриттів для захисту поверхні конструкційних матеріалів енергетичного машинобудування.....	37
<i>ЮХНО Н.А., КОВАЛЬОВ С.В., КРАСОВСЬКИЙ П.Ю., ШКРАБЕЦЬ Ф.П.</i>	
Новий суперконденсатор на основі інноваційної конструкції та новітніх матеріалів з підвищеними експлуатаційними характеристиками...	38
<i>МАЛИЙ Є.В., СМІРНОВ О.Б., САВКІНА Р.К., СІМЕЙКО К.В., СТРАТІЛАТ Д.П.</i>	
Оптимізація технологічних параметрів процесу пасивації CdZnTe для забезпечення ефективного контролю радіаційного стану.....	39
<i>ЯРОШЕНКО К.К., ШАБАЛІН Б.Г.</i>	
Особливості сорбції ^{90}Sr та ^{137}Cs нанорозмірним анатазом з модельних розчинів трапних вод АЕС.....	40
<i>LYTOVCHENKO S.V., BERESNEV V.M., HOROKH D.V., MAZILIN B.O.</i>	
Optimization of the physico-mechanical properties of multilayer nanostructured coatings based on (TiSi)N/NbN for enhancing the operational durability of components.....	41
<i>SHIRINYAN A.S., BILOGORODSKYY YU.S., KRIT O.M.</i>	
Evolution of radiation-induced defects in nanocrystalline FCC Ni.....	42
<i>KOLODIY I.V., KALCHENKO O.S., TIKHONOVSKY M.A., TOLSTOLUTSKA G.D.</i>	
Swelling behavior of CrFe ₂ MnNi HEA and 18Cr10NiTi steel under argon and helium ions irradiation.....	43
<i>СОЛОПІХІНА О.С., ТОЛСТОЛУЦЬКА Г.Д., КАЛЬЧЕНКО О.С., ВАСИЛЕНКО Р.Л.</i>	
Твердотільні тонкоплівкові накопичувачі водню на основі нітриду ванадію.....	44

<i>AFANASIEVA I.O., AFANASIEV S.N., VANZHA S.O., BURDEINYI D.D., KUTNII D.V., MEDVEDEV O.V., RUD N.V.</i>	
Determination of the elemental composition of boron stainless steel by X-ray fluorescence and mass spectrometry	45
<i>ЛАВРУХІН В.В., ЧЕРНЕЖЕНКО С.А., ЩЕРБИНА М.Р., ТАРАСОВ В.О.</i>	
Енергетичні спектри сповільнюваних нейтронів у гетерогенних уран-вуглецевих середовищах.....	46
<i>ШИМАНОВСЬКИЙ А. Р., КЛЕПІКОВ В.Ф.</i>	
Термодинамічний підхід до опису радіаційно-стимульованих перетворень в органічних речовинах.....	47
INCREASING THE LEVEL OF SAFETY AND EFFICIENCY OF NPP OPERATION	
<i>КРАВЧЕНКО В.П., УЩАПОВСЬКИЙ Р.В., ГОДУНОК Б.Ю., ДРЯПАК Д.О.</i>	
Аналіз впливу зниження діаметру твेलів реактора ВВЕР-1000 на підвищення його потужності.....	48
<i>МАТВІЙЧУК О. О.</i>	
Мезоструктурні композити антифрикційного призначення для підвищення надійності та ресурсу роботи насосів і турбін ядерної енергетики.....	49
<i>АДАМЧУК АРТУР</i>	
Енергетична ефективність як один із чинників підвищення безпеки та експлуатації АЕС: сучасні підходи та кращі практики.....	50
<i>УЛЬЯНОВ В.Ю., БЛИК В.В., ЗАГІЛЬСЬКИЙ В.А., БІКУС К.М.</i>	
Про необхідність проведення додаткових стрес-тестів для оцінки безпеки майданчика гідротехнічних споруд запорізької АЕС.....	51
<i>МІТІНА Н.Б., МІНІНА Ю.О., ГЕРАСИМЕНКО В.О., КОГТЄВА О.П.</i>	
Безпека використання атомних електростанцій у різних країнах.....	52
<i>ПЕРЕЯСЛАВЕЦЬ С.А.</i>	
Оцінка ефективності біологічного захисту реакторних відділень енергоблоків АЕС.....	53
<i>СПІВАК С.В., ЄРМОЛЕНКО Р.В.</i>	
Підвищення надійності результатів неруйнівного контролю обладнання АЕС методами машинного навчання.....	54
<i>ШЕВАНОВ А.Р.</i>	
Розрахунково-аналітичне обґрунтування. Аналіз можливості роботи МНУ для аварійного підживлення ПГ.....	55
<i>БУТЕНКО І.Г., КОЗЛОВ Я.М., ПАНФІЛОВ А.Ю.</i>	
Оцінка ефективності і прогнозування параметрів роботи теплової схеми води парогенераторів блоку.....	56

ГОДУНОК Б.В., ОВДІЄНКО Ю.М.

Аналіз впливу застосування імітаторів ТВЕЛ на
радіаційне навантаження на вигордку ВВЕР-1000.....57

ЗЕЛЕНЦОВ Д.Г.

Моделювання процесів корозійного деформування
в елементах обладнання атомних електростанцій.....58

КОНАЩУК В. Л.

Стратегія перетворення об'єкта «Укриття» на
екологічно безпечну систему.....59

ХОМА М.С., НАРІВСЬКИЙ О.Е., РАЦЬКА Н.Б.

Особливості комбінованого закріплення трубок у плакованій міддю
трубній решітці газохолоджувача турбогенератора.....60

УЛИЧ І. М., МАЛОВИЦЯ М. С., ФОМІН С. П.

Розширений аналіз застосовності наближення гомогенізації
при розрахунках активної зони швидких реакторів із
газовим теплоносієм.....61

*ГОРБАЧУК В.М., БАРДАДИМ Т.О., ДУНАЄВСЬКИЙ М.С.,
СУЛЕЙМАНОВ С.-Б.*

Розробка віртуальної АЕС та її застосування в ядерній безпеці.....62

VOLOSHYNA-NAROZHNA V.O.

Enhancing nuclear safety through human factors and safety culture:
examining the effectiveness of contemporary safety practices.....63

BORSHCHOVA H., IVANOV Z., CHALA M., BIBIK T.

Integrated automated radiation monitoring system in Ukraine:
evaluating priorities and technical improvements.....64

LIAKHOR D., KYRYLENKO Y., CHALA M., KONSHYN V.

Unification of the automated radiation monitoring data
set for the tasks of dose projection.....65

*GANN V.V., ULYBKIN A.L., KUZNIETSOV P.E., PUDOV A.O., RYBKA A.V.,
KOVTURN K.V., KUTNY V.E.*

Modelling of the Compton neutron detector Hf emitter
burn-up in the core of WWER-1000.....66

МОІН С.К., ТРОФИМЕНКО О.Р., ГУЛІК В.І.

ImCore – перший український ВВЕР код. Історія створення,
теперішній стан та актуальні задачі.....67

LIFETIME EXTENSION OF NPPS AND MANAGEMENT OF LIFE CYCLE AND AGEING AT NUCLEAR POWER PLANTS

ПЛЕТНЬОВ А.Ю., СУВОРОВ О.В., ПЕТРЕНКО О.О., ГРИНЮК І.В.

Продовження терміну експлуатації енергоблоків та
управління старінням обладнання АЕС.....68

GOZHENKO S.V.

Change in the mechanical properties of the base metal of the pipelines
of the VVER-1000 reactor power units during scheduled and
unscheduled operation.....69

RUDEENKO O.G.

Fracture toughness of steels after long-term operation based on the
results of instrumental impact tests of Charpy specimens.....70

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

SAYENKO S.

European partnership on radioactive waste management.....71

SAYENKO S., SHKUROPATENKO V., VECERNIK P., KAŠPAR V., KISELOVA M.

Development of magnesium potassium phosphate matrices
for minor actinide encapsulation.....72

*TASSILO MORITZ, MATHIAS HERRMANN, LUTZ-MICHAEL BERGER,
HENNING HEUER*

Options for manufacturing of large ceramic components for
final storage containers for radioactive waste.....73

LOBACH K., KOLODIY I., SAYENKO S., KUPRIN O., ROSTOVA H., PUGACH S.

Application of ceramic/glass solders for joining silicon carbide
components of the SNF/HLW disposal container.....74

*KUTNII D.V., AFANASIEV S.N., AFANASIEVA I.O., BURDEINYI D.D.,
VANZHA S.A., ZHUKOV O.P.*

Determination of uranium isotopic composition and age by the peak
ratio method using high-resolution gamma-ray spectrometry.....75

КРАВЧЕНКО В.П., ХИЩЕНКО М.П., ВЛАСОВ А.П.

Врахування сучасних викликів на поводження з
відпрацьованим ядерним паливом.....76

*МУХАЧЕВ А.П., ОМЕЛЬЧУК А.А., НЕФЕДОВ В.Г., ШЕВЕЛЬ В.М.,
СЛАТОНЦЕВ Д.О.*

Електрохімічна дезактивація технологічного обладнання
атомної промисловості.....77

<i>SHYBETSKYI I.O., KOLIABINA I.L., YAROSHENKO K.K., BORYSOVA T.A., SHURPACH N.O.</i>	
About deep borehole disposal of radioactive waste in salts.....	78
<i>НИКОЛЬСЬКИЙ В.Є., РЕШЕТНЯК І.Л., КОЗЛОВ Я.М., СТОЯН О.І.</i>	
Метод термічного знезараження рідких радіоактивних відходів.....	79
<i>РЄДКІНА Г.</i>	
Потенційні механізми, що впливають на деградацію оболонок твेलів із цирконієвих сплавів при тривалому сухому зберіганні.....	80
<i>ЗУЙОК В.А., ЛИТОВЧЕНКО С.В., ТРЕТ'ЯКОВ М.В., РУДЬ Р.О., КУШТИМ Я.О., ГРУДНИЦЬКИЙ В.В., КАНТЕМІРОВ А.В.</i>	
Основні аспекти радіаційного захисту контейнерів ВЯП та оцінка можливостей його поліпшення.....	81
<i>СТРАТИЛАТ Д.П., МАЛИЙ Є.В., СІМЕЙКО К.В., ХОМИЧ І.А., ХАРЧУК О.О.</i>	
Система радіаційного моніторингу та пошуку втрачених джерел (RSI).....	82
<i>ЛОНІН О.Ю., ЛЕВЕНЕЦЬ В.В.</i>	
Порівняння сорбційних властивостей кліноптилоліту та композиційного сорбенту на основі цеолітів.....	83
<i>СОЛОДОВНИКОВА Л.М. ЧЕРГИНЕЦЬ В.Л., ТАРАСОВ В.О., КОРОТЕНКО А.Є., ЯКОВЛЄВ Є.О., ЧУМАЧЕНКО С.М.,</i>	
Прогнозування радіаційних екологічних наслідків затоплення шахти «Юний комунар» Донецької області.....	84
<i>СВІТЛИЧНИЙ ЄВГЕНІЙ, САСНКО СЕРГІЙ, ШАБАЛІН БОРИС, СУРКОВ ОЛЕКСАНДР</i>	
Вплив розріджуючих добавок на ефективність геополімерів для інкапсуляції радіоактивних рідких органічних відходів.....	85
<i>ЖИГАНЮК І.В., КУДЛАЙ В.Г., ГАБЄЛКОВ С.В.</i>	
Метод визначення верхніх границь вмісту уранових кристалічних фаз в лавоподібних паливовмісних матеріалах 4-го блоку ЧАЕС на основі даних рентгенівської дифракції.....	86
<i>SIMEIKO K., LOBACH K., SKOBYLYK O., BONDARKOV M., DOROSHENKO A., HAVRYLENKO V.</i>	
Methodology for determining ash content and composition of flue gas during the combustion of nuclear plants graphite.....	87
<i>SIMEIKO K.V., ТІЕНКАІЄВ Y.T., DORMAN O.YU., KHOVAVKO O.I., KHVALIN D.I., KOLODIY I.V., MALYI Y.V.</i>	
The relevance of the problem of managing irradiated graphite from nuclear reactor sites	88
<i>ЛАДАН С.П., БОРИСЕНКО В.І.</i>	
Огляд методів визначення залишкового енерговиділення опроміненого ядерного палива.....	89

PROBLEMS OF THERMONUCLEAR FUSION

TRUSH O.V., GIRKA I.O., TIERENS W.

The cutoff positions for the fast magnetosonic wave in a nonuniform magnetized plasma.....90

*КОНДРАТЕНКО В.В., КОПИЛЕЦЬ І.А., МАЛИХІН С.В.,
РУДЧЕНКО С.О., СУРОВИЦЬКИЙ С.В., КОНОТОПСЬКИЙ Л.Є.,
ШПАКОВ Д.І., МАХЛАЙ В.О., ГАРКУША І.Є., ГЕРАЩЕНКО С.С.*

Розвиток пористості та структурні зміни у квазікристалічному покритті на сталі при опроміненні водневою плазмою.....91

TITARENKO A.R., DREVAL M., OCHOUKOV R.

Fast sweeping technique using RFA (retarding field analyzer) for ion temperature measurement of fluctuating plasma in fusion devices.....92

*MARTSENIUK YU.P., KOVTUN YU.V., MAZNICHENKO S.M.,
KRASIUK O.YU., YEVSUKOV O.V., BARON D.I., MAKHOV M.N.,
SHAPOVAL A.N., MOISEENKO V.E., KOROVIN V.B.*

Study of glow discharge plasma parameters at URAGAN-2M.....93

*МАЛИХІН С.В., ГАРКУША І.Є., МАХЛАЙ В.О., ГЕРАЩЕНКО С.С.,
РЯБОКІНЬ М.С., СУРОВИЦЬКИЙ С.В., КОНОТОПСЬКИЙ Л.Є.*

Аналіз структури вихідного стану вольфраму та сплаву W – 5 %Ta.....94

*МАЛИХІН С.В., ГАРКУША І.Є., МАХЛАЙ В.О., ГЕРАЩЕНКО С.С.,
РЯБОКІНЬ М.С., СУРОВИЦЬКИЙ С.В., КОНОТОПСЬКИЙ Л.Є.*

Модифікація структури у диверторних пластинах вольфраму та сплаву W – 5 %Ta при взаємодії з потоками плазми.....95

*KUZMYCH I., MOSEEV D., JÄRLEBLAD H., LAZERSON S.A., RUD M.,
VALENTINI A., SALEWSKI M.*

Optimization of fast-ion diagnostic sets in tokamaks and stellarators using diagnostic weight functions.....96

МАТЛАК Я.В., КОЗАЧОК О.С.

Зондування плазми пучком важких іонів.....97

KOVTUN Yu.V

National contact point Euratom – fusion.....98

WORK WITH THE PUBLIC IN THE NUCLEAR INDUSTRY

BARDADYM T.O.

On mechanisms of society influence on power engineering.....99

СЄДІН В.Л., УЛЬЯНОВ В. Ю., КОВБА В.В., БІКУС К.М

Обґрунтування проведення навчальної практики студентів будівельної галузі на промисловому майданчику ДСП «Чорнобильська АЕС».....100

<i>БАТЮТА К.В., КРУТЯКОВ С.Д., МИХАЛЬЧУК В.С.</i>	
Роль атомної енергетики у процесі переходу на водневу генерацію.....	101
<i>КОНСТАНТИНОВ А.С., МАРТИЩЕНКО О.С., ПАРХОМЕНКО Г.О.</i>	
Будівництво АЕС під час війни: роль комунікації у формуванні суспільної підтримки.....	102
<i>МИРОНЕНКО М.А.</i>	
Науково-дослідному трубному інституту – 95 років.....	103
<i>МІТІНА Н.Б., КОГТЄВА О.П., МІНІНА Ю.О., ПЛИС М.М.</i>	
Необхідність підвищення рівня обізнаності суспільства щодо атомної енергії.....	104
<i>ХРІДОЧКІН А.В.</i>	
Законодавчий та інституційний елементи публічного управління у сфері енергетичної безпеки.....	105
<i>ХРІДОЧКІНА М.О.</i>	
Міжнародно-правові аспекти правового регулювання питань ядерної та енергетичної безпеки України в сучасних умовах.....	106
<i>ЛОМАКІНА А.А.</i>	
Специфіка правового регулювання ядерної та радіаційної безпеки під час експлуатації атомних електростанцій.....	107

СТВОРЕННЯ НЕЙТРОНПОГЛИНАЮЧИХ МАТЕРІАЛІВ І ПЕЛІВ З ПІДВИЩЕНИМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ ПРАЦЕЗДАТНОСТІ

¹Красноручський В.С., ¹Грицина В.М., ¹Чернов І.О., ¹Зуйок В.А., ¹Зігунов В.В.,
¹Рудь Р.О., ²Пилипенко О.В., ²Колодій І.В., ²Крайнюк Є.О.

¹НТК ЯПЦ ННЦ ХФТІ, м. Харків, Україна, gritsina@kipt.kharkov.ua

²ІФТТМТ ННЦ ХФТІ, м. Харків, Україна

Актуальними задачами сучасної атомної енергетики України є організація власного виробництва поглинаючих стрижнів управління та захисту (ПС СУЗ) реактора ВВЕР-1000 з поліпшеними експлуатаційними характеристиками та техніко-економічними показниками. В останній час ця задача набула ще більшої актуальності у зв'язку з військовою агресією Російської Федерації проти України.

Карбід бору та титанат диспрозію завдяки своїм ядерно-фізичним властивостям знайшли широке застосування як нейтронопоглинаючі матеріали реакторів на теплових нейтронах. В поглинаючих елементах (ПЕЛ) реактора ВВЕР-1000 дані матеріали застосовуються в порошковому вигляді. Сучасні уявлення про методи збільшення ресурсу роботи поглинаючих елементів і ПС СУЗ реактора ВВЕР-1000 в цілому засновані на використанні цих матеріалів в таблетковому вигляді, що дає змогу збільшення кількості поглиначів нейтронів в виробі, зменшення їх впливу на деградацію оболонки в процесі експлуатації.

В роботі розроблено вимоги до таблеток карбіду бору. Встановлений вплив схем виготовлення, параметрів пресування, температурно-часових режимів спікання на густину таблеток карбіду бору. Комплексний аналіз результатів проведених в даній роботі досліджень дозволив зробити вибір параметрів технологічних процесів виготовлення таблеток В₄С, при яких була досягнута густина $\geq 1,95 \text{ г/см}^3$, що дозволяє збільшити експлуатаційні характеристики ПС СУЗ.

В нижній частині поглинаючих елементів реактора ВВЕР-1000 застосовується в порошковому вигляді титанат диспрозію. В роботі розроблено вимоги до таблеток титанату диспрозію, технологічні прийоми синтезу та характеристики виготовлених таблеток титанату диспрозію. Встановлений вплив схем та технологічних параметрів процесу виготовлення таблеток, наявності і кількості легуючих елементів на фазовий склад синтезованого титанату диспрозію та характеристик таблеток для ПЕЛ реактора ВВЕР-1000. Досліджена залежність фазового складу та густини таблеток від характеристик вихідних оксидів, наявності легуючої добавки МоО₃. Встановлено, що використання нанорозмірного порошку ТіО₂ спільно з МоО₃ призводить до підвищення густини спечених таблеток титанату диспрозію до $7,0 \dots 7,1 \text{ г/см}^3$ і формування однофазної структури типу пірохлору.

Вибрані та обґрунтовані варіанти конструкції таблеткового ПЕЛ ПС СУЗ реактора ВВЕР-1000.

Проведені матеріалознавчі дослідження для обґрунтування працездатності матеріалів ПЕЛ при нормальних умовах експлуатації.

Проведено моделювання та обґрунтування працездатності та ресурсу роботи регулюючих стрижнів з розробленими нейтронопоглинаючими матеріалами.

Виготовлені дослідні партії таблеток карбіду бора та титанату диспрозію і макетів ПЕЛ з їх використанням.

ФІЗИКО-ХІМІЧНІ ОСНОВИ ВИРОБНИЦТВА ГЕКСАФТОРИДА УРАНУ ТА ЗБАГАЧЕНОГО УРАНУ

¹Мухачев А.П., ¹Жданов В.М., ¹Шевченко В.Г., ²Нефедов В.Г.,

¹Єлатонцев Д.О.

¹Інститут геотехнічної механіки ім. М.С. Полякова НАН України, Дніпро, Україна, office.igtm@nas.gov.ua

²Український державний університет науки і технологій, Дніпро, Україна, office@ust.edu.ua

Наявні в Україні потужності з переробки уранових руд орієнтовані на виробництво концентрату закису-окису урану (U_3O_8), що відповідає вимогам стандарту ASTM C967. Даний концентрат є відносно низькотехнологічним продуктом, будучи сировиною для виробництва гексафториду урану (UF_6) в процесі отримання збагаченого діоксиду урану (UO_2) [1]. Виробляючи концентрат і передаючи його на переробку та збагачення в інші країни, Україна фактично втратила понад 20 тис. т збідненого урану з вмістом ізотопу ^{235}U на рівні 0,3 %. Цей продукт є перспективною сировиною для реакторів на швидких нейтронах, котрі вигідно доповнюють паливний цикл повним рециклінгом відпрацьованого урану. Без широкомасштабного впровадження цих реакторів, за думкою багатьох експертів, ядерна енергетика на теплових нейтронах у XXI столітті може фактично перестати існувати.

Україна має технологічні можливості переробки концентрату U_3O_8 до UF_6 і технологію отримання тетрафториду урану (UF_4) на діючих площах колишнього ВО ПХЗ та базу для зберігання фториду водню і плавикової кислоти, які необхідні для виробництва фтору. Технологія отримання UF_4 є аналогічною до діючої технології виробництва фторидів цирконію та гафнію [2]. Вміст домішок у концентраті урану знижується до рівня вимог стандарту ASTM C787. Питання виробництва елементарного фтору може бути вирішене закупівлею промислових електролізерів у країнах Євросоюзу. Відсутність власного афінажного виробництва переробки концентрату з отриманням UF_6 не дає змоги увійти на високотехнологічний світовий ринок послуг з його збагачення по ізотопу ^{235}U та організувати виробництво вітчизняного ядерного палива при кооперації із закордонними фірмами.

Для створення вітчизняної конкурентоспроможної технології виробництва UF_6 необхідна якнайшвидша реконструкція уранового виробництва на діючих потужностях ДП «СхідГЗК» і здійснення модернізації на основі вітчизняного та світового досвіду. В найближчій перспективі це дасть змогу утилізувати частину реагентів у вигляді добрив; підвищити якість концентрату до діоксиду урану, зручного для одержання гексафториду урану; знизити енергоємність виробництва; скоротити вихід твердої фази на захоронення; утилізувати частину реагентів у виробництві добрив. Все це в сукупності забезпечить можливість зниження собівартості продукції комбінату до рентабельного рівня.

Література:

1. Mukhachev A. P., Yelatontsev D. O., Kharitonova O. A. *Physical and chemical foundations of the technology for obtaining uranium oxides // Problems of Atomic Science and Technology*, 2022, (2), 62-67.
2. Нефедов В., Мухачев А., Сухий К., Беяновська О., Сухий М. *Утворення та використання фреонів при електролітичному отриманні цирконію, гафнію, торію та урану // Scientific Works*, 2022, 86 (1), 119-124.

ВИКОРИСТАННЯ ЗАЛІЗОВМІСНИХ ВІДХОДІВ ТИТАНОВОЇ ГАЛУЗІ ДЛЯ ПОКРАЩЕННЯ ПОКАЗНИКІВ ВИЛУГОВУВАННЯ УРАНОВИХ РУД.

Кожура О.В., Цибуля Є.О., Письменний Б.В.

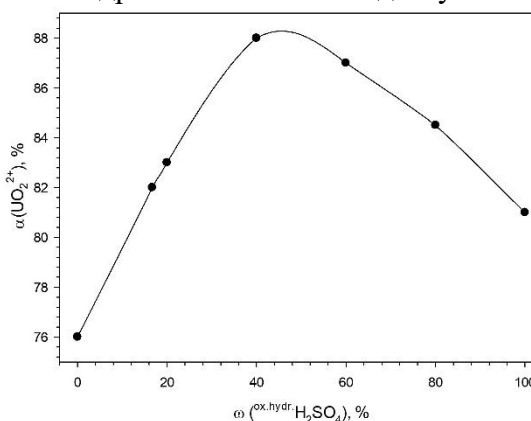
«Український державний університет науки і технологій»,

м. Дніпро, Україна eugenetsb@gmail.com

В процесах хімічного збагачення найефективніше уран із руд українських родовищ вилучають енерговитратним автоклавним сірчаноокислотним вилуговуванням. Через низький вміст урану у рудах 0,1-0,14 % та їх високу кислотоємність процес отримання уранового концентрату U_3O_8 пов'язаний з високим споживанням реагентів. В таких умовах енергетичні витрати критично впливають на рентабельність виробництва. Знаходження способів зниження температури вилуговування при збереженні рівнів вилучення урану та пошук альтернативи енерговитратному автоклавному процесу є безумовно актуальними.

Рудні мінерали містять, як правило, сполуки чотиривалентного урану, які в слабких розчинах практично нерозчинні. Для забезпечення високих ступенів вилучення мінерали U (IV) окиснюють до добре розчинних у кислотах сполук UO_2^{2+} . Для цього в пульпи вилуговування додають окисники: піролюзит MnO_2 , гідроген пероксид, натрію хлорат, пероксоборати, перманганати, пероксодісульфатні кислоти та їх солі, сполуки феруму (III), суміші SO_2 та повітря тощо. На «ДП Схід ГЗК» (м. Жовті Води) для окиснення урану у пульпи вилуговування додають азотну кислоту. Безпосереднє окиснення мінералів урану відбувається здебільшого при гетерогенній взаємодії часточок руди та сполук Fe^{3+} , що знаходяться у розчині вилуговування, роль інших окиснювачів, як правило, полягає в окисненні сполук Fe^{2+} та регенерації іонів Fe^{3+} . В рудах родовищ, які наразі розробляються, вміст сполук феруму (II, III) недостатній для створення у розчинах вилуговування високого окисно-відновного потенціалу. Для зниження температури вилуговування урану та витрат сульфатної кислоти нами запропоновано у якості окисника додатково вносити у розчини вилуговування сполуки Fe (III). Вилуговуванню при атмосферному тиску і температурі 75 °C протягом 4 годин піддавали упорні руди Мічурінського родовища. В якості додаткового окисника та для часткової заміни реагентної 98 % H_2SO_4 до розчинів вилуговування додавали гідролізну сульфатну кислоту (22 % H_2SO_4 , 8 % $FeSO_4$), яка є багатотоннажним відходом виробництва пігментного TiO_2 . Попередньо Fe^{2+} гідролізної кислоти у присутності сполук зв'язаного азоту окиснювали киснем до Fe^{3+} . Гідролізна кислота є доступним і дешевим реагентом, утилізація якого наразі є вкрай затратною. Залежність ступеня вилучення урану від частки внесеної на приготування вилуговувача гідролізної кислоти показано на рисунку.

Висновки. При використанні окисненої гідролізної кислоти у якості джерела іонів Fe^{3+} при вилуговуванні урану виявлено: можливість підвищення вилучення урану в безавтоклавних умовах з 76 до 88 %; можливість відмови від використання азотної кислоти у якості окисника; можливість скорочення витрати реагентної 98 % H_2SO_4 приблизно на 40 %. Також окиснена гідролізна кислота може успішно використовуватися для зменшення собівартості процесів купного та підземного вилуговування урану.



GLOBAL EXPERIENCE AND PROSPECTS FOR THE USE OF SMALL MODULAR REACTORS

Popov O.O., Iatsyshyn A.V., Kovach V.O., Lahoiko A.M., Chymbai M.V.

Center for Information-analytical and Technical Support of Nuclear Power Facilities
Monitoring of the NAS of Ukraine, Kyiv, Ukraine, Lagoyko992@gmail.com

Small Modular Reactors (SMRs) are viewed as a promising direction in the development of nuclear energy, with modern challenges such as global warming and increasing energy demands being addressed. Due to their compactness, modularity, enhanced safety, and transportability, effective deployment of SMRs can be achieved in remote regions and industrial areas. They can operate alongside renewable energy sources, ensuring that stable and environmentally friendly electricity generation is maintained. Global trends are confirming the active adoption of SMRs across various countries: the world's first land-based SMR, the ACP100 (Linglong One), is being constructed in China; the development of NuScale Power, the first commercial modular reactor, is being supported by the United States; and large-scale SMR development programs are being funded by Canada and the United Kingdom. At the same time, significant potential for modernisation of energy systems is held by SMRs in countries seeking new pathways [1,2].

The main advantages of SMRs are noted to include flexibility in deployment, long-term economic efficiency, and a significant reduction in carbon emissions compared to traditional energy sources. However, several challenges are acknowledged, including high initial development and construction costs, the necessity for new infrastructure, regulatory barriers, and public perception of nuclear technologies. The economic feasibility of SMRs is considered a key factor in their commercialisation. It has been indicated through research that capital costs for SMR construction are, on average, 41% higher than those of large reactors, but financial risks are perceived to be significantly lower. The average levelized cost of electricity (LCOE) is estimated to be €85 per megawatt-hour. Despite these challenges, it is believed that advancements in modular manufacturing and public-private partnerships could assist in lowering the costs associated with implementing this technology [3].

The prospects for SMRs are also extended to the field of safety. A higher level of reliability is demonstrated by them, thanks to the use of passive cooling systems, compared to traditional reactors. This significantly reduces the risk of accidents and potential radioactive releases, making them more attractive to both regulatory authorities and investors. Additionally, a significant reduction in costs associated with protective structures and other infrastructure components is allowed by the smaller size of these reactors.

It is suggested that SMRs have the potential to become a key component of the future energy system. A stable, safe, and environmentally friendly alternative to traditional energy sources is offered by them. Despite the existing economic and regulatory challenges, the growing adoption of SMRs is indicated by global trends, making them considered a promising solution for modernising energy systems in various countries, including Ukraine.

Reference:

1. O.O. Popov et al. *Perspectives of nuclear energy development in Ukraine on the global trends basis // IOP Conf. Ser.: Earth Environ. Sci.*, 2023, vol. 1254, 012108.
2. J.I. Lee. *Review of Small Modular Reactors: Challenges in Safety and Economy to Success // Korean Journal of Chemical Engineering*, 2024, vol. 41, p. 2761–2780.

WAYS OF IMPROVING THE SYSTEM OF SCIENTIFIC AND TECHNICAL SUPPORT OF ATOMIC ENERGY IN UKRAINE

¹Korchagin P.O., ²Poliakova I. O., ²Kochelab E.V., ²Hapko Yu.B., ²Martyniuk I.D.

¹Kyiv Scientific Research and Project Design Institute «Energoproekt», Kyiv, Ukraine, korch24u@gmail.com.

²Center for Information-analytical and Technical Support of Nuclear Power Facilities Monitoring of the NAS of Ukraine, Kyiv, Ukraine, polyakova_ira@ukr.net

The development of nuclear energy in Ukraine should continue to be based on an open nuclear fuel cycle (ONFC). The basis for this conclusion is that natural uranium resources are available at reasonable prices to support an ONFC at least until the end of the century. This gives the ONFC clear economic advantages while adhering to the principles of the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons [1] as an important additional function.

The main objectives, directions, and priorities of scientific support in the field of nuclear energy should be defined by a comprehensive program of scientific research and R&D activities, which needs to be developed.

Currently, the following documents exist:

- The Energy Strategy of Ukraine for the period up to 2050 [2];
- The draft National Targeted Ecological Program for Radioactive Waste (RAW) - Management (registration No. 12356) [3];
- The National Energy and Climate Plan for the period up to 2030 [4].

The following areas require comprehensive solutions within the framework of the relevant programs:

- Decommissioning of NPP power units;
- Construction of new power units using foreign technologies, the deployment of small modular reactors, and the development of the corresponding infrastructure;
- Establishment of a geological repository for RAW.

The research and development program (provisional name – Scientific Support Program for the Nuclear Complex of Ukraine) should include a range of activities to achieve the goals outlined in the Energy Strategy of Ukraine for the period up to 2050 [2]. This program must be developed and approved by a relevant legal act.

The highest priority in research and development for nuclear energy, considering technical, economic, and safety aspects as well as societal importance, should be ensuring sufficient funding to guarantee the reliable operation and development of an ONFC.

References:

1. Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons of July 1, 1968 (On accession to the Treaty and reservations to it, see Law No. 248/94-VR of November 16, 1994).
2. Decree of the Cabinet of Ministers of Ukraine «On the approval of the Energy Strategy of Ukraine for the period until 2050» dated April 21, 2023.
3. Official website of the Parliament of Ukraine, link to the document https://www.rada.gov.ua/news/news_kom/259081.html.
4. Decree of the Cabinet of Ministers of Ukraine «On approval of the National Energy and Climate Plan for the period until 2030» dated June 25, 2024.

ТЕХНІКО-ЕКОНОМІЧНІ ПОКАЗНИКИ ВИРОБНИЦТВА НИЗЬКОВУГЛЕЦЕВОГО ВОДНЮ БІЛЯ ІСНУЮЧИХ БЛОКІВ АЕС В УКРАЇНІ

Уланов М.М.

Інститут технічної теплофізики НАН України, м. Київ, Україна,
e3therm@gmail.com

Міжнародне енергетичне агентство (МЕА) визначило водень і паливо на основі водню як один із ключових стовпів декарбонізації. За даними Комісії з енергетичних переходів (ЕТС), глобальної коаліції лідерів з усього енергетичного ландшафту, які працюють разом, щоб прискорити перехід до майбутнього з нульовими викидами, водень може відігравати важливу роль у декарбонізації, незалежно від того, використовується він безпосередньо чи у вигляді похідного палива в секторах, де пряма електрифікація може бути неможливою або є економічно недоцільною. Якщо водень виробляється з використанням низьковуглецевих джерел енергії (наприклад, ядерна енергетика), він майже не виділяє CO₂ не тільки під час використання водню, але й під час виробничого процесу, на відміну від процесів, де водень виробляється з використанням інших джерел енергії (наприклад, викопного палива).

Оскільки інвестиції у створення електролізної установки для виробництва низьковуглецевого водню дуже високі, необхідно зробити електролізери рентабельними шляхом збільшення тривалості використання (мінімальний поріг 5000 год/рік і оптимальний поріг до 8000 год/рік), чого не дозволяє переривчастість відновлюваних джерел енергії (від 2000 до 4000 год/рік використання). У цьому відношенні лише ядерна енергетика та гідроелектроенергетика мають подвійну перевагу: вони керовані та прогнозовані протягом всього року. Виходячи з аналізу даних щодо вартості в Україні електричної енергії, отриманої з відновлювальних джерел енергії (ВДЕ), таких як сонце та вітер (діючий на 2024 р. «зелений тариф») та вартості виробництва електричної енергії на діючих блоках АЕС в Україні (станом на 2024 р.), було виконано аналіз щодо порівняння технологічних, екологічних та вартісних показників виробництва низьковуглецевого водню на електролізній установці електричною потужністю 1 ГВт. Отримані дані представлені в таблиці 1.

Таблиця 1. Порівняння технологічних, екологічних та економічних показників виробництва низьковуглецевого водню на електролізній установці електричною потужністю 1 ГВт

Джерело електричної енергії	Вартість виробленої електричної енергії, \$/МВт·год	Коефіцієнти відносної потужності різних технологій виробництва електроенергії для Європи, %	Виробництво низьковуглецевого H ₂ за рік, тис кг/рік	Необхідна площа для розташування генеруючих потужностей, га	Вміст CO ₂ при виробництві H ₂ відповідно до життєвого циклу установки, кг CO ₂ екв/кг H ₂	Усереднена вартість низьковуглецевого водню LCOH, \$/кг H ₂
СЕС	205,02	13 – 16	21466	12686	1,404	14,70
ВЕС	127,46	33 – 38	52556	34495	0,572	7,68
АЕС	41,94	77 – 81	116955	337	0,624	3,12

Низьковуглецевий водень, отриманий з використанням електричної енергії від АЕС, має незаперечні переваги перед воднем, отриманим за допомогою ВДЕ.

ВИЗНАЧЕННЯ ТЕМПЕРАТУРИ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЕЛЕМЕНТІВ КОНСТРУКЦІЇ НАДСТАВКИ КАСЕТИ АРК, ОЦІНКА НАДІЙНОСТІ ЇХ ОХОЛОДЖЕННЯ В АКТИВНІЙ ЗОНІ ВВЕР-440

**¹Зуйок Валерій, ¹Джамірзоєв Альберт, ²Мазурок Олександр, ¹Зігунов
Володимир, ³Макаренко Антон, ⁴Годун Олег**

¹НТК ЯПЦ ННЦ ХФТІ, м. Харків, Україна, valeriyzuyok@gmail.com

²ТОВ «Енергобезпека груп», м. Київ, Україна

³Науково-технічний комплекс «Інститут електрозварювання імені Є. О. Патона»,
м. Київ, Україна

⁴Філія «ВП «Науково-технічний центр» АТ «НАЕК «Енергоатом», м. Київ,
Україна

АТ «НАЕК «Енергоатом» проводить комплекс робіт з заміни елементів активної зони реакторів, які раніше постачала російська компанія АТ «ТВЕЛ», на елементи власного виробництва, одним з яких є касети аварійного захисту, регулювання та компенсації (АРК) ВВЕР-440. АРК є робочим органом системи управління та захисту (СУЗ) та складаються з паливної частини (ТВЗ) та надставки з поглиначем.

Визначення температури елементів конструкції надставки необхідно для обґрунтування механічної надійності в діапазоні температур експлуатації, та підтвердження надійності їх охолодження при параметрах теплоносія першого контуру ВВЕР-440.

Питома потужність енерговиділення в конструкційних матеріалах надставки АРК залежить від потужності робочих касет (РК), що знаходяться у сусідніх комірках, та є найбільшою для борного вкладиша: для усередненого по секторам $K_q=1,28$ її величина становить $17,5 \text{ Вт/см}^3$. Загальна потужність енерговиділення в конструкційних матеріалах надставки, воді та матеріалі штанги проміжної становить 229 кВт для повністю зануреного та 64 кВт для зануреного на 154,8 см ОР СУЗ.

За відсутності теплообміну через чохол надставки максимальний підігрів теплоносія за рахунок енерговиділення в конструкційних матеріалах при консервативній витраті $100 \text{ м}^3/\text{год}$ становитиме $1,9 \text{ }^\circ\text{C}$ для повністю зануреного ОР СУЗ та $0,53 \text{ }^\circ\text{C}$ для зануреного на 154,8 см.

За температури теплоносія навколо вкладиша, що відповідає максимальному підігріву теплоносія в сусідніх РК ($46,6 \text{ }^\circ\text{C}$), рівномірному розподілу швидкості теплоносія по зазорам надставки ($2,61 \text{ м/с}$), максимальна температура поверхні вкладиша для повністю зануреного ОР СУЗ становитиме $312,9 \text{ }^\circ\text{C}$, а для піднятого на 154,8 см – $313,9 \text{ }^\circ\text{C}$, що за температури насичення теплоносія $327 \text{ }^\circ\text{C}$ дає запас до насичення $14,1 \text{ }^\circ\text{C}$ та $13,1 \text{ }^\circ\text{C}$ відповідно. Наближення температури вкладишу до температури насичення теплоносія можливе при зменшенні швидкості в зазорі вкладиш – центральна труба нижче $0,5 \text{ м/с}$, що неможливо при даній конструкції надставки та навіть при консервативній витраті теплоносія $100 \text{ м}^3/\text{год}$. Це свідчить про відсутність об'ємного та поверхневого кипіння теплоносія під час експлуатації найбільш енергонавантаженого елемента – вкладиша надставки, тобто елементи конструкції надставки будуть надійно охолоджуватися в активній зоні ВВЕР-440.

DEUTERIUM PERMEATION BEHAVIOR IN Ti-6Al-4V ALLOY WITH CrN AND TiN COATINGS

Karpov S.O., Karpach V.K., Kashaba A.Ye., Klimenko I.O.,
Kuprin O.S., Tolstolutska G.D.

National Scientific Center “Kharkiv Institute of Physics and Technology”,
Kharkiv, Ukraine, karpofff@kipt.kharkov.ua

A pure hydrogen environment is known to damage metal components including certain steels and titanium through different mechanisms including hydride formation, swelling, surface blistering, and embrittlement. Titanium alloys (e.g. Ti-6Al-4V used for advanced gas turbine engines) have reasonable resistance to chemical attack, but hydrogen attack causes severe problems, such as loss of ductility and decreased material strength.

The deuterium permeation behavior in Ti-6Al-4V alloy, both in its uncoated state and with TiN and CrN coatings deposited by cathodic arc evaporation, was investigated following exposure to low-energy deuterium plasma at room temperature to a fluence of $1 \cdot 10^{23}$ D/m². The implanted deuterium depth distribution was measured by means of the D (³He, p)⁴He nuclear reaction.

Fig. 1,a illustrates the experimentally measured deuterium profiles from the front side (after the removal of 0.4 mm) and the backside of the sample, as well as a linear interpolation of the gas concentration throughout the sample of Ti-6Al-4V alloy. Fig. 1,b shows the depth distribution profiles of deuterium in CrN coatings deposited under varying applied bias voltages U_b (the depth resolution of this approach is limited to 250 nm).

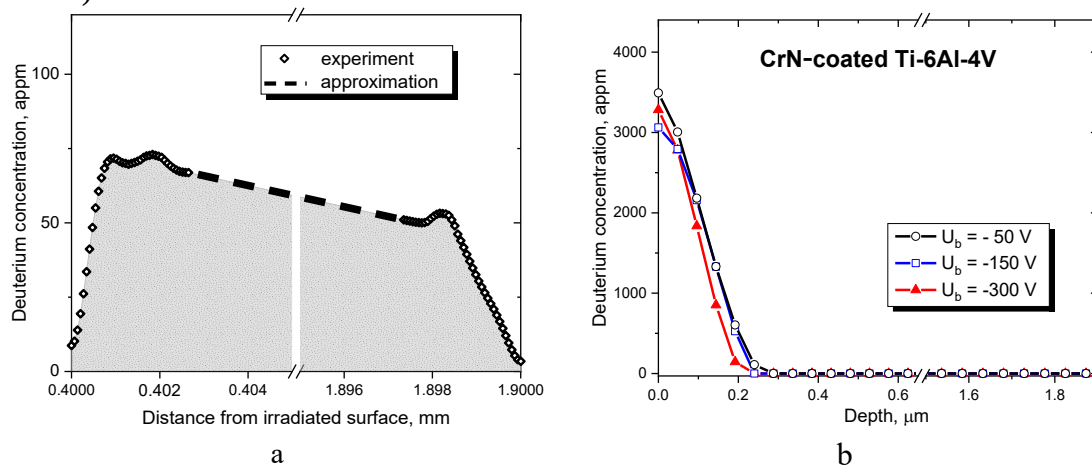


Fig. 1. Depth distribution profiles of deuterium in Ti-6Al-4V alloy 1200 hours after saturation (a) and in coatings CrN (b)

The following conclusions were reached:

- In the uncoated Ti-6Al-4V alloy, significant redistribution of deuterium was observed throughout the bulk material, with permeation extending to the reverse side of the sample relative to the irradiated surface.
- In the coated samples, deuterium permeation was minimal, indicating negligible diffusional mobility of deuterium within the TiN and CrN coatings at room temperature. In addition, the depth of permeation and the concentration of accumulated deuterium in the coatings do not depend on the substrate bias voltage (in the range of -50 to -300 V) at which these coatings were deposited.
- The TiN and CrN coatings have the potential to serve as barriers, protecting the Ti-6Al-4V alloy from interaction with the hydrogen isotope deuterium.

OBTAINING OF MAGNESIUM-THERMAL ZIRCONIUM SPONGE

¹Pylypenko M.M., ²Yefimov O.V., ³Yanko T.B., ¹Drobyshevska A.O., ²Potantina T.V.

¹National Science Center “Kharkiv Institute of Physics and Technology”, Kharkiv, Ukraine, pylypenko1957@gmail.com

²National Technical University “Kharkiv Polytechnic Institute”, Kharkiv, Ukraine

³Public Joint Stock Company “Titanium Institute”, Zaporizhzhya, Ukraine

In the programs of work carried out in the world to improve nuclear fuel for light-water pressurized reactors (PWR, WWER) and which are aimed at further improving the operational reliability of fuel cells with fuel burn-up to 70...75 MWd/kgU and a campaign length of up to 6...7 years, much attention is paid to increasing the resource characteristics of zirconium fuel element cladding and components of fuel assemblies. Fuel vendors have developed and proposed use of a number of cladding zirconium alloys, such as Zircaloy, and Nb-containing alloys.

Up to date, although many Zr-based alloys have been studied for potential usage in nuclear reactors, only a few of them are of commercial importance, and new Zr-based alloys are continuously developed and then are recommended to be candidates for the advanced nuclear power plant. However, the development of advanced fuel claddings is a persistent issue in the nuclear power are and many investigators have been developing new alloy compositions or exploring new processes for improving performances of Zr-based alloys.

To improve the performance properties of zirconium alloys, it is necessary to optimize the alloying elements content, and also use zirconium sponge as the alloys base, since such alloys meet safety criteria under loss-of-coolant accident situations.

The technology of magnesium-thermal production of spongy zirconium on laboratory installations has been studied. In general, the nuclear-grade zirconium production route involves ore cracking, Hf separation, calcination, pure chlorination and reduction to the pure metal. The Kroll process is commonly used on industrial scale for the production of metals from the corresponding metal chlorides. Ductile zirconium is produced by the reduction of pure gaseous zirconium tetrachloride with molten magnesium in an inert atmosphere. After the reduction, the obtained metal mass containing residual magnesium chloride and unreacted magnesium is further purified by distillation.

The processes of obtaining zirconium sponge at the stages of reduction of zirconium tetrachloride and high-temperature vacuum sublimation (distillation) of the reaction mass were researched. To implement the process of obtaining zirconium sponge were developed laboratory installations. Zirconium sponge samples were obtained from domestic raw materials and studied properties and impurities contents.

The change in the content of impurities during the refining of the magnesium-thermal zirconium sponge was investigated using the electron beam melting (EBM) method. The refining processes are actively occurring during EBM. Evaporation of metallic impurities is determined by the melting temperature of zirconium. Therefore impurities whose melting temperature is lower melting temperature of zirconium (Al, Ti, Cr, Mn, Fe, Ni, Cu, Ca, etc) during EBM removed. Research has shown that the content of impurities, except for gaseous ones, in the obtained sponge and the quality of metal zirconium slightly differ from the sponge zirconium of other manufacturers.

The research results can be used for the development of industrial magnesium-thermal technology for the obtaining of zirconium sponge for the production of nuclear-grade zirconium and equipment for its production.

МАТЕРІАЛОЗНАВЧІ ДОСЛІДЖЕННЯ І РОЗРАХУНКИ ЕФЕКТИВНОСТІ ПОГЛИНАННЯ НЕЙТРОНІВ HfB_2 В УМОВАХ РОБОТИ В РЕАКТОРІ ВВЕР-1000

Зуйок В.А., Чернов І.О., Романьков В.О., Легенький Є.С., Дикий І.В., Шевченко І.В.

НТК ЯПЦ ННЦ ХФТІ, м. Харків, Україна, valeriyzuyok@gmail.com

Диборид гафнію (HfB_2) розглядається як один з перспективних нейтронопоглинаючих матеріалів реакторів PWR, в яких на теперішній час використовуюся сплав на основі срібла (Ag-In-Cd) та карбід бору (B_4C). Так, одним із засобів збереження фізичної ефективності ПЕЛ на високому рівні є сумісне використання бору та гафнію, оскільки бор є сильним поглиначем нейтронів з широким спектром енергій, а гафній має декілька ізотопів, які під опроміненням перетворюються один в одного, чим забезпечують тривалу ефективність.

Становить інтерес дослідження аспектів працездатності таблеток HfB_2 , зокрема корозійної стійкості, сумісності з матеріалом оболонки поглинаючого елемента (ПЕЛ) і фізичної ефективності поглинання нейтронів в умовах ВВЕР-1000.

В роботі зроблено аналіз деяких експлуатаційних характеристик працездатності дибориду гафнію у порівнянні з іншими нейтронопоглинаючими матеріалами на основі бору: карбіду бору, дибориду титану, цирконію, диспрозію.

Представлено результати досліджень характеристик таблеток дибориду гафнію, виготовлених гарячим пресуванням та спіканням.

За результатами досліджень корозійної стійкості таблеток HfB_2 з густиною $(7,6 \dots 8,6) \text{ г/см}^3$, загальна пористість $(25 \dots 33) \%$ в модельному середовищі теплоносія реактора ВВЕР-1000 встановлено, що витримка таблеток впродовж 225 годин при $T=350^\circ\text{C}$ і $P=16,5 \text{ МПа}$ призвела до руйнування таблеток HfB_2 внаслідок фазового перетворення HfB_2 з утворенням моноклінного оксиду гафнію.

Досліджено сумісність таблеток HfB_2 з густиною $(7,6 \dots 8,6) \text{ г/см}^3$ та матеріалу оболонки ПЕЛ реактора ВВЕР-1000 (хромонікелевий сплав 42ХНМ) при перегріві в середовищі водяної пари при $T=1200^\circ\text{C}$ впродовж 60 хвилин. Встановлено, що має місце «прилипання» таблетки HfB_2 до пластини зі сплаву 42ХНМ та утворення області взаємодії. Це може бути обумовлено перевищенням температури за рівень температури евтектики між Hf та Ni , яка складає 1150°C .

За результатами нейтронно-фізичних розрахунків фізичної ефективності поглинання нейтронів HfB_2 з густиною $10,5 \text{ г/см}^3$ та B_4C з густиною $1,7 \text{ г/см}^3$ встановлено, що фізична ефективність HfB_2 складає 106 %. В процесі довготривалої експлуатації за рахунок поглинання гафнієм фізична ефективність HfB_2 знижується до 50 % за $(9 \dots 10)$ ефективних років експлуатації, в той час як фізична ефективність B_4C повністю знижується за рахунок повного вигорання ^{10}B .

Таким чином, на основі проведених досліджень і розрахунків встановлено, що HfB_2 характеризується підвищеною фізичною ефективністю поглинання нейтронів при тривалій експлуатації в умовах реактора ВВЕР-1000. Виявлені незадовільні аспекти працездатності, а саме корозійна стійкість і сумісність з оболонкою.

Підвищення працездатності ПЕЛ з таблетками HfB_2 може бути пов'язано з:

- підвищенням густини таблеток та зменшення загальної (відкритої) пористості;
- формуванням захисних покриттів на поверхні таблеток або оболонок ПЕЛ з матеріалів, що мають вищі температури евтектичної взаємодії.

ДОСЛІДЖЕННЯ СТРУКТУРНО-ФАЗОВОГО СТАНУ ТАБЛЕТОК ТИТАНАТУ ДИСПРОЗІЮ ТА ГАФНАТІВ ДИСПРОЗІЮ І ГАДОЛІНІЮ, АВТОКЛАВОВАНИХ В МОДЕЛЬНОМУ СЕРЕДОВИЩІ ТЕПЛОНОСІЯ РЕАКТОРА ВВЕР-1000

¹Зуйок В.А., ¹Чернов І.О., ²Березняк О.П., ²Колодій І.В., ¹Трет'яков М.В.

¹НТК ЯПЦ ННЦ ХФТІ, м. Харків, Україна

²Інститут фізики твердого тіла, матеріалознавства і технологій ННЦ ХФТІ,
м. Харків, Україна, valeriyzuyok@gmail.com

Відомо, що оксиди рідкісноземельних елементів (наприклад, Ln_2O_3) є корозійно нестійкими у водному середовищі при умовах $T = 280 \dots 300^\circ\text{C}$, $P = 13 \dots 18$ МПа. Взаємодія з водою відбувається у дві стадії: $\text{Ln}_2\text{O}_3 + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{LnO}(\text{OH})$ та $\text{LnO}(\text{OH}) + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{Ln}(\text{OH})_3$. Враховуючи зазначене, в якості нейтронопоглинаючих матеріалів для ядерних реакторів знайшли застосування титанати і гафнати рідкісноземельних елементів. Проте поведінка цих матеріалів в середовищі теплоносія практично не досліджена, через що такі дослідження мають науковий інтерес.

Дослідження структурно-фазового стану таблеток титанату диспрозію, а також гафнатів диспрозію і гадолінію проводили шляхом довготривалих (≥ 5000 годин) автоклавних випробувань в модельному середовищі теплоносія реактора ВВЕР-1000 ($\text{H}_3\text{BO}_3 = 3$ г/дм³, $\text{NH}_3 = 3$ мг/дм³, $\text{KOH} = 12,3$ мг/дм³, $\text{pH} = 7,2$) при температурі 350°C та тиску 16,5 МПа. Еволюцію структурно-фазового стану вивчали методами рентгенівської дифракції (аналізувалися окремо поверхня та внутрішня частина зразків) та інфрачервоної спектроскопії (проведено узагальнений аналіз суміші приповерхневої та внутрішньої частини зразків).

Таблетки титанату диспрозію ($\text{TiO}_2 \cdot \text{Dy}_2\text{O}_3$) у вихідному стані є однофазним матеріалом з гексагональною або пірохлорною модифікаціями Dy_2TiO_5 . Вихідний структурно-фазовий стан таблеток гафнату диспрозію ($\text{HfO}_2 \cdot \text{Dy}_2\text{O}_3$) і гафнату гадолінію ($\text{HfO}_2 \cdot \text{Gd}_2\text{O}_3$) характеризується однофазною кубічною структурою типу флюориту.

Встановлено, що після витримки в автоклаві впродовж 6000 годин колір поверхні таблеток титанату диспрозію набуває зеленуватого відтінку. Також зафіксовано зміну вихідного структурно-фазового стану. Так, на поверхні таблеток титанату диспрозію відбувається часткове фазове перетворення, і формуються фази ($\text{Dy}_2\text{Ti}_2\text{O}_7$, Dy_2O_3 , DyVO_3). Утворення борату диспрозію DyBO_3 може бути обумовлено взаємодією утвореного оксиду диспрозію з борною кислотою, що міститься в корозійному середовищі. Слід відзначити, що у внутрішній частині таблеток титанату диспрозію не спостерігається фазових перетворень.

Гафнат диспрозію показав більшу стійкість до корозії в модельному середовищі теплоносія. Так, у зразках, автоклавованих до 5000 годин, фазових перетворень виявлено не було (як на поверхні, так і у внутрішній частині). Колір поверхні таблеток набував зеленуватого відтінку.

Після автоклавних випробувань протягом 5000 годин на поверхні таблеток гафнату гадолінію було ідентифіковано невелику кількість (≈ 8 мас.%) борату гадолінію GdBO_3 . Колір зразків набував світло-бежевого відтінку. Фазовий склад внутрішньої частини відповідав початковому стану зі структурою типу флюориту. Незважаючи на утворення нових фаз на поверхні автоклавованих таблеток титанату диспрозію, зміни лінійних розмірів не відбувається – таблетки зберігають свою цілісність, що свідчить про їх задовільну корозійну стійкість в умовах середовища теплоносія реактора ВВЕР-1000.

ОТРИМАННЯ ТЕЛУРУ ВИСОКОЇ ЧИСТОТИ ДЛЯ ДЕТЕКТОРІВ ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ

Солопихін Д.О., Щербань О.П., Кондрик О.І.

Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут» НАНУ, Харків, Україна, solopikhin_d@ukr.net

Для сучасного матеріалознавства Те високої чистоти становить інтерес як основний компонент бінарних і складніших напівпровідників. Телурид кадмію та його тверді розчини використовуються для виготовлення фотоприймачів, детекторів іонізуючого випромінювання на основі CdTe, CdHgTe, CdZnTe, CdZnTeSe [1]. Тверді розчини $\text{Cd}_{1-x}\text{Hg}_x\text{Te}$ також використовуються для виготовлення тепловізорів. Для отримання сполук на основі Те необхідна чистота вихідних матеріалів на рівні $> 99,999 \%$.

Аналіз літературних даних показав, що для підвищення чистоти Те в процесі його дистиляційного рафінування застосовуються різні технологічні прийоми, зокрема, використання спеціальних флюсів (P_2O_5 , NH_4NO_3), дистиляція в потоці перегрітої водяної пари, введення оксиду телуру в завантаження вихідної речовини. Необхідно відзначити, що присутність окиснювачів знижує швидкість випаровування Те у 2-3 рази. Іншим негативним технологічним моментом є взаємодія оксиду з кварцом, що призводить до достатньо швидкого руйнування апаратури.

В представленій роботі досліджено процес отримання Те високої чистоти комплексним методом дистиляції з застосуванням фільтрації розплаву в атмосфері інертного газу аргону з наявним у ньому киснем для видалення оксидів домішок (окисного рафінування). Виконано термодинамічні розрахунки і аналіз реакцій окислення Те і наявних у ньому домішок Ag, Hg, Se, Bi, Pb, S, Co, Fe, Sn, Zn при розплавленні Те в стандартних умовах, а деяких із них (Pb, Zn) також при дистиляції у вакуумі. Оцінено критерії міцності окисних сполук домішок по абсолютній величині зміни вільної енергії Гіббса.

Проведений аналіз показує, що домішки Zn, Sn, Fe, Co, Bi, S, Pb, Cu, для яких зміна потенціалу Гіббса утворення оксидів за абсолютною величиною є більшою, будуть утворювати окисли, заміщуючи телур в TeO_2 . Ці окисли видаляються шляхом фільтрації розплавленого телуру. Домішки Se, Hg, Ag з потенціалом Гіббса утворення їх оксидів за абсолютною величиною меншою, ніж вільна енергія утворення TeO_2 , будуть поступати у розплав телуру, вивільняючи кисень на утворення оксиду телуру і наявних в ньому домішок. Se і Hg, відповідно до їх коефіцієнтів розділення, видаляються на етапі очистки від легколетких домішок, а Ag залишається в залишку у тиглі в процесі дистиляції.

Отримані результати експериментального дослідження показали, що використання окисного рафінування з наступною одноразовою дистиляцією у вакуумі забезпечує майже 100 кратне очищення Те за сумарним вмістом домішок, що дозволило отримати Те чистотою $99,9995 \%$, яка відповідає необхідній чистоті Те для отримання сполук, що використовуються для виготовлення якісних детекторів іонізуючого випромінювання.

Термодинамічний аналіз реакцій окислення домішок при розплавленні та фільтрації Те, схема пристрою і процес очистки Те комплексним методом, отримані результати і їх обговорення більш детально буде висвітлено в доповіді.

Література:

1. L. Davydov, P. Fochuk, A. Zakharchenko et al. Improving and characterizing (Cd, Zn) Te crystals for detecting gamma-ray radiation. // IEEE Trans. Nucl. Sci. 2015. Vol. 62, No. 4, p. 1779.

EFFECT OF ELECTRON IRRADIATION AND ALTERNATING MAGNETIC FIELD PROCESING ON THE CREEP OF 15Kh2NMFA REACTOR VESSEL STEEL AT 600 K

Karaseva E.V., Sokolenko V.I., Mats A.V., Savchuk E.S., Frolov V.A.

National Science Center “Kharkov Institute of Physics and Technology”

Kharkov, Ukraine, vsokol@kipt.kharkov.ua

Ferrite-pearlite 15Kh2NMFA steel is used to create vessels of nuclear reactors of the VVER-1000 type and is characterized by low induced activity, weak vacancy intumescences, low creep, and high resistance to high-temperature and helium embrittlement [1]. Vessels of thermal neutron reactors operate at temperatures of ~600 K and are exposed to neutron and gamma radiation. Relatively low operating temperatures and exposure to these radiations can cause microstructural changes in the vessel material, leading to radiation-induced degradation of mechanical properties.

Vessel steel 15Kh2NMFA is a ferromagnetic, which predetermines the influence of the magnetic field on the defective structure due to the relationship between the magnetic and lattice subsystems of the materials.

In this connection it is interesting to study the influence of different modes of action of the alternating magnetic field on the creep of specimens irradiated 15Kh2NMFA steel at temperatures corresponding to the operating temperatures for the reactor vessel.

During creep of steel samples in the initial state at stresses slightly exceeding the yield strength, a local region of heterogeneous plastic flow is observed. It is shown that this is the result of kinetic instability of the structure due to changes in deformation conditions and its restructuring under the action of a slowly increasing load in the creep mode at $T = 600$ K. In irradiated and alternating magnetic field-treated samples, such restructuring of the structure during creep at stresses $\sigma \sim \sigma_{0.2}$ is not observed.

Irradiation by electrons with energy of 10 MeV and a dose of $5 \cdot 10^{19} \text{ cm}^{-2}$ causes significant distortion of the material. This is the displacement of atoms from their equilibrium positions, the formation of point defects and their clusters [1]. These factors, along with the pinning of dislocations by impurities, are the cause of hardening of the material and reduce the creep rate.

Processed by alternating magnetic field $H=700$ Oe for 2-3 hrs of the steel reduced the level of internal stress due to redistribution of defects, which leads to a reduction in yield strength of the material. This gives rise to the instability of plastic flow of the steel samples due to inhomogeneous local transformation of structure, formed after irradiation, most notably in the areas of maximum distortions. Relaxation mechanisms may be: cross slip dislocations, atoms return to the equilibrium position, increasing the recombination zone of Frenkel pairs. The discrete flow of the relaxation processes on the sample volume caused by heterogeneous distribution of defects and internal stresses, and also the degree of defectiveness of the material.

References:

1.V.N. Voyevodin, I.M. Neklyudov Evolution of structure phase state and radiation resistance of structural materials. Kiev, Naukova Dumka, 2006, 376 p.

RESISTANCE OF VACUUM-ARC COATINGS TO MICRO-IMPACT OF IONS AND ABRASIVE

Kryvoshapka R.V., Marinin V.G., Serdyuk I.V.

National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology," Kharkiv, Ukraine, kryvoshapkarv@gmail.com

To develop and expand methods for protecting components of various power equipment at thermal and nuclear power plants, coatings formed using vacuum-arc discharge were studied. The cathodes used were Zr (KTI-110), Ti (BT1-0), Mo (MЧБП), and Ta (TH-1). Argon was used as the reactive gas, with pressure in the vacuum chamber varying in the range of $1.3 \cdot 10^{-2}$ to 1.33 Pa. The arc discharge current during coating formation was 100 A, and the negative substrate potential was varied from 100 to 200 V. The mass loss of coatings was investigated by determining the erosion rates V_k and V_a under micro-impact, abrasive wear, hydrogen plasma, and ion flux exposure. During the formation of coatings, methods of manufacturing single-layer and multilayer structures were used. The resistance of the coatings to micro-impact and abrasive wear was evaluated based on the rate of mass loss. For single-layer coatings, the average depth of destruction was calculated based on mass reduction, and the destruction rates V_k ($\mu\text{m/h}$) and V_a ($\mu\text{m/h}$) were determined for micro-impact and abrasive wear, respectively. The results obtained are as follows: Zr (2,27; 60,2); Ti (0,8; 56,8); Ti+Zr (1,42; 36,4); ZrN (3,85; 40,1); TiN (2,18; 30,2); (Ti+Zr)N (3,07; 20,3). The destruction rates of multilayer coatings were measured in (mg/h) and presented: Zr- ZrN-Zr (2,23; 1,63); Ti-TiN-Ti (0,91; 0,94); TiZr-TiNZrN-TiZr (1,47; 0,825); Mo (0,33; 0,487); ZrMo-ZrNMoN-ZrMo (2,34; 1,64); TiMo-TiNMoN-TiMo (0,67; 0,41). Data analysis indicates that the obtained binary multilayer coatings exhibit lower destruction rates. The resistance of a multi-element single-layer coating with the composition (Zr₅₇Cu₁₅Al₁₀Ni₁₂Nb)N was investigated. The erosion rate due to micro-impacts was 0.2 $\mu\text{m/h}$, while the Ar ion flux erosion rate $V_i=0.108 \mu\text{m/h}$. The results confirm the potential for developing highly durable coatings. The effect of plasma and ion flux exposure was studied on single-layer coatings using different equipment. The equipment parameters were as follows: plasma was generated at a hydrogen pressure of $1.3 \cdot 10^{-2}$ Pa, with a plasma density of $1 \cdot 10^{12} \text{ cm}^{-2}$, electron temperature of 15 eV, and electrical pulse frequency of 8.8 MHz. Ion fluxes were formed at a pressure of $1.3 \cdot 10^{-2}$ Pa, with a current density of 1.22 mA/cm², the samples were subjected to a negative potential of up to 150 eV, with a total ion flux of $2.7 \cdot 10^{19}$ ions. The results of plasma and ion exposure on Zr coatings formed at different nitrogen pressures (P, Pa) are presented in the table:

P, Pa	$1,33 \cdot 10^{-2}$	$6,6 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-1}$	$4 \cdot 10^{-1}$	$6,6 \cdot 10^{-1}$	1,33
Δm , mg (plasma)	-0,44	+0,07	+0,36	+0,12	-0,07	+0,4
Δm , mg (ions)	-240	-20	-60	-50	-10	-

Unlike plasma irradiation, ion flux exposure caused sputtering of the samples at all nitrogen pressures, which may be associated with the formation of oxycarbodeuteronitrides under plasma exposure. Auger spectra obtained from coatings before and after irradiation indicate significant changes. Before irradiation, in addition to zirconium and nitrogen, the coatings contained 15 at.% carbon and 10 at.% oxygen. After irradiation, the oxygen content on the surface increased, and titanium, iron, and nickel appeared. For coatings formed at pressures below $1 \cdot 10^{-2}$ Pa, the elemental concentration remained virtually unchanged.

INCONEL® WELDING MATERIALS FOR RADIOACTIVELY „HOT” REPAIR SITUATIONS

¹Zoryansky V., ¹Semerenko Y., ²Mozgovij O., ¹Skibina L., ³Yushchenko K.,

³Savchenko V., ³Zviagintseva G., ³Cherv'yakov M., ³Volosatov I., ¹Zinoviev P.

¹B. Verkin ILTPE, NAS of Ukraine, Kharkiv, Ukraine

²National Transport University, Kyiv, Ukraine

³E.O. Paton Electric Welding Institute, NAS of Ukraine, Kyiv, Ukraine

INCONEL alloy 690 is widely used for steam generator tubes, baffles, tube sheets, and hardware in nuclear power generation. As a welding material for INCONEL 690 products, INCONEL 52 alloy based on the Ni-Cr-Fe system was developed. This welding product is well suited for automatic welding in industrial production conditions. However, it turned out that its characteristics are not entirely suitable for remote control welding, especially in repair conditions. The next generation of INCONEL welding products is INCONEL Filler Metal 52MSS. The good wetting and clean welds make INCONEL 52MSS an ideal choice for remote controlled multi-pass welds in radioactively „hot” repair situations.

One of most known problem that significantly reduces the performance characteristics of welded joints made using INCONEL Filler Metal 52 is the presence of the so-called high-temperature plasticity dip (reduction in relative elongation) in the temperature range of 1000-1200 K, which coincides with the temperature range of hot crack formation. However, for the improved Filler Metal INCONEL 52MSS, this problem remained unexplored. Thus, the purpose of this work was to study in detail the structural, physical and mechanical properties of both INCONEL 52 and INCONEL 52MSS, especially in the area of possible deterioration in performance properties.

The assessment of ductile properties of these alloys indicated that INCONEL 52MSS metal did not exhibit a ductility dip, while INCONEL 52 metal displayed a notable reduction in maximum values of relative elongation (before the onset of irreversible deformation). The collected data confirms the high resistance of INCONEL 52MSS metal to ductility-dip cracking (DDC). It has been experimentally established that the presence of more effective stoppers inhibiting dislocation mobility creates the prerequisites for a more uniform distribution of dislocations, and ensures the absence of sharp gradients of local stresses, which in turn ensures higher heat resistance and hot crack resistance of the INCONEL 52MSS alloy compared to the INCONEL® 52 alloy [1].

It has been established that in the INCONEL 52 alloy the temperature region of increased high temperature acoustic absorption is consistent with the temperature range of the plasticity dip of 1000-1200 K, where the relative elongation have reduced values. In INCONEL 52MSS alloy (which does not exhibit a ductility dip), this effect of increasing high-temperature acoustic absorption is not observed.

Thus, it has been shown that the acoustic characteristics of alloys of Ni-Cr-Fe alloying system make it possible to establish differences in the tendency to form hot cracks. This fact can be used for non-destructive testing of the occurrence of a state with reduced plasticity, which can lead to the occurrence of hot cracks.

References:

1. K.A. Yushchenko et al., *The Paton Welding Journal* **11**, 2 (2011). DOI: 10.37434/tpwj

ДОСЛІДЖЕННЯ СПОСОБІВ ІНІЦІУВАННЯ СВС-ПРОЦЕСУ

Ситников П.А.

НТУ «ХПІ», Харків, Україна, Pavlo.Sytnykov@mit.khpi.edu.ua

Самопоширюваний високотемпературний синтез (СВС-процес) є одним з перспективних методів отримання нових матеріалів керованого складу, структури та властивостей для енергетики, металургії, машинобудування. Фізична сутність СВС-процесу полягає в ініціюванні екзотермічних реакцій між вихідними реагентами, що генерують значну кількість теплоти та створюють хвилю горіння, здатну самостійно поширюватися через вихідну шихту (насищеної щільності чи спресованого зразка) та водночас утворювати продукти реакції [1].

Одним з важливих етапів СВС-процесу, який впливає на його швидкість, є ініціювання початкової екзотермічної реакції, для чого використовують різні способи. СВС-процес може бути ініційовано теплотою зварювальної дуги, лазерного проміння, термітними сумішами у вигляді таблеток (шашок), електричними спіралями розжарювання.

Ініціювання СВС-процесу зразка з шихти $\text{Ti-C-Al-SiO}_2\text{-Al}_2\text{O}_3\text{-Fe}_2\text{O}_3\text{-ПТ-НА-01}$ трьома різними способами досліджено в роботі [1]. При першому способі застосовано термітну шашку марки ПА-16. При другому – процес ініційовано теплотою зварювальної дуги, утвореної від неплавкого графітового електрода. При третьому способі ініціювання процесу здійснено в аргоні розжареною спіраллю з ніхромового дроту діаметром 0,8 мм від розробленого спеціального пристрою, який складався зі штативу з предметним столиком для встановлення зразків, затискача зі спіраллю розжарювання та силового трансформатора, підключеного до мережі через лабораторний автотрансформатор для регулювання напруги первинної обмотки, і, відповідно, ступеню розжарення спіралі [2].

Відповідно до результатів досліджень встановлено, що при першому способі, враховуючи інтенсивне горіння термітної шашки, важко точно визначити початок СВС-процесу, а відповідно, такі показники, як тривалість підігріву, температуру спалаху, стійкість проходження хвилі та горіння зразка. Додатково, при цьому способі ініціювання зразок насичується і взаємодіє з продуктами горіння шашки.

Труднощі визначення вищевказаних показників має і спосіб ініціювання процесу неплавким графітовим електродом, при якому, додатково, здійснюється часткове оплавлення бічної поверхні зразка, спричинене дією електричної дуги.

Найефективнішим серед розглянутих способів ініціювання СВС-процесу для зразка з шихти $\text{Ti-C-Al-SiO}_2\text{-Al}_2\text{O}_3\text{-Fe}_2\text{O}_3\text{-ПТ-НА-01}$ є спосіб з використанням теплоти від розжарюваної спіралі. Регулювання напруги первинної обмотки силового трансформатора дозволяє впливати на ступінь розжарення спіралі, здійснювати контрольований підігрів зразка, фіксувати показники ініціювання, стійкість хвилі та особливості проходження СВС-процесу.

Література:

1. Лузан С. О., Ситников П. А. Дослідження особливостей ініціювання процесу самопоширюваного високотемпературного синтезу модифікуючого композиційного матеріалу. Вісник Кременчуцького національного університету ім. Михайла Остроградського, 2023. № 2 (139). С. 112–119. DOI: <https://doi.org/10.32782/1995-0519.2023.2.13>
2. Luzan S. O., Sytnykov P. A. Device for initiating the SHS process. Science and innovation of modern world: materials VI International scientific and practical conference. (London, 23-25 February 2023) / London, 2023. P. 237–239.

ОТРИМАННЯ КВАЗИКРИСТАЛІЧНИХ ТОНКИХ ПЛІВОК СИСТЕМИ Ti-Zr-Ni ТА АНАЛІЗ ЇХ ВИХІДНОГО СТАНУ

Малихін С.В., Кондратенко В.В., Копилець І.А., Суровицький С.В.,
Конотопський Л.Є., Шпаков Д.І.

Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут»,
Харків, Україна, Serhiy.Surovitskiy@khp.edu.ua

Особливістю структури ікосаедричних квазикристалів (QCs) є поєднання обертової симетрії п'ятого порядку зі строгим аперіодичним дальнім порядком у розташуванні атомів за відсутності трансляційної інваріантності [1]. Тому для QCs характерні аномальні та унікальні фізичні властивості, зокрема висока міцність і низька теплопровідність [2]. Для ікосаедричних квазикристалів системи Ti-Zr-Ni відома здатність у вигляді твердого розчину накопичувати велику (до 2 Н/ат.) кількість водню [2].

Покриття товщиною 5,7 мкм отримували методом прямооточного магнетронного розпилення мішені складу $\text{Ti}_{41}\text{Zr}_{38,3}\text{Ni}_{20,7}$ (ат.%). У якості підкладки використовували аустенітно-феритну сталь марки X18Ni10T. Під час нанесення покриття температура підкладки не перевищувала 50 °С. Після осадження зразки піддавали вакуумному відпалу за тиску близько $1 \cdot 10^{-4}$ Па. Дослідження проводили на двох зразках: перший відпалювали за температури 500 °С протягом 4 годин, другий при 700 °С упродовж 3 годин. Ці температурно-часові режими обрали на основі попередніх досліджень [3], щоб у першому зразку утворилася квазикристалічна фаза, а в другому – кристалічні структури. Дослідження структури та фазового складу здійснювали методом рентгеноструктурного аналізу. Зйомки проводили на дифрактометрі типу ДРОН у $K\alpha$ -випромінювання міді (Cu).

Обробка отриманих дифрактограм за допомогою програмного пакета New_Profile 3.5 та подальший фазовий аналіз показали, що у зразку №1 наявна єдина фаза – ікосаедрична квазикристалічна (і-фаза, і-QC). Параметр квазикристалічної фази становить $a_q = 0,5234$ нм, а напівширина відбиття (20,32) – приблизно 17,4 $\mu\text{рад}$. Одним із підтверджень того, що це справді квазикристалічна фаза, є наявність кратних порядків відбиттів (наприклад, (20,32) і (52,84)), у яких міжплощинні відстані відрізняються рівно на «золоте число» $\tau = 1,618...$. Фазовий склад зразка №2 є складнішим. Було встановлено, що у зразку наявні три фази, всі вони є кристалічними. Це фаза Лавеса $(\text{Ti,Zr})_2\text{Ni}$, структурний тип C14, фаза твердого розчину $\alpha\text{-Ti(Zr)}$ з приблизно рівним вмістом титану і цирконію, а також фаза кристала-апроксиманта 2/1. Наявність у цій системі фази кристала-апроксиманта 2/1 вперше було встановлено нами у роботі [3]. Параметри кристалічних ґраток фаз становлять: $a = 0,310$ нм, $c = 0,495$ нм, для α -фази, $a = 0,5282$ нм, $c = 0,8304$ нм, для L-фази та 2,3321 нм для 2/1-фази.

Література:

1. Steurer W., Deloudi S. *Crystallography of Quasicrystals // Concepts, Methods and Structures* Berlin: Springer, 2009, 384 p.
2. Stadnik Z.M. *Physical properties of quasicrystals: // Berlin: Springer, 1999, 365 p.*
3. Malykhin S.V., Kondratenko V.V. et.al. *Features of the initial stage of the formation of Ti-Zr-Ni quasicrystalline thin films // Journal of Nano- and Electronic Physics. Vol. 12 No 4, 04011(6pp) (2020)*

ПОЛІМЕРНІ КОМПОЗИТИ ДЛЯ ОБЛАДНАННЯ АТОМНОЇ ПРОМИСЛОВОСТІ УКРАЇНИ

Кабат О.С., Кулініч М.А., Плахотін К.О., Воронний О.М.

Навчально-науковий інститут “Український державний хіміко-технологічний університет” Українського державного університету науки і технологій, м. Дніпро, Україна, Amber_UDHTU@i.ua

Атомна промисловість України розвивається завдяки впровадженню сучасних технологій, зокрема використанню новітніх матеріалів для створення деталей та вузлів машин з кращим рівнем надійності та довговічності у роботі у порівнянні з тими, що використовуються зараз.

До найперспективніших матеріалів сучасності слід віднести полімери та полімерні композиційні матеріали на їх основі. Вони мають високий рівень стійкості до дії агресивних середовищ, достатньо високий рівень фізико-механічних властивостей при мінімальних значеннях густини, непоганий рівень термічної та теплостійкості, здатність працювати у вузлах тертя без або з граничним змащуванням тощо. Тому використання матеріалів на основі полімерів для виготовлення деталей машин і механізмів в атомній промисловості України є актуальним завданням.

Відомо, що радіаційна стійкість полімерів збільшується при збільшенні у їх складі ароматичних ядер. Тому нами пропонується використовувати в якості полімерної основи для створення деталей та вузлів обладнання атомної промисловості України ароматичні поліаміди. Ці матеріали відрізняються досить високим рівнем стійкості до радіаційного випромінювання. Так, при опроміненні ароматичного поліаміду γ -лучами встановлено, що термомеханічні властивості цього полімеру не змінюються до дози 1200 Мрад. При β -опроміненні дозою 600 Мфр вироби на основі ароматичного поліаміду зберігають до 76 % міцності деталей, що не піддавали опроміненню.

Нами розроблено широкий спектр матеріалів триботехнічного призначення на основі ароматичного поліаміду, який наповнено різними за природою, структурою та морфологією матеріалами. Для цього було використано шаруваті (графіт, дисульфід молібдену, нітрид бору, тальк, бентоніт тощо) та сферичні (технічний вуглець, кремнійвмісні матеріали тощо) наповнювачі. Їх властивості приведені у таблиці.

Таблиця - Властивості розроблених полімерних композитів на основі ароматичного поліаміду

№ з/п	Показник властивостей	Значення
1	Густина, кг/м ³	1300-1400
2	Напруження при межі текучості при стисканні, МПа	180-250
3	Модуль пружності при стисканні, МПа	3500-4000
4	Твердість за Брінеллем, МПа	200-210
5	Термічна стійкість, °С	до 360
6	Температура розм'якшення за Віка, °С	до 300
7	Коефіцієнт тертя	0,1-0,2
8	Інтенсивність лінійного зношування, м/м	до 2×10^{-9}

Відповідно до результатів, приведених у таблиці, можна рекомендувати до використання розроблені нами полімерні композиційні матеріали на основі ароматичного поліаміду для виготовлення деталей та вузлів обладнання атомної промисловості України.

THE INFLUENCE OF BORIDES AND DEFORMATION PROCESSING MODE ON THE TECHNOLOGICAL PLASTICITY OF STEEL 04H14T3R1F USED IN THE PRODUCTION OF PIPES FOR NUCLEAR ENERGY

Gubenko S.I., Bespalko V.N.

Iron and Steel Institute, National Academy of Science of Ukraine;

Ukrainian State University of Science and Technologies: Prydniprovskaya Academy of Civil Engineering and Architecture; Dnepr, Ukraine, sigubenko@gmail.com

The development and improvement of structural radiation-resistant materials for the equipment of a new generation of high-safety nuclear power plants is an urgent task [1]. For transportation and storage of spent nuclear fuel, containers made of 04H14T3R1F steel alloyed with boron are used [2-4]. The goal of the work was to study the influence of boride inclusions on the mechanical and technological properties of 04H14T3R1F steel.

The studies were carried out on the samples taken from pipe blanks, as well as from hot-rolled pipes made of steel 04H14T3R1F. Deformation by oblique rolling was carried out in the temperature range 850...1150 °C. Tensile tests were carried out at elevated temperatures (Instron 1195). The microstructure of steel was studied using an optical microscope "Neophot - 31" and a scanning electron microscope JSM 35. The phase composition of steel 04H14T3R1F 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. Thermogravimetric analysis was carried out and DTA curves were recorded.

The features of the chemical and phase composition, structure and transformations in boride inclusions in the steel 04H14T3R1F, used for the manufacture of hexagonal pipe covers used during transportation to the place of regeneration and storage of spent fuel assemblies (FA) of nuclear power plants, have been studied. It has been established that steel 04H14T3R1F contains two types of boride inclusions $(\text{Ti,Fe,Cr,V})_2\text{B}$ with a shell of $(\text{Ti,Cr,V})_2\text{B}$ and $(\text{Fe,Cr})_2\text{B}$, which have significant chemical heterogeneity. It is shown that in the process of hot deformation the phase and structural transformations occur: a change in the composition of borides due to the redistribution of elements, dynamic diffusion fragmentation and release of "satellite" particles, brittle destruction of borides, boride transformation. The behavior of boride inclusions and their influence on the mechanical properties of 04H14T3R1F steel at different plastic deformation temperatures was studied.

References:

1. V.N. Voevodin Structural materials of nuclear power – a challenge of the 21st century. *Issues of atomic science and technology*, 2007, No. 2, Series: Physics of radiation damage and radiation materials science (90), p. 10-22.
2. S.I. Gubenko, V.N. Bespalko, 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.
3. 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.
4. С.І. Губенко. Вплив боридних включень на структуру і властивості сталі 04Х14Т3Р1Ф для чохла відпрацьованих паливних касет атомних електростанцій. *Фізико-хімічна механіка матеріалів*, 2024, т. 60, № 4, с. 68-75.

ULTRASONIC INVESTIGATIONS OF MULTIPHASE CoCrFeMnNiV_{0.75} HIGH-ENTROPY ALLOY

Klochko V.S., Korniets A.V., Sokolenko V.I., Kolodiy I.V., Kondratov O.O., Kislyak I.F., Lipovska Yu.S., Tikhonovska T.M.

National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology" of NAS of Ukraine, Kharkiv, Ukraine, korniets@kipt.kharkov.ua

Multicomponent high-entropy alloys have attracted particular attention for researchers over the past decades. Having high hardness, strength, corrosion and radiation resistance, HEAs have enormous potential for application in various industries, including nuclear industry. This makes it relevant to study the properties of such materials in a wide range of temperatures.

The work is devoted to the study of a multiphase CoCrFeMnNiV_{0.75} (mol) high-entropy alloy. The starting material was an equiatomic single-phase (fcc) CoCrFeMnNi alloy, known as the Cantor alloy.

The multiphase CoCrFeMnNiV_{0.75} alloy with the composition Co 17.39, Cr 17.39, Fe 17.39, Mn 17.39, Ni 17.39, V 13.05 (in at. %) was obtained by re-melting the components (purity ~99.9%) on a copper water-cooled hearth in an arc furnace in a purified argon environment, using a tungsten electrode. To improve chemical homogeneity, the resulting ingots were re-melted five times.

According to X-ray diffraction data, the multiphase alloy was in a heterogeneous structural state and contained fcc matrix and about 40% (wt.) of the tetragonal phase (σ -phase) with lattice parameters $a=0.3604$ nm for the fcc phase and $a=0.8819$, and $c=0.4551$ nm for the tetragonal phase. In the bulk of the sample, the fcc phase exhibited a predominant grain orientation with crystallographic axes of [001]. A weakly expressed texture was also found in the σ -phase, the influence of which was not taken into account in the studies of the ultrasound investigation data. The microhardness of the alloy was ~340 HV (at $P=200$ g), and its density was at the level of 7.69 g/cm³.

Ultrasonic investigations 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 (± 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 ($\Delta\alpha_L$) of longitudinal ultrasound were measured simultaneously. The shear wave velocity was measured only at 300 K temperature.

The ultrasonic studies of the CoCrFeMnNiV_{0.75} sample detected the characteristic deflections on $V_L(T)$ and the presence of maxima P_1 , P_2 and P_3 on $\Delta\alpha_L(T)$ at temperatures, respectively, of 106, 154, 294 K caused by relaxation resonance of the Hasiguti (P_3) and Bordoni type (P_2). The maximum of acoustic attenuation P_1 is suggested to be caused with transition from the paramagnetic state to the spin glass [1]. The elastic characteristics at a temperature of 300 K have been determined.

The Bordoni type relaxation resonance at $T \sim 160$ K was also observed in the single-phase CoCrFeMnNi alloy.

In both alloys, too high background attenuation of ultrasound was recorded, caused by both the increased viscosity of the material and scattering by structural inhomogeneities.

References:

1. S. L. Ginzburg. *Irreversible phenomena in spin glasses*. Moscow: «Nauka», 1989.

ІНСТРУМЕНТ ІЗ НАДТВЕРДИХ МАТЕРІАЛІВ ДЛЯ ОБРОБКИ ДЕТАЛЕЙ ЗАСУВНОЇ АРМАТУРИ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

Рябченко С.В., Матвійчук О.О., Бандуренко М.В., Дурдо І.Г., Сохін С.М.

ДЗП «Інтер-ІСМ», м. Київ, Україна, s.riabchenko@ukr.net

Важливим етапом робіт у відновленні працездатності елементів засувної арматури (ЕЗА) є шліфування їхніх ущільнених поверхонь з метою усунення дефектів, відновлення геометрії та досягнення оптимальної шорсткості.

На підприємствах України та країн Європейського Союзу в середині 90-х років для цієї мети використовували переносні шліфувальні верстати серії VSA та шліфувально-притиральні верстати серії SL виробництва фірми EFCO (Італія), призначені для шліфування ущільнених поверхонь у корпусах вентилів, а також для шліфування і притирки ЕЗА. В останні роки на ринку з'являється також обладнання фірми UNIGRIND (Німеччина), аналогічне за призначенням, але трохи відмінне за конструкцією.

Нами розроблено спеціальні абразивні інструменти з надтвердих матеріалів — кільцеві притири діаметром 50 мм, 80 мм та 120 мм. Притир складається з абразивного шару на основі кубічного нітриду бору (КНБ) і металевого корпусу самого притиру, призначеного для закріплення на планетарному диску верстата фірм EFCO або UNIGRIND (рис. 1).



Рис. 1 Абразивний притир із кубічного нітриду бору (КНБ)

Верстати комплектуються набором абразивних притирів із кубічного нітриду бору (КНБ) різної зернистості, виготовлених гальванічним способом. Ці притири призначені для чорнової та чистової абразивної обробки — видалення основного дефектного шару.

Досягнення необхідної шорсткості оброблюваної поверхні забезпечується подальшим послідовним застосуванням — у 3–4 переходи — дисків з КНБ різної зернистості.

Проте в кожному конкретному випадку ми, на основі вашого замовлення та нашого досвіду, виготовимо інструмент із будь-якою заданою вами зернистістю та потрібної вам конфігурації.

STRUCTURAL FEATURES AND LUMINESCENCE SPECTRAL CHARACTERISTICS OF SINTERED NANOPOWDER YTTRIA UNDER X-RAY LONG-TERM IRRADIATION

¹Zhurenko V., ²Kononenko S., ²Barannik E., ²Kalantaryan O., ²Hrytsenko M.,
¹Taran A., ¹Garkusha I.

¹National Science Center Kharkiv Institute of Physics and Technology, Kharkiv, Ukraine,

²V. N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine, v.zhurenko@gmail.com

Yttrium oxide (Y_2O_3), also known as yttria, is a crystalline nanomaterial that has applications in biomedicine, optics, and optoelectronics. The luminescent properties of Y_2O_3 exposed to ionizing radiation have been extensively studied, with one of its key features being the emission through self-trapped exciton (STE) decay [1]. We experimentally studied the luminescence spectra (wavelength range 250–750 nm) of pure Y_2O_3 in both nanopowder and bulk forms (ceramics) under long-term irradiation by 60 keV X-rays. The bulk samples were produced by compaction and sintering of yttrium oxide micro- and nano-powder at various temperatures. The samples were studied using SEM, XRD, and X-ray luminescence spectral analysis.

The spectra exhibited a multiband structure and showed similar characteristics. The intensity of the luminescence varied nonmonotonically with sintering temperature. For more detail examination of the effect of annealing duration on yttrium oxide nanoceramics, we analyzed two sets of samples, both sintered at 1500°C from a mixture of micro- and nano-sized yttria powder. One set underwent additional annealing at 1000°C for 10 hours. The prolonged annealing affected the broad luminescent spectral band associated with STE radiative relaxation.

Prolonged X-ray irradiation of Y_2O_3 ceramics, led to a significant reduction in the intensity of the 350 nm luminescent band, which is commonly associated with STEs. The luminescence intensity over time was well-described by exponential functions, revealing two-component processes (fast and slow). A quantitative physical model of Y_2O_3 luminescence was developed based on the assumption that defects in polycrystalline samples – primarily grain boundaries and intergranular cavities – serve as natural traps for high-energy photoelectrons. Some photoelectrons are captured by these defects before fully slowing down, and the probability of nonradiative relaxation increases with the concentration of trapped electrons. Consequently, as the concentration of trapped electrons rises, the fraction of high-energy photoelectrons contributing to STE formation per unit time decreases.

Fitting the experimental data revealed that the luminescence decay curves were best described by two-component exponential functions, indicating the presence of two distinct types of photoelectron traps. The results highlighted the dominant role of small-sized cavities over larger ones, aligning well with our model [2]. Since the relaxation rate of photoelectrons trapped in smaller cavities is expected to be higher than in larger ones, this finding further supports our theoretical framework.

References:

1. A. Lushchik, M. Kirm, Ch. Lushchik, I. Martinson, G. Zimmerer. *Luminescence of free and self-trapped excitons in wide-gap oxides* // *Journal of Luminescence*, vol. 87-89, pp. 232-234, 2000, DOI:10.1016/S0022-2313(99)00271-9.
2. E. Barannik, V. Zhurenko, S. Kononenko, O. Kalantaryan, V. Chishkala. *X-ray Irradiation Time Behavior of Exciton Luminescence for Yttria Sintered from Nanosized Powder* // *Proceedings of the 2024 IEEE 14th International Conference "Nanomaterials: Applications and Properties"*, NAP 2024, p. 1-4, DOI:10.1109/NAP62956.2024.10739718.

ВУГЛЕЦЕВІ НАНОТРУБКИ І СОРБЕНТИ НА ЇХ ОСНОВІ ЯК ПЕРСПЕКТИВНИЙ МАТЕРІАЛ ДЛЯ ЗБЕРІГАННЯ ВОДНЮ

Удовицький В.Г., Литвиненко В.В.

Інститут електрофізики і радіаційних технологій НАН України, udovvg@meta.ua

Сучасні тренди розвитку ядерної енергетики вирізняють її не тільки як стале джерело низьковуглецевої електрогенерації, але також як і джерело одержання рожевого водню в періоди мінімального енергоспоживання. Це обумовлюється низкою чинників – технологічною необхідністю підтримки постійної реактивності (потужності генерації) реактора навіть в періоди доби, коли споживання електроенергії суттєво знижується, а також цінністю водню як палива прямого використання, як реагента для металургії прямого відновлення, як енергоносія для паливних комірок, тощо. Тому генерації водню з використанням атомної енергії наразі приділяється значна увага фахівців [1, 2]. Воднева енергетика відкриває широкі можливості для успішної реалізації енергетичного переходу до безвуглецевої енергетики [3]. Однак, щоб ці можливості були реалізовані, необхідна розробка та практична реалізація безпечних та ефективних способів одержання, транспортування, зберігання та використання водню. Проблема надійного і безпечного зберігання водню є найбільш складною і визначальною серед зазначених вище проблем.

Наразі для зберігання водню на практиці в основному використовується його стискування і зберігання під високим тиском в спеціальних ємностях, а також його зрідження і зберігання при криогенних температурах. Ці методи пов'язані з великими технічними труднощами в практичній реалізації. Значні переваги має зберігання водню, абсорбованого різними твердотільними структурами. Для цього використовуються різні матеріали, робота яких базується на процесах хімічної чи фізичної сорбції водню. Перспективними є матеріали, на яких відбувається фізична адсорбція водню – вуглецеві матеріали, цеоліти, метал-органічні каркасні структури, капілярні і мікросферичні структури зі скла, органометалічні комплекси і т.п. [3].

Досить перспективним є використання різних нановуглецевих матеріалів, зокрема, вуглецевих нанотрубок (ВНТ). Це обумовлено їх унікальними властивостями – великій питомій поверхні і пористості при невеликій вазі, можливістю фізично адсорбувати водень як всередині трубок, так і на їх зовнішній поверхні і в міжтрубному просторі, хімічній стабільності, тощо. Використанню ВНТ для зберігання водню, починаючи з 1997 року, коли вийшла перша робота по цій темі, було присвячено багато різних досліджень. В доповіді зроблено аналіз сучасного стану досягнень по використанню ВНТ для зберігання водню і напрямки подальших досліджень. Важливим напрямком є синтез різних макроstruktur з ВНТ (наприклад, «лісу» з ВНТ), які можуть використовуватись для створення масивних матеріалів – адсорбентів водню. Представлені також деякі власні напрацювання авторів по синтезу таких макроstruktur з ВНТ.

Література:

1. Agyekum E. B. *Evaluating the linkages between hydrogen production and nuclear power plants – A systematic review of two decades of research. International Journal of Hydrogen Energy*, 2024, 65: 606-625.
2. Venizelou V. *Comprehensive Overview of Recent Research and Industrial Advancements in Nuclear Hydrogen Production. Energies*, 2024, 17.12: 2836.
3. Kovač A. et al. *Hydrogen in energy transition: A review. International Journal of Hydrogen Energy*, 2021, 46.16: 10016-10035.

ПОЗИЦІЙНО ЧУТЛИВІ СЦИНТИЛЯЦІЙНІ ДЕТЕКТОРИ НЕЙТРОНІВ

Новгородцев В.О., Колесніков О.В.

Інститут сцинтиляційних матеріалів НАН України,
м. Харків, Україна, novgorodvo@gmail.com

У різних галузях фізики високих енергій, астрофізиці, екологічному моніторингу, геології, медицині тощо використовуються сцинтиляційні детектори, які призначені для реєстрації як швидких, так і теплових нейтронів. У низці застосувань виникає необхідність не тільки у фіксації самого факту наявності нейтронного потоку та оцінювання його характеристик, але й визначення просторового розподілу цього потоку. Основною перевагою таких детекторів є можливість отримання просторової інформації про потік нейтронів, що важливо для реконструкції зображення, аналізу структури матеріалів та дослідження фізичних процесів.

Для розв'язання таких задач потрібна розробка детекторів з позиційною та / або кутовою чутливістю. Це досягається шляхом як вибору відповідних сцинтиляційних матеріалів, так і розробкою конструкцій детекторів. Критеріями при цьому є висока ефективність реєстрації, спроможність виділяти нейтрони на тлі природного або штучного гамма фону, кутова роздільна здатність, тощо. Також важливим параметром є швидкість отримання та надійність отриманих результатів. Пріоритетність зазначених критеріїв визначається конкретною задачею.

Метою даної роботи є встановлення відповідностей щодо вимог до сцинтиляційних матеріалів для використання в детекторах різних конструкцій та призначення. В докладі наведено оцінки основних експлуатаційних характеристик детекторів щодо ефективності реєстрації, мінімального часу експозиції, просторової роздільної здатності та їх залежності від функціональних властивостей матеріалів. Досліджено вплив світлового виходу, параметру нейтрон-гамма розділення, розміру та геометричної форми сцинтиляційного елемента на характеристики детектора в цілому.

Акцент в роботі зроблено на застосуванні монокристалів транс-стильбену. Детекторні елементи на основі таких монокристалів характеризуються анізотропією сцинтиляційного відгуку в залежності від напрямку падіння нейтрона. Використання цієї залежності дає можливість реалізувати детектори з кутовою чутливістю [1, 2]. Висока здатність до нейтрон-гамма розділення дозволяє ефективно зменшувати негативний вплив гамма фону. Використання приладів прямої дискретизації сцинтиляційних сигналів дає можливість використання ефективних алгоритмів цифрової обробки, що в свою чергу дозволяє скоротити час експозиції та покращити просторову роздільну здатність детекторів.

Література:

1. P. Schuster and E. Brubaker, "Characterization of the scintillation anisotropy in crystalline stilbene scintillator detectors," *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, vol. 859, no. November 2016, pp. 95–101, 2017.
2. R. Weldon Jr, J. Mueller, C. Lynch, P. Schuster, S. Hedges, C. Awe, L. Li, P. Barbeau, and J. Mattingly, "High-precision characterization of the neutron light output of stilbene along the directions of maximum and minimum response," *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, vol. 927, pp. 313–319, 2019.

ВПЛИВ ОСОБЛИВОСТЕЙ НАНОСТРУКТУРИ НА КАВІТАЦІЙНУ СТІЙКІСТЬ ВАКУУМНО-ДУГОВИХ Ti-Cr-N ПОКРИТТІВ ДЛЯ ЗАХИСТУ ПОВЕРХНІ КОНСТРУКЦІЙНИХ МАТЕРІАЛІВ ЕНЕРГЕТИЧНОГО МАШИНОБУДУВАННЯ

¹Задніпровський Ю.О., ¹Білоус В.А., ¹Купрін О.С., ²Голтвяниця В.С.

¹ІНЦ ХФТІ НАН України;

²Національний університет «Запорізька політехніка», Запоріжжя, Україна,
yaz@kipt.kharkov.ua

Наноструктурні покриття, створені вакуумно-дуговим осадженням із багатокомпонентних катодів, є перспективним засобом для підвищення механічних та службових властивостей поверхонь конструкційних елементів енергетичного устаткування. Вакуумно-дугові Ti-Cr-N покриття, які повною мірою відповідають цим вимогам, є також стійкими до окислення при високих температурах, що дозволяє поширити їх використання до захисту паливних елементів ядерних реакторів [3].

Проведені дослідження були спрямовані на вивчення параметрів осадження наноструктурних покриттів на основі Ti-N для визначення оптимального, з погляду підвищення службових характеристик, вмісту добавки Cr. Досліджено фазовий склад та структуру покриттів. Встановлена залежність C_{Cr} від їх структурних характеристик. Визначена кавітаційна стійкість отриманих Ti-Cr-N покриттів різного складу та встановлено зв'язок зі структурними особливостями цих покриттів.

Осадження (Ti-Cr)N покриттів проводилося на вакуумно-дуговій установці з застосуванням джерел плазми з магнітним утриманням катодної плями та фокусуванням плазмового потоку. Для синтезу покриттів використовувались двокомпонентні катоди Ti-Cr, отримані вакуумно-дуговою плавкою з 23 % і 32 % ваговою домішкою хрому. Залежності відносних концентрацій хрому $C_{Cr} = f(P_{N_2})$ та мікротвердості $H_{\mu} = f(P_{N_2})$, що характеризуються екстремальною поведінкою, дозволили одержати Ti-Cr-N покриття з високими механічними характеристиками (H_{μ} до 45 ГПа), які містять до 30 ваг. % хрому.

Рентгеноструктурні дослідження показали, що у Ti-Cr-N покриттях, отриманих в діапазоні тисків $(1 \div 5) \cdot 10^{-3}$ Торр, основною кристалічною фазою є кубічний нітрид зі структурним типом NaCl, який є (Ti,Cr)N твердим розчином заміщення Cr в кристалічній решітці TiN. Розмір ОКР кристалітів в залежності від тиску N_2 та величини концентрації Cr в покриттях складає від 6 до 25 нм. В указаному діапазоні тисків азоту при використанні катоду Ti-32Cr отримані аморфно-кристалічні Ti-Cr-N покриття, де розмір ОКР складає $\sim 6 \div 8$ нм. При використанні катоду Ti-23Cr осаджені покриття характеризуються кристалічною наноструктурою.

При порівняльних лабораторних випробуваннях на кавітаційний знос найкращим виявилось осаджене з катоду Ti-23Cr покриття (Ti-12Cr)N, що характеризується стовбчастою структурою і переважною орієнтацією кристалітів [110]. ОКР для цього покриття складала ~ 7 нм. Розроблені (Ti-Cr)N покриття можуть бути використані для захисту конструкційних матеріалів в енергетичному машинобудуванні та інших галузях атомної енергетики.

Література:

1. A.S. Kuprin, V.A. Belous, V.N. Voyevodin, R.L. Vasilenko, et al. Irradiation resistance of vacuum arc chromium coatings for zirconium alloy fuel claddings. *Journal of Nuclear Materials* 510 (2018), 163-167.

НОВИЙ СУПЕРКОНДЕНСАТОР НА ОСНОВІ ІННОВАЦІЙНОЇ КОНСТРУКЦІЇ ТА НОВІТНІХ МАТЕРІАЛІВ З ПІДВИЩЕНИМИ ЕКСПЛУАТАЦІЙНИМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ.

Юхно Н.А., Ковальов С.В., Красовський П.Ю., Шкрабець Ф.П.

Український державний університет науки і технологій, Дніпро, Україна,
yuhnonik1@gmail.com

Сучасний розвиток енергетики та електронних пристроїв вимагає створення ефективних та надійних систем зберігання енергії. Суперконденсатори є ключовим елементом у багатьох високотехнологічних рішеннях завдяки їх високій швидкості заряджання, великій питомій потужності та довговічності. Однак існуючі конструкції та матеріали не завжди забезпечують необхідну ємність та стабільність роботи при тривалих циклах заряджання-розряджання. Тому робота з покращення цих характеристик є актуальною.

В останній час спостерігається широкий інтерес до використання графену, вуглецевих нанотрубок та гібридних матеріалів у структурі електродів суперконденсаторів [1-2]. Дослідження Moumita Rana [1] та співавторів демонструють стійкі до пошкоджень композитні матеріали на основі вуглецевих нанотрубок, які зберігають свої електрохімічні властивості навіть при механічних навантаженнях. Siret Malmberg та ін. [2] досліджували електроди на основі карбіду з різними неводними електролітами, вказуючи їх потенціал у збільшенні питомої ємності та покращенні циклічної стабільності суперконденсатора.

Мета дослідження: новий суперконденсатор з тривалим часом розряджання, що забезпечує стабільність та ефективність при експлуатації в різних умовах.

Методи та обладнання: для досліджень використовувалися сучасні методи аналізу електрохімічних характеристик матеріалів, 3D друк для виготовлення електродів та спеціальні електроліти, а також програмне забезпечення для моделювання електрохімічних процесів.

Основна частина: нами запропоновано суперконденсатор з інноваційною конструкцією, що включає комбінацію нових електролітів і електродів на основі оксидних матеріалів. Електроди з високою пористістю можуть виготовлятися шляхом 3D друку. Нова структура забезпечує високу питому ємність та стабільну роботу при різних температурах, що розширює можливості його використання у важких експлуатаційних умовах.

Дана робота є перспективною та відкриває можливості для подальших досліджень у напрямку оптимізації матеріалів та розробки конструкцій суперконденсаторів. Планується продовження роботи над поліпшенням характеристик та адаптацією технології для промислового виробництва.

Література:

1. Moumita Rana, Yunfu Ou, Chenchen Meng, Federico Sket, Carlos González, Juan J Vilatela. *Damage-tolerant, laminated structural supercapacitor composites enabled by integration of carbon nanotube fibres* // *Multifunctional Materials*. (3) 2020, no 1. p. 015001. <https://doi.org/10.1088/2399-7532/ab686d>
2. Siret Malmberg, Mati Arulepp, Elvira Tarasova, Viktoria Vassiljeva, Illia Krasnou, Andres Krumme. *Electrochemical Evaluation of Directly Electrospun Carbide-Derived Carbon-Based Electrodes in Different Nonaqueous Electrolytes for Energy Storage Applications* // *C–Journal of Carbon Research*. (6) 2020, no 4. P. 59. <https://doi.org/10.3390/c6040059>

ОПТИМІЗАЦІЯ ТЕХНОЛОГІЧНИХ ПАРАМЕТРІВ ПРОЦЕСУ ПАСИВАЦІЇ CdZnTe ДЛЯ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ ЕФЕКТИВНОГО КОНТРОЛЮ РАДІАЦІЙНОГО СТАНУ

¹Малий Є.В., ²Смірнов О.Б., ²Савкіна Р.К., ³Сімейко К.В., ¹Стратілат Д.П.

¹Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ, Україна

²Інститут фізики напівпровідників ім. В.Є. Лашкарьова НАН України, Київ, Україна

³Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, Київ, Україна, k_simeyko@ukr.net

Радіаційне опромінення дозволяє керувати модифікацією параметрів напівпровідникових кристалів і за допомогою нього впливати на їхні електрофізичні та оптичні властивості. В нашому дослідженні ми здійснювали опромінення напівпровідникових зразків CdZnTe високоенергетичними γ -квантами 130 кРад двома способами: за допомогою джерел іонізуючого випромінювання Co^{60} та в мішаному енергетичному спектрі продуктів поділу важких ядер. До початку опромінення ізотопом ^{60}Co проведено дослідження щодо побудови профілю потужності γ -поля для розміщення зразків у відповідному просторі відносно джерела опромінювання. Для проведення опромінення з використанням продуктів поділу важких ядер визначене дозове навантаження в місці проведення опромінення за допомогою накопичувальних дозиметрів з можливістю накопичення дози до 1500 бер.

У цій роботі вперше після γ -опромінення отримано результат приросту питомого опору зразків CdZnTe з $\rho_{\gamma}/\rho_{\text{АПВ}}$ 6 та без $\rho_{\gamma}/\rho \sim 50$, і можна побачити роль алмазоподібного вуглецевого (АПВ) покриття та його дію. Виміряно вольт-амперні характеристики для зразків CdZnTe у вихідному стані та після нанесення плівки АПВ (товщина плівки $d = 200$ нм) одразу після нанесення покриття АПВ покриття (рис.1).

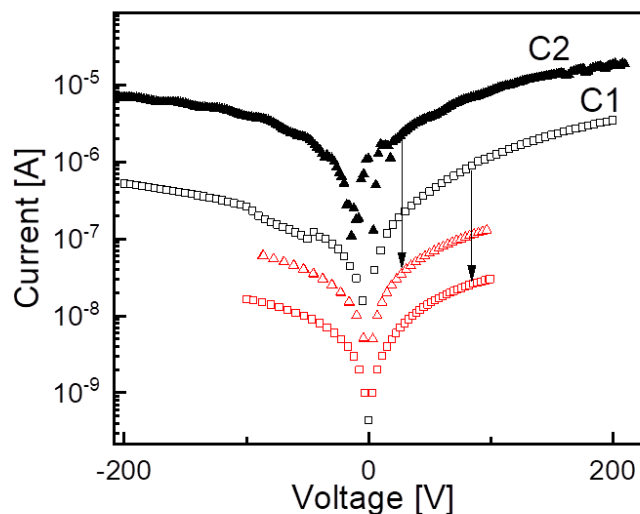


Рис. 2.13 - Зразки C1 та C2 (вихідний без АПВ) до та після опромінення Co^{60} (130 Грей)

Встановлено, що плазмова обробка аргонем та нанесення АПВ покриття на монокристал CdZnTe у єдиному технологічному процесі фізично створюють та фіксують процес досягнення стаціонарного граничного стану процесу самокомпенсації, що підвищує реєструвальну здатність детекторів при великих дозах жорсткого опромінення, а при опроміненні спостерігається збільшення на порядок величини питомого опору досліджуваних зразків.

ОСОБЛИВОСТІ СОРБЦІЇ ^{90}Sr ТА ^{137}Cs НАНОРОЗМІРНИМ АНАТАЗОМ З МОДЕЛЬНИХ РОЗЧИНІВ ТРАПНИХ ВОД АЕС

^{1,2}Ярошенко К.К., ¹Шабалін Б.Г.

¹Державна установа «Інститут геохімії навколишнього середовища Національної академії наук України», Київ, Україна, igns.yaroshenko@gmail.com

²Інститут геологічних наук Національної академії наук України, Київ, Україна

У роботі вперше вивчено кінетику сорбції нанорозмірних частинок анатазу (TiO_2) при вилученні радіонуклідів ^{90}Sr і ^{137}Cs з модельних розчинів трапних вод АЕС. Для проведення експериментального дослідження використано нанорозмірний порошок анатазу, синтезований хімічним методом під час фазового перетворення тетраізопропоксиду титану в лужному середовищі (Lavrynenko et al., 2022). Методом послідовного вилуговування встановлено ступінь десорбції ^{90}Sr і ^{137}Cs , сорбованих нанорозмірним анатазом.

Результати дослідження кінетики сорбції ^{90}Sr і ^{137}Cs анатазом (рис. 1а) показали: 1) час встановлення сорбційної рівноваги – 6 год; 2) анатаз є ефективним сорбентом щодо ^{90}Sr – ступінь сорбції (S) = 99,9 %; 3) ефективність сорбції ^{137}Cs є недостатньою (S = 66,5 %); 4) анатаз значно ефективніше сорбує двовалентні катіони (^{90}Sr), ніж одновалентні (^{137}Cs). Розраховано коефіцієнти розподілу (K_d) ^{90}Sr та ^{137}Cs між рідкою та твердою фазами, максимальні значення склали для ^{90}Sr – 672 мл/г, ^{137}Cs – 3 мл/г.

Визначені форми знаходження сорбованих анатазом радіонуклідів методом послідовного вилуговування (рис. 1б) вказують на високий відсоток фіксованої форми знаходження сорбованого ^{137}Cs (до 68 %), значний відсоток водорозчинного Cs (до 22 %) та мінімальний відсоток іонообмінної форми (до 10 %). Розподіл форм знаходження сорбованого анатазом ^{90}Sr є іншим, так, водорозчинна форма є мінімальною (до 2 %), іонообмінна складала 45 %, фіксована – 53 %. Такий розподіл форм знаходження пояснюється особливістю розподілу внутрішньо- і зовнішньосферних центрів сорбції анатазу (Muller et al., 2012). Форми знаходження радіонуклідів важливі при оцінці міграційної здатності сорбованих радіонуклідів для використання сорбентів в якості консервуючої матриці для захоронення РАВ.

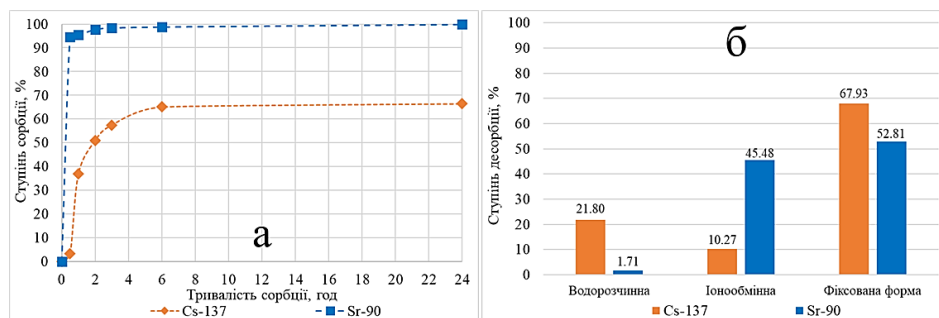


Рис. 1 - Кінетика сорбції (а) ^{90}Sr і ^{137}Cs анатазом та їх десорбція (б)

Література:

1. Lavrynenko O.M., Zahornyi M.M., Paineau E., Pavlenko O.Yu., Tyschenko N.I., Bykov O.I. Characteristic of $\text{TiO}_2\&\text{Ag}_0$ nanocomposites formed via transformation of metatitanic acid and titanium (IV) isopropoxide. *Materials Today : Proceedings*. 2022. <https://doi.org/10.1016/j.matpr.2022.03.002>
2. Muller K., Foerstendorf H., Meusel T., Brendler V., Lefèvre G., Comarmond M.J., Payne T.E. Sorption of U(VI) at the TiO_2 – water interface: An in situ vibrational spectroscopic study. *Geochimica et Cosmochimica Acta*. 2012. Vol. 76, No. 1. P. 191-205. <https://doi.org/10.1016/j.gca.2011.10.004>

OPTIMIZATION OF THE PHYSICO-MECHANICAL PROPERTIES OF

MULTILAYER NANOSTRUCTURED COATINGS BASED ON (TiSi)N/NbN FOR ENHANCING THE OPERATIONAL DURABILITY OF COMPONENTS

Lytovchenko S.V., Beresnev V.M., Horokh D.V., Mazilin B.O.

V.N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine, d.goroh@i.ua

Ensuring high operational characteristics of materials requires the application of coatings with increased wear resistance, thermal stability, and adhesion. One of the promising approaches is the use of multilayer nanostructured (TiSi)N/NbN coatings, which combine various chemical, physical and mechanical properties. The formation of such coatings was carried out by vacuum-arc deposition, and their structural-phase state was analyzed using X-ray diffractometry. Morphological characteristics were studied using scanning electron microscopy, while mechanical and adhesion properties were determined by indentation and scratch testing methods [1].

The research showed that the combination of nanocomposite (TiSi)N and NbN promotes the formation of coatings with high hardness (up to 34.4 GPa) and a significant Young's modulus (412 GPa). Optimization of technological parameters, in particular, an increase in bias potential to -200 V and an increase in pressure to 0.53 Pa, ensures the formation of a favorable phase composition, improving the wear resistance of the material. It was established that nanoscale layers with a thickness of 20-30 nm minimize crack formation and enhance the cohesive strength of the coating. The values of $H/E^* = 0.083$ and $H^3/E^2 = 0.23$ indicate high plastic strength and wear resistance, making such a coating promising for protecting the working surfaces of components. The study of adhesion properties indicated a significant improvement in coating-substrate bonding strength, with the critical load leading to delamination reaching 49.76 N at a bias potential of -200 V. This confirms the high cohesive strength of the coating, which does not delaminate but fails via a cohesive mechanism, reducing the risk of mechanical damage during operation [2,3].

The obtained results confirm that the application of multilayer (TiSi)N/NbN coatings significantly enhances the operational properties of materials. The optimization of deposition parameters allows control over the structure and mechanical characteristics of the coating, opening up broad possibilities for its industrial application.

References:

1. Wei Li, Ping Liu, Peter K. Liaw. *Microstructures and properties of high-entropy alloy films and coatings: a review* // *Materials Research Letters*, 2018, Vol. 6, No 4 , p.199-229.
2. D.V. Horokh, V.M.Beresnev, S.V. Lytovchenko, O.V. Maksakova, A.D. Pogrebnjak, U.S. Shvets. *Microstructure and High-hardness Effect in TiSiN/NbN Nanomultilayers: Experimental Research. Int. research and practice conf. "Nanomaterials: Applications and Properties"*, NAP-2021, 5-11 sept 2021. Odessa, Ukraine 2021.
3. V.M. Beresnev, S.V. Lytovchenko, B. O. Mazilin, D.V. Horokh, V.A. Stolbovoy , Kolesnikov D. A., Kolodiy I. V., Zhanyssov S. *Adhesion strength of TiZrN/TiSiN nanocomposite coatings on a steel substrate with transition layer. Journal of Nano- and Electronic Physics*, 2020, Vol. 12, Iss. 4. Art. 04030.

EVOLUTION OF RADIATION-INDUCED DEFECTS IN NANOCRYSTALLINE FCC NI

Shirinyan A.S., Bilogorodskyy Yu.S., Krit O.M.

Laboratory of composite materials for nuclear-hydrogen energy,
Department of nuclear-physical research,
Institute of Applied Physics of National Academy of Sciences of Ukraine (Sumy),
room 606, building 3, Nauki avenue, 46, 03028, Kyiv - 28, Ukraine
aramshirinyan@ukr.net

An essential task in nuclear materials science is controlling the behaviour of materials exposed to radiation. When materials are irradiated, defects arise from the displacement of atoms. We investigate how irradiation influences the evolution of point defects in nanocrystalline metals [1]. A promising approach to understanding the evolution of these defects is chemical rate theory. As a model, we selected crystalline nickel with nanoscale grain sizes. By solving the non-stationary equations, we identified the potential relationships between defect concentrations and factors like irradiation time, dose, temperature, and nanoparticle size.

Our findings reveal three main scenarios regarding defect concentration: 1) it increases with particle (or grain) size, 2) it remains unaffected by size, and 3) it shows a nonmonotonic behaviour with a maximum or decreases inversely with size. These variations are determined by factors such as the intensity of defect interactions at external boundaries, recombination within the particle (grain), temperature, irradiation time (dose), and irradiation conditions [2].

References:

1. Shirinyan A.S., Bilogorodskyy Yu.S. *Effect of radiation-induced vacancy saturation on the first-order phase transformation in nanoparticles: insights from a model*. *Beilstein J. Nanotechnol.* 2024. 15. p. 1453–1472. URL: <https://doi.org/10.3762/bjnano.15.117>.
2. Bilogorodskyy Yu.S., Shirinyan A.S., Krit O.M. *Influence of Irradiation on the Evolution of Radiation Defects in Nanocrystalline FCC Metals: The Case of Ni*. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*. 2025. 563. 165674. <https://doi.org/10.1016/j.nimb.2025.165674>.

SWELLING BEHAVIOR OF CrFe₂MnNi HEA AND 18Cr10NiTi STEEL UNDER ARGON AND HELIUM IONS IRRADIATION

Kolodiy I.V., Kalchenko O.S., Tikhonovsky M.A., Tolstolutska G.D.

National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", Kharkiv, Ukraine, kolodiy@kipt.kharkov.ua

The concepts of development of new nuclear reactors (both fusion and Gen IV fission reactors) pose new challenges for structural materials, namely operation under more severe conditions: high operating temperatures ($> 650\text{ }^{\circ}\text{C}$), high damage levels and high gas accumulation rates. And high-entropy alloys (HEAs) are one of the promising materials for use in the nuclear industry, due to the complex combination of their mechanical properties, thermal resistance, as well as corrosion and radiation resistance. Theoretical and experimental investigations have shown that HEAs can sustain microstructural stability under intense ion irradiation. However, there is a lack in sufficient study of noble gases behavior in HEAs, especially regarding to the nucleation and growth of bubbles. Therefore, it is important to accumulate evaluative knowledge about the radiation behavior of HEAs, especially compared to traditional materials used in nuclear industry.

In order to understand the effect of irradiation on the properties of HEAs and to demonstrate their potential advantages comparing with conventional austenitic stainless steels, the experiments on the irradiation of CrFe₂MnNi HEA and 18Cr10NiTi steel (both with FCC lattice) with 1.4 MeV Ar⁺ and 20 keV He⁺ ions under identical conditions were performed. TEM method was used to study cavities nucleation and growth, as well as total swelling and radiation-induced segregation of constituent elements in irradiated materials.

It was found that under Ar⁺ ions irradiation to a dose of 30 dpa at 600°C the average size and density of cavities in 18Cr10NiTi steel are higher and total swelling is almost twice as high compared to CrFe₂MnNi HEA. Also it was revealed that CrFe₂MnNi alloy is much more resistant to He bubbles formation than 18Cr10NiTi stainless steel; that is slowing down of the diffusion process and significant lattice distortion in HEAs can provide deeper sites for He atoms trapping. The suppression of radiation-induced segregation observed in CrFe₂MnNi alloy can be caused by the competing diffusion mechanisms, high mixing entropy and severe lattice distortion.

ТВЕРДОТІЛЬНІ ТОНКОПЛІВКОВІ НАКОПИЧУВАЧІ ВОДНЮ НА ОСНОВІ НІТРИДУ ВАНАДІЮ

Солопихіна О.С., Толстолицька Г.Д., Кальченко О.С., Василенко Р.Л.

Національний науковий центр «Харківський фізико - технічний інститут», Харків, Україна, solopikhina_elena@ukr.net

Використання накопичувачів водню в атомній енергетиці має великий потенціал для підвищення ефективності та екологічності енергетичного сектора. Зазвичай їх використовують для зберігання надлишкової енергії у періоди низького споживання. В цей час надлишкова енергія може бути використана для електролізу води та виробництва водню, який потім зберігається в накопичувачах і будь-якої миті може бути використаний для виробництва електроенергії в періоди пікового навантаження або для інших цілей. Це дає змогу АЕС працювати гнучкіше та адаптуватись до змін у попиті на електроенергію.

Одним з перспективних та найефективніших матеріалів, здатних акумулювати водень, є тонкоплівкові структури. В ННЦ ХФТІ методом іонно-стимульованої технології було отримано нанокристалічні тонкі пористі плівки VN_x, які здатні накопичувати водень при низьких тисках і кімнатній температурі та мають високу ємність по відношенню до водню і відносно низьку температуру циклу адсорбція/десорбція. Плівки отримували шляхом випаровування ванадію з електронно-променевого тигля при одночасному опромінюванні змішаним пучком іонів азоту та гелію.

Досліджено механізми формування нанокристалічної пористої структури, морфологію поверхні плівок та структуру поперечного перерізу (cross-section) плівки та підкладки, сукупний вплив радіаційних дефектів та газових домішок на формування міжзеренної нанопористості, оцінено параметри структури плівок за допомогою трансмісійних електронних мікроскопів JEM 100CX та JEOL 2100, растрового електронного мікроскопа JSM 7001F. Зразки для досліджень готувались за допомогою Ion Slicer EM-09100IS шляхом іонного травлення плівки у двох площинах – паралельній площині плівки та у площині, ортогональній до підкладки та плівки.

В результаті проведеної низки досліджень властивостей отриманих за запропонованою технологією нанокристалічних нанопористих тонкоплівкових структур на основі нітриду ванадію виявлено, що такі структури мають високі термодинамічні та кінетичні характеристики і здатні поглинати водень у кількості не менше 7 ваг.%, що відповідає вимогам світового товариства енергетики (DOE).

DETERMINATION OF THE ELEMENTAL COMPOSITION OF BORON STAINLESS STEEL BY X-RAY FLUORESCENCE AND MASS SPECTROMETRY

^{1,2}Afanasieva I.O., ¹Afanasiev S.N., ¹Vanzha S.O., ¹Burdeinyi D.D., ¹Kutnii D.V.,
¹Medvedev O.V., ¹Rud N.V.

¹NSC “Kharkiv Institute of Physics and Technology” of NASU, Kharkiv, Ukraine

²V.N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine, afaninna@i.ua

Boron steel is one of the materials that has found wide application in nuclear power as a structural and neutron-absorbing material. Its use requires accurate and reliable determination of elemental composition. Particular attention is paid to determining the isotopic and mass content of boron, which, due to its ability to absorb neutrons, is used to regulate the fission reaction in a nuclear reactor.

To determine the elemental composition of boron stainless steel, two devices were used - an S8 Tiger X-ray fluorescence spectrometer (XRF), which is an element of non-destructive analysis, and an “Element 2” inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS), which is an element of destructive analysis. For XRF, the surface of the stainless steel sample was prepared by grinding and polishing with abrasives and cutting a part of the sample to the required holder size. For ICP-MS, stainless steel shavings were collected and grinded then dissolved in concentrated sulfuric acid with the addition of hydrogen peroxide solution. The material used for analysis was stainless steel with a high boron content (1.6 ÷ 2.0 mass.%) and a natural isotope ratio $^{10}\text{B}:^{11}\text{B} \sim 20:80$.

Calculation of alloy element concentrations measured by XRF was performed using Spectra+ software. For ICP-MS, two methods for determining the isotopic composition and mass fraction of boron were used separately - calibration standards (external calibration) and the isotope dilution method (internal calibration). External calibration was performed using calibration standards based on High Purity Standards (USA) with the same element content as in the steel. For internal calibration, amorphous boron with an isotopic ratio of $^{10}\text{B}:^{11}\text{B} \sim 95:5$ was used, which was added to the dissolved steel samples.

The results obtained by two methods of determining the elemental composition were compared. A qualitative coincidence of the element concentration values for the samples studied was obtained. The use of two independent methods increases the level of confidence in the obtained results and reduces the probability of gross errors in the processing of measurement data.

ЕНЕРГЕТИЧНІ СПЕКТРИ СПОВІЛЬНЮВАНИХ НЕЙТРОНІВ У ГЕТЕРОГЕННИХ УРАН-ВУГЛЕЦЕВИХ СЕРЕДОВИЩАХ

Лаврухін В.В., Чернеженко С.А., Щербина М.Р., Тарасов В.О.

Національний університет "Одеська політехніка", Одеса, Україна,

bndiablo3@gmail.com

Важливими напрямками розвитку ядерної енергетики є розробка ядерних реакторів-трансмутаторів, що відповідають одній з найперспективніших стратегій трансмутації - мінімізації напрацювання ядерною енергетикою мінорних нуклідів. Досліджуються можливості мінімізації напрацювання мінорних нуклідів у результаті пом'якшення нейтронних енергетичних спектрів швидких ядерних реакторів за допомогою розміщення в активній зоні спеціалізованих вуглецевих збірок, наприклад, [1]. А також здійснюється розробка ядерних реакторів нового покоління, що працюють у режимі біжучої хвилі нейтронно-ядерних поділів не тільки на швидких нейтронах, а й на проміжних нейтронах, що також відповідають стратегії трансмутації (наприклад, [2, 3]).

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 уранових поділюваних структурах з різними складами і параметрами решіток. Наприклад, досліджували нейтронні спектри в гетерогенних уран-вуглецевих (сповільнювач нейтронів вуглець) поділюваних середовищах і уран-водяних (сповільнювач нейтронів вода) середовищах каналного типу.

Отримані результати можуть бути корисними при розробці ядерних реакторів-трансмутаторів, тобто, мінімізації напрацювання ядерною енергетикою мінорних нуклідів.

Визначено гетерогенне уран-вуглецеве середовище, що ділиться, каналного типу, в якому формується надтепловий спектр нейтронів [2, 3].

Література:

1. Nicola Cerullo, Davide Chersola, Guglielmo Lomonaco, Riccardo Marotta. *The use of GFR dedicated assemblies in the framework of advanced symbiotic fuel cycles: An innovative way to minimize long-term spent fuel radiotoxicity.* // Twelfth information exchange meeting on actinide and fission product partitioning and transmutation, OECD 2013, 10 p.
2. Rusov V.D., Tarasov V.A., Eingorn M.V., Chernezhenko S.A., Kakaev A.A., Vashchenko V.N., Beglaryan M.E. *Ultraslow wave nuclear burning of uranium-plutonium fissile medium on epithermal neutrons.* // *Progress in Nuclear Energy.* — 2015. — 83. — P. 105 – 122.
3. Shcherbyna M.R. *Numerical analysis of self-sustaining traveling wave of nuclear fission propagated by epithermal neutrons in uranium dicarbide medium.* / M.R. Shcherbyna, K.O. Shcherbyna, V.O. Tarasov, S.I. Kosenko, S.A. Chernezhenko. // *Ядерна фізика та енергетика.* – 2024. *Nuclear physics and atomic energy.* – 2024, Vol. 25, issue 4, p. 357 – 365.

ТЕРМОДИНАМІЧНИЙ ПІДХІД ДО ОПИСУ РАДІАЦІЙНО-СТИМУЛЬОВАНИХ ПЕРЕТВОРЕНЬ В ОРГАНІЧНИХ РЕЧОВИНАХ

¹Шимановський А.Р., ^{1,2}Клепиков В.Ф.

¹Харківський національний університет імені В. Н. Каразіна, м. Харків, Україна

²Інститут електрофізики і радіаційних технологій НАН України, м. Харків, Україна, andrey.shimanovskii@gmail.com

Серед проблем експлуатації ядерних реакторів є задача оцінки впливу підвищеного радіаційного фону на довкілля та живі організми. Ця задача є характерною як для штатного режиму експлуатації, так і для випадків ліквідації аварій різного ступеню складності, що передбачає застосування запобіжних заходів, зокрема, розробки радіопротекторних біологічних препаратів. Для цього видається важливим поглиблення розуміння фундаментальних основ явищ взаємодії випромінювання з органічними речовинами. З огляду на це цікавим об'єктом досліджень є можливий вплив природних ядерних реакторів, таких як, наприклад, реактор Окло в Габоні, на хімічну еволюцію органічних молекул. Ці природні реактори працювали мільярди років тому, коли високий вміст урану-235 у породах та наявність води створювали умови для самопідтримуваного поділу атомних ядер. Висока температура, радіація та потоки енергії, що утворювалися в цих зонах, могли відіграти важливу роль у синтезі органічних сполук та створенні сприятливих умов для формування перших живих систем. Механізми цього ефекту могли полягати в наступному. Іонізуюче випромінювання здатно ініціювати розрив хімічних зв'язків у простих молекулах, що, у свою чергу, спричиняло утворення складніших органічних сполук, таких як амінокислоти та азотисті основи. Це підтверджують лабораторні експерименти, які демонструють, що під впливом радіації можуть формуватися ключові біомолекули [1]. Наступним чинником є періодичні в часі термічні градієнти, що виникали в таких природних реакторах, та могли сприяти збільшенню концентрації і селекції органічних речовин у певних зонах, збільшуючи ймовірність хімічної еволюції.

Одним з неостаточно вивчених явищ, що супроводжувались дією випромінювання природного ядерного реактора, є його можливий вплив на хіральність молекул як важливої ознаки біохімії живих систем. Явище спонтанного порушення дзеркальної симетрії як фундаментальний механізм лежить в основі появи хіральної чистоти в біологічних системах [2]. Він розглядає перехід від рацемічного стану, характерного для неживої матерії, до виняткової гомохіральності, що спостерігається в живих організмах, де амінокислоти демонструють лівосторонню (L) конфігурацію, а цукри приймають праві форми (D). Використовуючи теорію фазових переходів і математичне моделювання, можна з'ясувати умови, за яких відбувається спонтанне порушення рацемічності.

Література:

1. Getoff, N. Possibilities of the radiation-induced incorporation of CO₂ and CO into organic compounds // *Int. J. Hydrogen Energy*. 1994, vol. 19, p. 667–672.
2. Morozov L. Mirror symmetry breaking in biochemical evolution // *Origins of Life and Evolution of Biospheres*. 1979, vol. 9, no. 3, p. 187-217.

АНАЛІЗ ВПЛИВУ ЗНИЖЕННЯ ДІАМЕТРУ ТВЕЛІВ РЕАКТОРА ВВЕР-1000 НА ПІДВИЩЕННЯ ЙОГО ПОТУЖНОСТІ

Кравченко В.П., Ущатовський Р.В., Годунок Б.Ю., Дряпак Д.О.

Національний університет "Одеська політехніка", м. Одеса, Україна,

kravchenko@op.edu.ua

Енергетика сьогодні розвивається в двох напрямках: будівництво потужних АЕС та розвиток малих модульних реакторів. Підвищення одиничної потужності спрямоване на зменшення питомих капіталовкладень. Однак потужність водо-водяного реактора практично досягла свого максимуму, в основному обмеженого габаритами через транспортування залізницею. Для подальшого розвитку ядерної енергетики необхідно шукати шляхи підвищення потужності водо-водяного реактора, найрозповсюдженішого у світі.

Метою роботи є продемонструвати, що зменшення діаметру твेलів у ТВЗ при збільшенні їх кількості є доцільним, оскільки дозволяє підвищити теплову потужність, що в кінцевому підсумку знижує собівартість виробленої енергії та підвищує рентабельність виробництва.

В базовій ТВЗ 331 стрижні розташовуються у 10 концентричних низках. Як альтернативні розглянуто два варіанти ТВЗ із 11 і 12 низками твелів (табл. 1).

Таблиця 1 - Початкові дані для розрахунку ТВЗ зі збільшеною кількістю концентричних низок твелів

Варіант розрахунку	10 низок	11 низок	12 низок
Відносний крок решітки твелів, t	1,4	1,45	1,5
Товщина оболонки твела $\delta_{об.}$, мм	0,65	0,55	0,50
Товщина газового проміжку $\delta_{г.п.}$, мм	0,10	0,05	0,00
Діаметр отвору в таблетці d_o , мм	1,40	1,00	0,00

Для базового варіанту мінімальний коефіцієнт запасу до кризи теплообміну $K_{зап}=4,482$. Для запропонованих варіантів цей коефіцієнт має більші значення. Методом підбору були знайдені потужності, при яких $K_{зап}$ був знижений до проєктного значення. Потужність може бути підвищена двома шляхами: - підвищенням витрати теплоносія при незмінних параметрах на вході і виході з активної зони (отримано значення потужності $Q_{т(1)} = 3240$ МВт та $Q_{т(2)} = 3450$ МВт); - витрата теплоносія незмінна, різниця ентальпій на виході і на вході підвищується (відповідні значення $Q_{т(3)} = 3145$ МВт та $Q_{т(4)} = 3270$ МВт). При цих потужностях максимальна температура зовнішньої оболонки та палива мають менші значення, ніж в проєктному варіанті. За нейтронно-фізичним розрахунком визначено термін роботи реактора з новою конструкцією ТВЗ при підвищеній та проєктній потужностях. В таблиці 2 представлені результати за виробітком електроенергії для кожного варіанту. Як видно з представлених результатів, що оптимальним за максимум виробленням електроенергії є варіант з ТВЗ, які мають 11 низок твелів при проєктній потужності 3000 МВт

Таблиця 2 - Порівняння вироблення електроенергії для різних конструкцій ТВЗ

К-сть низок твелів в ТВЗ, m	10	11	11	11	12	12	12
Тепл. потужність Q_t , МВт	3000	3000	3145	3240	3000	3270	3450
Виробл. ел. ен., тис. МВт·доба	314,1	318,8	317,6	316,0	308,5	306,8	305,5

МЕЗОСТРУКТУРНІ КОМПОЗИТИ АНТИФРИКЦІЙНОГО ПРИЗНАЧЕННЯ ДЛЯ ПІДВИЩЕННЯ НАДІЙНОСТІ ТА РЕСУРСУ РОБОТИ НАСОСІВ І ТУРБІН ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

Матвійчук О.О.

Інститут надтвердих матеріалів ім. В. М. Бакуля НАН України, м. Київ, Україна,
o.o.matviichuk@gmail.com

Атомна генерація енергії відіграє важливу роль у формуванні енергетичної безпеки країни. Її розвиток потребує нових антифрикційних матеріалів, які необхідні для забезпечення стабільної та безперебійної роботи енергогенеруючого обладнання. Такими антифрикційними матеріалами є тверді сплави системи WC-Ni та WC-Ni-C_{гр}, з яких виготовляють важконавантажені пари тертя ковзання і торцеві ущільнювачі, які встановлюють у потужні парові турбіни та насоси, що працюють за умов циклічних знакозмінних навантажень, високих швидкостей ковзання та температур. Основною перевагою пар тертя ковзання зі сплавів WC-Ni та WC-Ni-C_{гр} є те, що вони в аварійних ситуаціях можуть працювати короткий час в умовах повної відсутності змащування, а при наявності графіту мають ефект самозмащування та самозаліковування мікроподряпин, що дозволяє витримувати необхідний зазор між поверхнями тертя. Крім знакозмінних та циклічних навантажень, які спричиняють появу втомних мікротріщин, на пари тертя ковзання та ущільнювачі суттєвий вплив здійснюють термічні напруження, які утворюються внаслідок локальних перегрівів, що призводить до терморозтріскування.

Для підвищення опору зародженню та розповсюдженню втомних і термічних мікротріщин у твердих сплавах системи WC-Ni та WC-Ni-C_{гр} необхідно створити умови для їх гальмування, зародження і розповсюдження; знизити залишкові термічні напруження в матеріалі та підвищити його теплопровідність. Досягнути цього можливо, якщо в твердих сплавах системи WC-Ni та WC-Ni-C_{гр} замість однорідної мікроструктури створити мезоструктурну композицію, що складається з мезоелементів та матриці. Мезоелементами є гранули розміром 40–800 мкм, виготовлені з полі- або монокристалів WC або цементованих карбідів WC-Ni, які розміщені в нікелевій матриці. Внаслідок цього в мезокомпозиції утворюються товсті прошарки, які дозволяють загальмувати втомну мікротріщину та розподілити залишкові термічні напруження в більшому об'ємі, зменшуючи їх значення, сприяючи тим самим збільшенню тріщиностійкості, а самі мезоелементи WC при цьому забезпечують збереження зносостійкості.

Щоб це перевірити, було виготовлено мезоелементи WC розміром ~100 мкм та спечено суміш WC–30 % об. Ni з мезоструктурою. Теоретичними розрахунками на основі отриманих зображень мікроструктури було визначено, що залишкові термічні напруження в матриці зменшуються майже на 60 %. Експериментальні дослідження теплопровідності сплаву з мезоструктурою продемонстрували її збільшення в 1,5 рази порівняно зі сплавами з однорідною мікроструктурою.

Встановлено зниження коефіцієнта граничного тертя, який зменшився з 0,35 до 0,16 за навантаження ~25 МПа, при цьому в процесі припрацювання протягом 20 хвилин було пройдено шлях 5 км, а в зоні тертя мікротріщини не спостерігалось.

Таким чином, було доведено, що мезоструктурна композиція дозволяє підвищити тріщиностійкість і зносостійкість, знизити залишкові термічні напруження, підвищити теплопровідність порівняно з твердими сплавами з однорідною мікроструктурою, що приводить до підвищення втомної міцності за знакозмінних навантажень в умовах граничного тертя.

ЕНЕРГЕТИЧНА ЕФЕКТИВНІСТЬ ЯК ОДИН ІЗ ЧИННИКІВ ПІДВИЩЕННЯ БЕЗПЕКИ ТА ЕКСПЛУАТАЦІЇ АЕС: СУЧАСНІ ПІДХОДИ ТА КРАЩІ ПРАКТИКИ

Адамчук Артур

ВП «ХАЕС», adamcukartur3@gmail.com

Зростаючі вимоги до енергетичної ефективності на атомних електростанціях стали важливим аспектом не тільки з економічної, але й з безпекової точки зору. Впровадження програми енергетичної ефективності на АЕС є важливим кроком для підвищення якості та надійності роботи станції, зниження експлуатаційних витрат та забезпечення стабільності енергопостачання. Одним із ключових компонентів для досягнення високих показників енергоефективності є створення та впровадження системи енергетичного менеджменту.

Зв'язок енергетичної ефективності з безпекою та експлуатацією АЕС.

Підвищення енергоефективності дозволяє зменшити енергетичні втрати, що прямо впливає на стабільність роботи критичних систем, таких як системи охолодження та енергозабезпечення. Енергетичний менеджмент сприяє оптимізації роботи устаткування, що знижує ймовірність технічних несправностей і аварій, зменшує потребу в ремонтних роботах і подовжує термін експлуатації обладнання.

Програма енергетичної ефективності на АЕС: заходи та стратегії:

- Регулярний аналіз енергоспоживання на всіх етапах роботи станції від виробництва до розподілу енергії для виявлення неефективних процесів і визначення шляхів оптимізації.

- Встановлення високоефективних насосів, теплообмінників та інших елементів систем, що сприяють зниженню енергетичних втрат.

- Впровадження більш точних і ефективних систем автоматичного управління енергетичними потоками на станції для забезпечення їх оптимальної роботи.

- Використання новітніх матеріалів та рішень для зменшення теплових втрат і підвищення ефективності передачі енергії.

- Впровадження нових типів теплообмінників та зменшення використання водних ресурсів для охолодження.

Впровадження системи енергетичного менеджменту на АЕС.

Система енергетичного менеджменту (СЕМ) включає планування, контроль, моніторинг та аналіз енергетичних витрат для забезпечення максимального використання енергії при мінімальних витратах. ISO 50001 - Міжнародний стандарт для енергетичного менеджменту, який надає чіткі рекомендації щодо впровадження енергетичних стратегій, аналізу витрат енергії, оптимізації процесів та зменшення енергетичних втрат.

СЕМ дозволяє створити комплексну стратегію енергозбереження та підвищення ефективності, що сприяє не лише зменшенню витрат, а й забезпеченню надійної та безпечної експлуатації АЕС.

Кращі практики впровадження енергетичного менеджменту та енергетичної ефективності: розробка індивідуальних програм енергозбереження, системи керування на основі даних, та інтеграція з системами управління безпекою.

Впровадження програми енергетичної ефективності та системи енергетичного менеджменту на АЕС є необхідним кроком для підвищення безпеки та стабільності роботи АЕС. Системи енергетичного менеджменту як частина стратегічного управління дозволяють не тільки зменшити енергетичні витрати, але й знизити ризики технічних несправностей, що сприяє підвищенню безпеки та ефективності експлуатації АЕС.

ПРО НЕОБХІДНІСТЬ ПРОВЕДЕННЯ ДОДАТКОВИХ СТРЕС-ТЕСТІВ ДЛЯ ОЦІНКИ БЕЗПЕКИ МАЙДАНЧИКА ГІДРОТЕХНІЧНИХ СПОРУД ЗАПОРІЗЬКОЇ АЕС

Ульянов В. Ю., Білик В.В., Загільський В.А., Бікус К.М.

Український державний університет науки і технологій, м. Дніпро, Україна,
uluanovvu@gmail.com, kolemasakar@gmail.com, zahilskyi.vitalii@pdaba.edu.ua,
bikus.kateryna@pdaba.edu.ua

Метою роботи було проведення комплексного аналізу стану греблі ставка-охолоджувача Запорізької АЕС для обґрунтування проведення подальших досліджень [1, 3, 4], а також виявлення додаткових факторів, неврахованих раніше, які можуть впливати на безпеку споруди загалом.

Під час виконання досліджень був проведений комплексний аналіз усіх доступних матеріалів інженерних та геотехнічних досліджень для греблі ставка-охолоджувача Запорізької АЕС, починаючи з моменту закінчення будівництва об'єкта. Особлива увага була приділена матеріалам за період 2011 - 2018 рр., тобто вже після опублікування звіту про стрес-тести [5]. Особливо ретельно були досліджені матеріали високоточних геодезичних спостережень за осіданнями та деформаціями марок, встановлених на греблі ставка-охолоджувача, що і дозволило інакше поглянути на результати проведених інженерно-геологічних розвідок та виконаних на їх основі стрес-тестів. Аналіз матеріалів досліджень ґрунтів тіла греблі дозволив порушити і розглянути питання, що раніше не висвітлювалися, зокрема з експлуатації об'єкта. Обґрунтовано доцільність проведення оновлених стрес-тестів з урахуванням сучасних умов експлуатації АЕС та поточного стану навколишнього середовища. Актуальність та практичне значення роботи полягає в тому, що вперше було проведено комплексний аналіз стану об'єкта на основі наявної геотехнічної інформації [2]. Починаючи з 2011 року проведені стрес-тести були визнані надмірно оптимістичними [6], що зумовило необхідність додаткового детального дослідження об'єкта. Зокрема, оцінка технічного стану греблі ставка-охолоджувача планувалась з використанням інноваційних методик, спеціально розроблених ННІ «Придніпровська державна академія будівництва та архітектури» УДУНТ, що є науковою новизною даної роботи.

Література:

1. Uliyanov, V. Y., & Bilyk, V. V. (2022). Research Results of the Earth Dam Condition of Cooling Pond of the Zaporizhzhia Nuclear Power Plant. *Science and Transport Progress*, (2(98)), 86–99.
2. Седін В. Л., Ульянов В. Ю., Ковба В. В., Горлач С. М., Загільський В. А. Морфологічні особливості голово-алювіальних пісків м. Енергодар / *Український журнал будівництва та архітектури*, № 1 (013), 2023 р., - С. 92-101.
3. Антонова Л.Н., Канюк Г.И., Погонина Т.Е., Михайский Д.М., Омельченко Л.Н., Фокина А.Н. Назначение и особенности условий работы водоёмов-охладителей тепловых и атомных электростанций / *Восточно-Европейский журнал передовых технологий*, № 2/10 (56) 2012, - С. 56-63.
4. Косач Н.И., Бейнер Н.В. Анализ эффективности охладительных устройств в оборотных системах водоснабжения АЭС / *Метрологія-2014*, Харків, - С. 231-234.
5. Результати проведення «стрес-тестів»: Національний звіт України [Електронний ресурс] / Державна Інспекція Ядерного Регулювання України. – Київ 2011, 136 с – Режим доступу: <http://www.snrc.gov.ua/nuclear/doccatalog/document?id=173977>.
6. Nuclear Safety, Security and Safeguards in Ukraine: 2nd Summary Report by the Director General 28 April – 5 September 2022, IAEA, Vienna (2022), 52 p.

БЕЗПЕКА ВИКОРИСТАННЯ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ У РІЗНИХ КРАЇНАХ

Мітіна Н.Б., Мініна Ю.О., Герасименко В.О., Когтєва О.П.

УДУНТ ННІ «УДХТУ», м. Дніпро, Україна, mininayuliya1985@gmail.com

Атомна енергетика залишається одним із ключових джерел електроенергії у світі, забезпечуючи понад 10 % глобального виробництва електрики. На відміну від теплових електростанцій, які спалюють викопне паливо (вугілля, нафту, газ) і виділяють значні обсяги CO₂, атомні електростанції (АЕС) не створюють викидів вуглекислого газу під час виробництва електроенергії. Однак її використання пов'язане з високими вимогами до безпеки, адже аварії на АЕС можуть мати катастрофічні наслідки. У різних країнах підхід до безпеки АЕС відрізняється залежно від технологічного розвитку, регуляторних норм та історичного досвіду. Проте ризики, пов'язані з аваріями, витокami радіації та довгостроковим зберіганням відходів, роблять питання безпеки критично важливим [1]. Проаналізуємо кількість інцидентів на АЕС, ТЕС, ГЕС у різних країнах (рис.1).

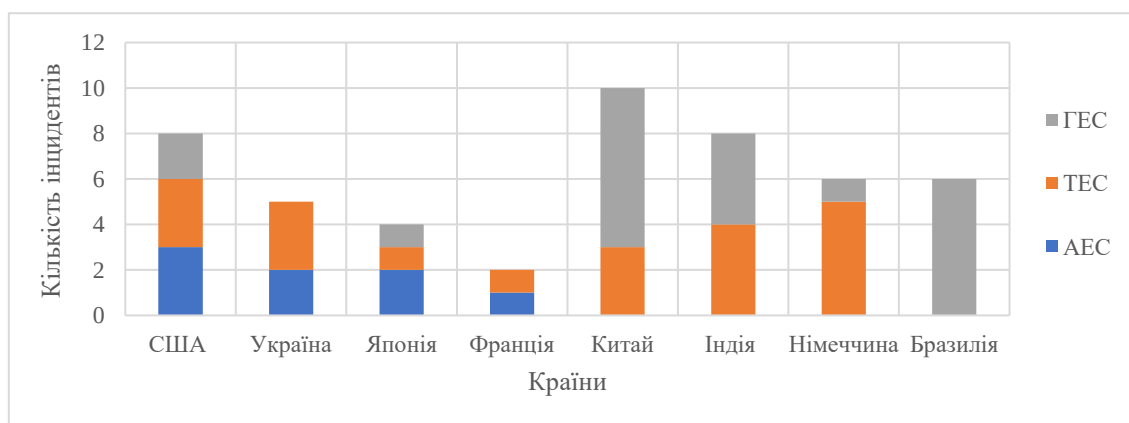


Рис.1 - Кількість інцидентів на АЕС, ТЕС, ГЕС у різних країнах

На основі діаграми можна зробити висновок, що ТЕС та ГЕС мають найбільшу кількість інцидентів, АЕС мають найменшу кількість інцидентів, але їх наслідки критичні. Найбільше значних інцидентів сталося в Україні та Японії, тоді як у Франції рівень аварійності найнижчий [2].

Різні країни мають різні підходи до ядерної безпеки. У Франції один із найжорсткіших регуляторних режимів, регулярні стрес-тести для реакторів. В США NRC забезпечує високий рівень безпеки, є прецеденти тимчасового зупинення небезпечних блоків. В Японії після Фукусіми були посилені заходи безпеки, більшість старих реакторів модернізовано або виведено з експлуатації. В Україні посилений контроль після Чорнобиля, інтеграція в європейську систему безпеки. Ядерна енергетика залишається безпечною за умови суворого дотримання норм і міжнародного контролю.

Література:

1. Воєводін В. М. Сучасний стан ядерної енергетики в Україні та світі. Вісн. Національної академії наук України. 2017. № 5. С. 59-62.
2. Корогодова, О. О., Прочан, І. І. (2017). Порівняльний аналіз діяльності підприємств атомної енергетики США, Франції та Канади. Підприємництво та інновації, (4), 28-33.

ОЦІНКА ЕФЕКТИВНОСТІ БІОЛОГІЧНОГО ЗАХИСТУ РЕАКТОРНИХ ВІДДІЛЕНЬ ЕНЕРГОБЛОКІВ АЕС

Переяславець С.А.

УДУНТ, ННІ «Придніпровська державна академія будівництва та архітектури»,
Лабораторія дослідження атомних та теплових електростанцій, м. Дніпро,
Україна, s.pereyaslavets@gmail.com

Радіаційний стан в приміщеннях реакторних відділень АЕС, розташованих поблизу реактора, визначається проникним гамма-випромінюванням і випромінюванням нейтронів з активної зони реактора. Щоб знизити інтенсивність випромінювання до рівня, який регламентований НРБУ, створюється біологічний захист.

Метою оцінки ефективності біологічного захисту є перевірка відповідності проектних даних про поля іонізуючого випромінювання за біологічним захистом та в приміщеннях блоку АЕС, видача рекомендацій щодо вдосконалення даного біологічного захисту реактора та радіаційно-небезпечного технологічного обладнання, а також щодо покращення проектів новорозроблюваних систем захисту.

Встановлення параметрів ефективності біологічного захисту.

Залежно від конструкції, стану матеріалів біологічного захисту та умов експлуатації параметри, що визначають виконання функцій біологічного захисту, поділяються на такі групи: 1) група параметрів, що визначають конструктивну цілісність біологічного захисту; 2) група параметрів технічного стану біологічного захисту, що визначають ефективність захисту від гамма-випромінювання; 3) група параметрів технічного стану, що визначають ефективність захисту від нейтронного випромінювання.

Розрахунок залишкового ресурсу біологічного захисту реакторної установки.

Критеріями при розрахунку залишкового ресурсу біологічного захисту реакторної установки є показники ПЕД гамма-випромінювання за час експлуатації з подальшою побудовою трендів залежності показників потужності дози гамма-випромінювання від часу експлуатації реакторної установки (побудова тренду проводиться по кожному датчику методом найменших квадратів) та прогнозом на час продовження експлуатації (по куту нахилу кривої залежності потужності дози від часу експлуатації);

Технічний стан біологічного захисту реакторної установки вважається таким, що забезпечує працездатність на надпроектний термін, якщо виконані критерії працездатності, та прогнозне значення ПЕД протягом надпроектного терміну не виходить за межі граничних значень, встановлених вимогами НРБУ-97/Д-2000.

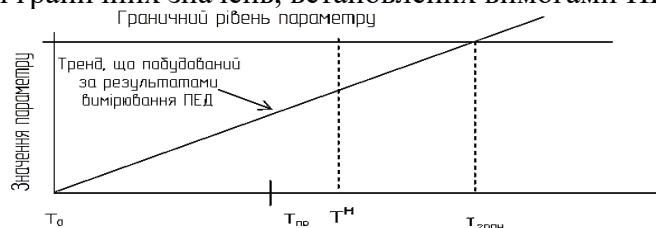


Рис. 1 - Ілюстрація методу розрахунку залишкового ресурсу БЗ РУ

З урахуванням консервативного підходу до визначення флюєнсу, висновки можуть бути поширені на всю систему біологічного захисту енергоблоку, на якому проводилося обстеження.

ПІДВИЩЕННЯ НАДІЙНОСТІ РЕЗУЛЬТАТІВ НЕРУЙНІВНОГО КОНТРОЛЮ ОБЛАДНАННЯ АЕС МЕТОДАМИ МАШИННОГО НАВЧАННЯ

Співак С.В., Єрмоленко Р.В.

Київський національний університет імені Тараса Шевченка, фізичний факультет, кафедра ядерної фізики та високих енергій, м. Київ, Україна, sspivak693@knu.ua, ruslan.yermolenko@knu.ua

Для безпечної експлуатації атомних електростанцій необхідно постійно контролювати стан корпусу реактора, що перебуває під впливом високих температур, тиску та інтенсивного нейтронного опромінення. Одним із найнебезпечніших дефектів є тріщини, виявлення та точне вимірювання яких є критично важливим для прийняття подальших рішень щодо роботи реактора.

У роботі розглядається застосування методів машинного навчання для двох ключових напрямів неруйнівного контролю: ультразвукової діагностики методом TOFD [1] та автоматизованого візуального контролю.

Для TOFD-аналізу було створено нейронну мережу [2], навчений набір даних для якої згенеровано у програмному середовищі CIVA [3]. Отримані результати показали середню абсолютну похибку визначення висоти тріщини 0,5 мм (5 %), що свідчить про високу точність методу.

Для підвищення достовірності візуального контролю [4] було використано YOLO для автоматичного детектування дефектів корпусу реактора навіть у зонах із високими рівнями іонізуючого випромінювання. Навчальний набір складався як із зображень реальних дефектів поверхні, так і зі штучно згенерованих даних, отриманих за допомогою моделей штучного інтелекту.

Для оцінки ефективності моделі використовувалися функції втрат, зокрема похибка локалізації (box loss = 1,35), що вимірює відхилення передбачених меж об'єктів, та похибка класифікації (cls loss = 0,79), яка відображає правильність розпізнавання класів. Мінімізація цих похибок сприяє покращенню точності виявлення дефектів.

Запропоновані підходи сприяють мінімізації людського фактору та підвищенню ефективності експлуатаційного контролю, що є ключовим для безпечної роботи атомних електростанцій.

Література:

1. A. Hecht. *Time of Flight Diffraction Technique (TOFD) - An Ultrasonic Testing Method for all Applications?* NDTnet. Vol.2 No.09. Sep 1997.
2. Andriievskiy, I., Spivak, S., Gogota, O., & Yermolenko, R. (2024). *Application of the regression neural network for the analysis of the results of ultrasonic testing*. *Machinery & Energetics*, 15(1), 43-55. doi: 10.31548/machinery/1.2024.43.
3. Igor Kadenko, Ruslan Iermolenko, Artem Kadenko, Nadiia Sakhno. *VVER RPV UT Results Modelling with "CIVA" Software Application*. *Online Workshop: Simulation in NDT 2010. e-Journal of Nondestructive Testing* Vol. 15(9).
4. *Nondestructive Testing Handbook*, Vol. 9: *Visual Testing (VT)*, 2nd ed.

**РОЗРАХУНКОВО-АНАЛІТИЧНЕ ОБГРУНТУВАННЯ.
АНАЛІЗ МОЖЛИВОСТІ РОБОТИ МНУ ДЛЯ
АВАРІЙНОГО ПІДЖИВЛЕННЯ ПГ**

Шеванов А.Р.

НТУУ «КПІ» ім. Ігоря Сікорського, Київ, Україна, andrshevanov@gmail.com

При виконанні позачергової цільової переоцінки безпеки енергоблоків АЕС з урахуванням подій на АЕС «Фукусіма-Даїчі» були визначені дефіцити безпеки, пов'язані з тривалою відсутністю альтернативних джерел електропостачання та водопостачання. Рішення визначає порядок усунення одного з ключових дефіцитів безпеки при вихідній події «Повне знеструмлення і втрата тепловідведення до кінцевого поглиначача», пов'язаного з забезпеченням функції відведення залишкових тепловиділень від активної зони реакторної установки через парогенератори (за умови збереження теплоносія в першому контурі і наявності циркуляції через активну зону).

Дії персоналу повинні бути спрямовані на організацію підживлення парогенераторів та забезпечення відведення залишкових тепловиділень від активної зони реакторної установки.

Проведене технічне переоснащення полягає в організації підживлення ПГ в умовах тривалого повного знеструмлення АЕС. Завдання по підживленню парогенераторів вирішується шляхом використання мобільної насосної установки (МНУ). Забір середовища мобільною насосною установкою проводиться з доступних в умовах аварії джерел.

Для розрахунку розглядаються 3 джерела води для МНУ, але розрахунок буде виконано лише для гідравлічної мережі «Ківш БНС → МНУ → система ТХ → ПГ». На підставі розрахованих втрат з урахуванням паспортної напірної характеристики МНУ, побудовано витратні характеристики МНУ під час роботи на мережу, що розглядається.

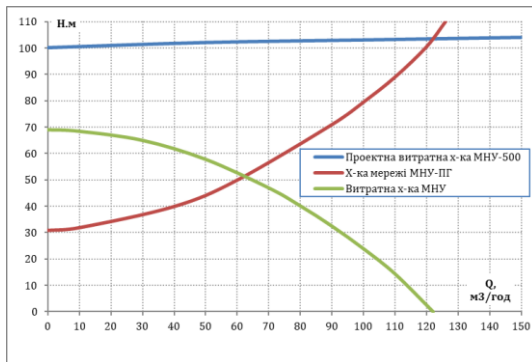


Рисунок 1.1 – Напірно-витратна характеристика мережі з температурою води 5 °C

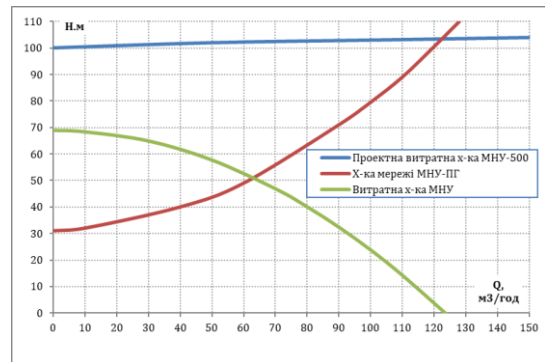


Рисунок 1.2 – Напірно-витратна характеристика мережі з температурою води 33 °C

Мінімально-необхідна подача для аварійного підживлення одного ПГ становить 13 кг/с $\approx$ 47 т/рік. Згідно з рисунком 1.1/1.2 МНУ забезпечить подачу для розглянутого гідравлічного тракту 122/124 м³/год, що значно більше за мінімально допустиму подачу, і зрештою зможе перевести РУ в безпечний кінцевий стан.

ОЦІНКА ЕФЕКТИВНОСТІ І ПРОГНОЗУВАННЯ ПАРАМЕТРІВ РОБОТИ ТЕПЛОВОЇ СХЕМИ ВОДИ ПАРОГЕНЕРАТОРІВ БЛОКУ

¹Бутенко І.Г., ¹Козлов Я.М., ²Панфілов А.Ю.

¹Український державний університет науки і технологій, Дніпро, Україна,
ya.m.kozlov@ust.edu.ua

²Комунальне підприємство "Теплоенерго"

На техніко-економічні показники роботи блоку теплової (ТЕС) електростанції, особливо на витрату палива, значно впливає температура живильної води парогенераторів, яка базується і обумовлена регенеративною тепловою схемою (ТС), що використовується, і її устаткуванням.

На практиці в Україні отримали визнання на теплових ТЕС з ЗКТ традиційна схема, на блоках з ДКТ - схема Рікара-Некольного, а на атомних електростанціях (АЕС) використовуються в основному теплова схема ПОТЛМЗ [1].

Зазначені схеми мають свої переваги і недоліки, а для практики важливо знати ефективність кожної із схем в конкретних умовах завчасно, щоб прогнозувати доцільність і ефективність модернізації вузлів ТС, оскільки чим вищою є температура підігріву живильної води, тим меншими є витрати палива в парогенераторах блоку.

Як показано в роботі [2], нагрів живильної води на ділянці ПНТ становить 150-168 °С тобто майже 62 % від загальних значень величини нагріву води і ТС на ділянці ПНТ майже не змінюється, але суттєво змінюється на ділянці ПВТ, де здійснюється нагрів води на інші 38 % і де можливо використання різних ТС.

Для оцінки ефективності різних ТС було розроблено методику розрахунку нагріву води у підігрівачах високого тиску (ПВТ) з використанням програмного середовища Mathcad [3].

Результати дослідження.

Розрахунки, виконані для блоку 300 МВт Придніпровської ТЕС (навантаження 70 %), показали:

- Традиційна схема забезпечує температуру води 275 °С. Ефективність підтверджена при навантаженні 50 – 90 %.
- Схема Рікара-Некольного дозволяє підвищити температуру до 308 °С, але має конструктивні обмеження через регулюючий пристрій (на лінії відводу частини нагрітої води, 10 %). Цю схему ефективно застосовувати в практиці на блоках ДКТ.

Методика потребує вдосконалення, оскільки не враховує деякі фактори, зокрема теплові втрати. Однак вона дозволяє порівняти ефективність ТС та визначити доцільність їх модернізації.

Література:

1. Тепловые и атомные электростанции: Справочник Под общ. Ред. член-кор РАН А.В. Клименко и проф. В.М. Зорина - 4-е изд., стереот. - М.: Издательство МЭИ, 2007. - 648 с.
2. Бутенко І.Г., Оцінка ефективності теплових схем підготовки живильної води парогенераторів ТЕС / І.Г. Бутенко, Я.М. Козлов, А.П. Іванов// XXXVIII Міжнародна науковопрактична конференція «Сучасні аспекти модернізації науки: стан, проблеми, тенденції розвитку», 07 листопада 2023 р., м. Брно (Чехія) – с. 359-361;
3. Кундрат А.М., Науково-технічні обчислення засобами MathCAD та MS Excel. Навчальний посібник – Рівне: НУВГП, 2014. – 252 с.

АНАЛІЗ ВПЛИВУ ЗАСТОСУВАННЯ ІМІТАТОРІВ ТВЕЛ НА РАДІАЦІЙНЕ НАВАНТАЖЕННЯ НА ВИГОРОДКУ ВВЕР-1000

Годунок Б.В., Овдієнко Ю.М.

ДНТЦ ЯРБ, м. Київ, Україна, bv_hodunok@sstc.ua

При експлуатації енергоблоків атомних електричних станцій в термін, який перевищує проектний, питання безпеки та надійності відіграє ключову роль. Особливу увагу слід приділити такому елементу внутрішньокорпусних пристроїв (ВКП), як вигородка, оскільки вона розташована в безпосередній близькості до активної зони реактора і зазнає найбільшого впливу нейтронного опромінення.

Ресурс вигородки в першу чергу визначається її прогресуючою деформацією, яка залежить від радіаційного розпухання та радіаційної повзучості [1]. Для точної оцінки даних феноменів необхідно визначити розподіл енерговиділення та пошкоджуючої дози в матеріалах ВКП, які визначаються, в першу чергу, розподілом потужності джерел нейтронів в периферійній частині активної зони.

Мета роботи - запропонувати стратегію зменшення радіаційного навантаження на ВКП, а також виконати розрахункове обґрунтування запропонованої стратегії та оцінити величину зменшення енерговиділення у вигородці в точках максимуму для одного з енергоблоків з ВВЕР-1000.

В роботі запропоновано підхід до зниження радіаційного навантаження на ВКП за рахунок застосування імітаторів твेलів в периферійній низці ТВЗ та представлені результати розрахункового аналізу із використанням розрахункового пакету DOORS 1 для вигородки РУ енергоблоку №3 Рівненської АЕС. На рисунку 1 зображено схематичне розташування ТВЗ, в яких обрані твели замінено імітаторами, відносно максимально навантажених точок вигородки.

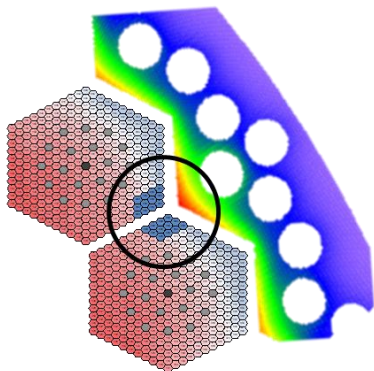


Рис. 1 – Розташування імітаторів

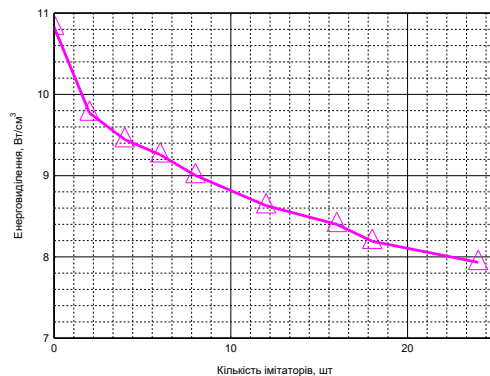


Рис. 2 – Графік залежності максимального значення енерговиділення у вигородці від кількості імітаторів

Результати проведених досліджень свідчать, що при заміні всього двох твелів на імітатори можна досягти зменшення енерговиділення у точці максимального навантаження вигородки до десяти відсотків (рис. 2), що в свою чергу зменшить вплив радіаційного розпухання на даний елемент ВКП.

Література:

1. Makhnenko, O., Kandala, S., & Cherkashin, M. (2019). Вдосконалення методів оцінки радіаційного розпухання і прогресуючої формозміни елементів ВКП реактора ВВЕР-1000. Ядерна та радіаційна безпека, 2(82), 35-42.
2. DOORS 3.2: One-, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System. RSIC Code package CCC-650.

МОДЕЛЮВАННЯ ПРОЦЕСІВ КОРОЗІЙНОГО ДЕФОРМУВАННЯ В ЕЛЕМЕНТАХ ОБЛАДНАННЯ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ

Зеленцов Д.Г.

Український державний університет науки і технологій, Дніпро, Україна,
d.g.zelentsov@ust.edu.ua

В деяких галузях промисловості та енергетики, зокрема, ядерної, елементи обладнання функціонують в умовах контакту з технологічними середовищами, які є агресивними до конструктивних матеріалів, у першу чергу - до металів. Вплив таких середовищ часто обумовлює корозію метала, а саме - руйнування приповерхневого шару металу або (та) зменшення його міцнісних характеристик. Це призводить до втрати несучої здатності конструкційних елементів та передчасному, іноді аварійному, виході їх з ладу. З огляду на зазначене проблема створення математичних моделей корозійного деформування металевих конструкційних елементів з врахуванням фізико-хімічних процесів, що відбуваються в них, вважається актуальною.

Пропонується модель процесу корозійного деформування конструкційних металевих елементів, що функціонують в технологічних агресивних середовищах, яка, окрім системи рівнянь механіки деформованого твердого тіла, містить моделі накопичення пошкоджень, моделі кородуючого перерізу (для стрижневих елементів) або кородуючої поверхні (для тонкостінних пластин та оболонок) та моделі граничного стану.

Процес накопичення геометричних пошкоджень моделюється шляхом чисельного розв'язування задачі Коші для системи диференціальних рівнянь (СДР):

$$\frac{d\delta}{dt} = v_0 \cdot \Phi(\sigma(\delta)); \quad \delta|_{t=0} = 0,$$

де δ – глибина корозійного ураження (параметр пошкодження); t – час; v_0 – швидкість корозії при відсутності напруження; Φ – деяка функція напруження; σ – абсолютне значення поточного напруження.

Для обчислення напружень в правих частинах СДР використовуються співвідношення механіки, які у вигляді системи рівнянь методу скінченних елементів можуть бути представлені таким чином:

$$\begin{cases} \bar{R} = K^{-1} \cdot \bar{u} \\ \bar{\varepsilon} = D \cdot \bar{u} \\ \bar{\sigma} = E \cdot \bar{\varepsilon} \end{cases}.$$

Тут K – матриця жорсткості; D – матриця диференціювання; E – матриця пружності; $\bar{R}$ – вектор вузлових навантажень; $\bar{u}$ – вектор переміщень; $\bar{\varepsilon}$ – вектор деформацій; $\bar{\sigma}$ – вектор напружень.

Модель корозійного деформування реалізована у вигляді програмного комплексу з використанням методу скінченних елементів (МСЕ). Для адаптації МСЕ до даного класу задач були розроблені модифіковані скінченні елементи змінної жорсткості, а саме: балковий СЕ, СЕ для плоскої задачі теорії пружності (прямокутний та вільний чорирьохкутний з 8 ступенями свободи, трикутний з 12 ступенями свободи) та прямо-кутний СЕ з 12 ступенями свободи для згинних пластин.

Програмний комплекс дозволяє визначати напружено-деформований стан елементів обладнання, які підлягають впливу агресивних середовищ та прогнозувати термін їх безпечної експлуатації.

СТРАТЕГІЯ ПЕРЕТВОРЕННЯ ОБ'ЄКТА «УКРИТТЯ» НА ЕКОЛОГІЧНО БЕЗПЕЧНУ СИСТЕМУ

Конащук В.Л.

Український державний університет науки і технологій, м. Дніпро, Україна

konvadam@ukr.net

Завершення проєкту спорудження нового безпечного конфайнменту (НБК) над 4-м енергоблоком (об'єктом «Укриття») Чорнобильської атомної електростанції (ЧАЕС) забезпечило локалізацію ядерної та радіаційної загроз. Для остаточної ліквідації цих загроз необхідно виконати надзвичайно масштабне і технологічно складне завдання перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему [1].

Пропонується стратегія перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему, що має включати три етапи. На першому етапі необхідно:

- науково обґрунтоване бачення процесу перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему трансформувати в цілісний проєкт ліквідації ядерної та радіаційної загроз (ЛЯРЗ);
- забезпечити створення і апробацію техніко-технологічного інструментарію реалізації проєкту ЛЯРЗ;
- розробити адаптивний організаційно-управлінський формат і створити інституційні передумови реалізації проєкту ЛЯРЗ;
- сформувати джерела фінансування проєкту ЛЯРЗ.

На другому етапі слід розгорнути реалізацію проєкту ЛЯРЗ у частині започаткування створення геологічного сховища радіоактивних відходів (РАВ) та інфраструктури для контрольованого проміжного зберігання вилучених з об'єкта «Укриття» РАВ, а також виконання робіт з демонтажу конструкцій та вилучення РАВ із будівлі 4-го енергоблоку вище підлоги центральної зали з переведенням їх у безпечний стан для проміжного контрольованого зберігання.

На третьому етапі необхідно завершити очищення майданчика під НБК від залишків будівельних конструкцій і забруднених речовин, демонтувати реакторну установку та вирішити питання довгострокового зберігання (захоронення) усіх отриманих РАВ, у тому числі в геологічному сховищі.

Для залучення до реалізації проєкту ЛЯРЗ фінансового й науково-технологічного потенціалу транснаціонального бізнесу пропонується створення на базі сукупності об'єктів зони відчуження, учасників проєкту і всіх зацікавлених осіб інноваційної платформи – парку технологій ядерної безпеки (ПТЯБ) [2, с. 97]. Це має бути інноваційна структура, що поєднає переваги технопарку, інноваційного кластеру, технологічної платформи та спеціальної (вільної) економічної зони і стане в перспективі майданчиком для колаборації провідних інноваційно-технологічних компаній і науково-дослідних інституцій Євросоюзу, Великої Британії, США, Японії та інших країн, надаючи їм можливість отримання важливих науково-технологічних знань і досвіду з таким рівнем натурної верифікації, якого важко або ж практично неможливо досягти у своїх країнах.

Література:

1. Закон України «Про загальнодержавну програму зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС та перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему». ВВР. 2009, № 24, с. 300.
2. Конащук В. Л. Інноваційна платформа для проєкту перетворення об'єкту «Укриття» на екологічно безпечну систему // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. Чорнобиль: 2019, №32. с. 93-100

ОСОБЛИВОСТІ КОМБІНОВАНОГО ЗАКРІПЛЕННЯ ТРУБОК У ПЛАКОВАНІЙ МІДДЮ ТРУБНІЙ РЕШІТЦІ ГАЗОХОЛОДЖУВАЧА ТУРБОГЕНЕРАТОРА

¹Хома М.С., ²Нарівський О.Е., ¹Рацька Н.Б.

¹Фізико-механічний інститут ім. Г.В. Карпенка НАН України, м. Львів, Україна;
nadijaratska@gmail.com

²НУ «Запорізька політехніка», Україна

Виготовлення теплообмінних апаратів, призначених для нагрівання або охолодження теплоносія, який має високу корозійну активність, потребує спеціального та ефективного протикорозійного захисту. До такого теплообмінного обладнання належать газоохолоджувачі атомних електростанцій, однією з проблем експлуатації яких є забезпечення надійного і довготривалого закріплення трубок у трубній решітці з підвищеною корозійною тривкістю та опірністю корозійно-механічному руйнуванню.

Відомі способи закріплення теплообмінних трубок з трубною решіткою за допомогою зварювання, припою, розвальцьовування, склеювання тощо або їх комбінування. Основними недоліками таких з'єднань трубок із трубною решіткою є недостатньо висока їх довговічність через низьку корозійну тривкість та герметичність, що призводить до пропуску теплоносія. Застосовують комбіновані способи з'єднання трубок з трубними решітками, які мають, поруч із задовільними характеристиками міцності і щільності, поліпшені характеристики корозійної тривкості за допомогою удосконалення конструкції трубок, шляхом нанесення на їх поверхню корозійнотривких металів або при використанні біметалевих трубних решіток. Це дає можливість підвищити ефективність роботи теплообмінника, однак не запобігає процесу корозії на поверхні трубних решіток зі сторони впливу агресивного середовища та в зоні ущільненого закріплення трубок з трубною решіткою.

Запропоновано технологічне рішення, яке полягає у використанні при виготовленні теплообмінних трубок та трубних решіток одного і того ж корозійнотривкого металу, зокрема, міді. Теплообмінні трубки з міді з'єднують з плакованою міддю трубною решіткою зварюванням і наступним розвальцьовуванням. Для уникнення труднощів під час зварювання аргонодуговим способом в околі отворів трубної решітки роблять кільцеві канавки. Крім того, надійність зварно-розвальцьованих закріплень теплопередавальних трубок в отворах трубних решіток залежить від якості плакування міддю конструкційної сталі трубної решітки. Технологія наплавлювання включає попереднє створення підвищеної рельєфності поверхні сталі, а режим охолодження трубної решітки вагою 90 кг з піччю від 1250 до 350 °С триває 24 год. Високу міцність з'єднання плакованого шару міді з основним металом трубної решітки підтверджують результати випробувань зразків зі сталі з мідною наплавкою на згин, механічними дослідженнями і візуальним аналізом максимально деформованих ділянок, оскільки на їх поверхні тріщини і розшарування не припустимі. Отримане комбіноване закріплення теплообмінних мідних трубок з трубними решітками не викликає деформацію конструкції та її розгерметизацію під час тривалої експлуатації газоохолоджувача.

РОЗШИРЕНИЙ АНАЛІЗ ЗАСТОСОВНОСТІ НАБЛИЖЕННЯ ГОМОГЕНІЗАЦІЇ ПРИ РОЗРАХУНКАХ АКТИВНОЇ ЗОНИ ШВИДКИХ РЕАКТОРІВ ІЗ ГАЗОВИМ ТЕПЛОНОСІЄМ

¹Улич І.М., ^{2,3}Маловиця М.С., ^{2,3}Фомін С.П.

¹Київський національний університет імені Т. Шевченка, Київ, Україна,

²Харківський національний університет імені В.Н. Каразіна, Харків, Україна,

³ІНЦ "Харківський фізико-технічний інститут", Харків, Україна,

ulichilarion@gmail.com

При розрахунках нейтронних полів активної зони ядерного реактора зазвичай використовуються два суттєво різних підходи: детерміністський, що базується на аналітичному або чисельному розв'язанні рівнянь транспорту нейтронів, та статистичне моделювання методом Монте-Карло. Детерміністський підхід [1] дозволяє отримувати функціональні залежності розподілів нейтронів та аналізувати перехідні процеси у реакторі, однак вимагає суттєвого спрощення геометрії активної зони та її складу через процедуру гомогенізації. Метод Монте-Карло [2], навпаки, дозволяє враховувати реальну геометрію та склад активної зони, але потребує значних обчислювальних ресурсів, що обмежує його застосування для дослідження перехідних та еволюційних процесів у реакторі.

У даній роботі проведено оцінку застосовності наближення гомогенізації при розрахунках нейтронних полів швидких реакторів з газовим теплоносієм. Особлива увага приділяється порівнянню результатів гомогенного та гетерогенного підходів для концептів реакторів IV покоління ALLEGRO [3] та EM2 [4] з гелієвим теплоносієм. Аналіз проведено за допомогою розрахунків методом Монте-Карло, при цьому створено дві моделі активної зони: спрощену гетерогенну та гомогенну. Оцінено похибки та межі застосування гомогенного наближення шляхом порівняння отриманих результатів для обох моделей.

Порівняння коефіцієнтів ефективного розмноження нейтронів k_{eff} показало, що підхід гомогенізації дає занижене на 0,5 % значення k_{eff} у порівнянні зі спрощеною гетерогенною, що є значною різницею для розрахунків точних характеристик реактора і повинно братися до уваги при напрацюванні остаточних рекомендацій. Водночас, використання гомогенного наближення дозволяє значно прискорити розрахунки, що робить його придатним для швидких оціночних розрахунків та аналізу перехідних процесів.

Література:

1. A.E. Walter and A.B. Reynolds. *Fast Breeder Reactors*. Pergamon Press, New York, 1981.
2. J. F. Briesmeister, et al. MCNP—A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport. Los Alamos National Laboratory Tech. Rep. LA-7396-M, Rev. 2. Los Alamos, NM, USA. September 1986.
3. P. Pónya, C. Ding, Sz. Czifrus, E. Shwageraus. Evaluation of reflector design of ALLEGRO refractory core // *Annals of Nuclear Energy* 206 (2024), 110602.
4. H. Choi, R.W. Schleicher. The Energy Multiplier Module (EM2): Status of Conceptual Design // *Nuclear Technology* 200 (2017), no.2, p. 106-124.

РОЗРОБКА ВІРТУАЛЬНОЇ АЕС ТА ЇЇ ЗАСТОСУВАННЯ В ЯДЕРНІЙ БЕЗПЕЦІ

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

З поширенням ядерних та інших новітніх технологій зростає актуальність досліджень і розробок (ДіР) безпечних й ефективних систем ядерної енергетики, оскільки ядерна безпека є ключовим питанням розвитку атомної енергії, а також передумовою її практичного застосування в сучасних умовах підвищення системних і безпекових ризиків. Передове чисельне моделювання, зокрема з використанням штучного інтелекту, може максимально точно відтворювати складні фізичні процеси, передбачати поведінку і динаміку таких систем з погляду їх рівня безпеки, а також допомагати їх успішному проєктуванню та оцінюванню. Міжнародні дослідження для моделювання ядерної безпеки розвивалися від імітації окремих фізичних явищ до її поєднання з імітацією цифрового реактора, а також до комплексного моделювання з віртуальною АЕС, інтегруючи соціальну й екологічну інформацію. Порівняно з цифровим реактором віртуальна АЕС приділяє більше уваги еволюції аварій на реакторі, наприклад, великомасштабному моделюванню соціальної та фізичної поведінки, яке стосується взаємозв'язку між ядерною безпекою і довкіллям, а також взаємозв'язку між ядерною безпекою і громадськістю [1].

У галузі ядерної енергетики технології імітаційного моделювання використовуються з 1970-х років, коли для окремої підсистеми реактора й окремої фізичної проблеми почали розробляти відповідне ПЗ проєктування чи аналізу. З невідпинним розвитком ядерної енергетики з метою відтворення та передбачення інтегрованої поведінки реактора за повним циклом у всьому просторі було проведено велику кількість необхідних досліджень цифрового реактора.

Цифровий реактор може застосовуватися для фундаментальних досліджень, проєктування реального реактора, аналізу безпеки, нагляду за реактором, експлуатації та обслуговування реактора тощо. Віртуальна АЕС – це інтегрована платформа моделювання для всього середовища АЕС, використовуючи цифровий реактор в якості ядра, тісно поєднаного з цифровим суспільством, що складається з цифрового трафіку, цифрової метеорології, цифрової планети. Завдяки великим даним, мобільному Інтернету, штучному інтелекту, Інтернету речей, платформі хмарних обчислень та іншим передовим інформаційним технологіям, віртуальна АЕС може виконувати імітацію різнопланової роботи, еволюції процесу ядерної аварії, підтримки прийняття рішень, дій в умовах ядерної надзвичайної ситуації.

Віртуальна АЕС, основою якої є цифровий реактор, може служити платформою комплексного моделювання всього середовища АЕС. Вона є прикладом глибокого зв'язку із цифровим середовищем і цифровим суспільством, включаючи цифровий трафік, цифрову метеорологію, цифровий простір тощо. Завдяки застосуванню Інтернету речей, платформ хмарних обчислень, мобільного Інтернету, штучного інтелекту, технологій великих даних та інших передових інформаційних технологій за допомогою віртуальної АЕС можна керувати моделюванням, пов'язаним із забезпеченням роботи у випадках різних режимів функціонування та різноманітних відмов, розвитку процесу ядерної аварії тощо.

Література:

1. В.М. Горбачук, Т.О. Бардадим, М.І. Лупей, Д.І. Ніколенко, Л.О. Батіг, Д.О. Рибачок. До координації пов'язаних з ядерною енергією процесів. Наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України за підсумками 2022 року (25–29 вересня 2023 р., Київ, Україна). Київ: Інститут ядерних досліджень НАН України, 2023, с. 190–191.

ENHANCING NUCLEAR SAFETY THROUGH HUMAN FACTORS AND SAFETY CULTURE: EXAMINING THE EFFECTIVENESS OF CONTEMPORARY SAFETY PRACTICES

Voloshyna-Narozhna V.O.

Khmelnitsky Nuclear Power Plant, Ukraine, viktoriia.voloshyna@oa.edu.ua

Enhancing nuclear safety is primarily influenced by human factors and safety culture. Research indicates that traditional methods, which relied heavily on strict regulations and punitive measures for human errors, are being replaced by more modern approaches. These include Just Culture [2], Crew Resource Management (CRM) [3], Behavior-Based Safety (BBS) [4], and the Human Factors Tool (HF Tool) [1]. Table 1 presents the results of the analysis regarding the effectiveness of these safety practices.

Table 1. Summary of the effectiveness of contemporary safety practices

Safety practice	Description	Effectiveness	Challenges
Just Culture	An approach that encourages open recognition and analysis of mistakes without fear of punishment, fostering learning and enhancing safety.	It improves trust in the team, reduces concealment of errors, and increases risk analysis.	There may be difficulty in distinguishing between acceptable and unacceptable errors and resistance to traditional management systems.
Crew Resource Management (CRM)	Training in team interaction for effective decision-making, task allocation, and reduction of human errors.	It increases situational awareness, reduces stress, and improves communication among staff.	Requires regular training, changes in corporate culture, and high implementation costs.
Behavior-Based Safety (BBS)	A method of observing and correcting employee behavior to minimize risks through feedback and positive reinforcement.	A method reduces the number of dangerous actions, motivates employees to follow safety rules.	Requires constant monitoring, proper setup of the evaluation system, and may cause distrust among staff.
HF tool	A tool designed to improve understanding of the causes of human factors incidents and improve work processes.	It helps both staff and management better understand the causes of human factors incidents and improve work processes.	Requires adaptation to the specifics of the organization, staff training, and integration with existing safety management systems.

References:

1. A.-M. Teperi, V. Puro, M. Tiikkaja, H. Ratilainen. *Developing and implementing a human factors (HF) tool to improve safety management in the nuclear industry: Research Report*. Helsinki: Finnish Institute of Occupational Health. 2018. 60 p.
2. M. Sorsa. *Team performance, communication, and shared situational awareness—control room resource management in the Nuclear Industry*. *Human Factors in the Nuclear Industry*. 2021, p. 151–159. <https://doi.org/10.1016/b978-0-08-102845-2.00008-9>
3. O. F. Orikpote, D. Ewim. *Interplay of human factors and safety culture in nuclear safety for enhanced organisational and individual performance: A comprehensive review*. *Nuclear Engineering and Design*. 2024, 416(112797), p.1-15. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112797>
4. S. Carra, E. Bottani, G. Vignali, M. Madonna, L. Monica. *Implementation of behavior-based safety in the workplace: A review of Conceptual and empirical literature*. *Sustainability*. 2024, 16(23), 10195. <https://doi.org/10.3390/su162310195>

INTEGRATED AUTOMATED RADIATION MONITORING SYSTEM IN UKRAINE: EVALUATING PRIORITIES AND TECHNICAL IMPROVEMENTS

^{1,2}Borshchova H., ¹Ivanov Z., ¹Chala M., ²Bibik T.

¹State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety, Kyiv, Ukraine,
zv_ivanov@sstc.ua

²National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute",
Kyiv, Ukraine

The Integrated Automated Radiation Monitoring System (IARMS) is created to provide continuous automated and fault-tolerant monitoring of the radiation situation in the environment of Ukraine as well as detection atmospheric dispersion of radionuclides in case of transboundary releases. There are a number of facilities on the territory of Ukraine and near its borders that require continuous monitoring (nuclear power plants, storage facilities, uranium cycle facilities).

In the context of current events with accompanying uncertainties and problems in regular access to radiation monitoring data (in particular, due to blackouts, shelling, etc.), an important issue is to upgrade current radiation monitoring posts, in particular in the automation of measurement data collection, provision of backup power supply, data transmission channels, etc. It was one of the tasks of the «Strategy of the integrated automated radiation monitoring system for the period until 2024» adopted by the Cabinet of Ministers in 2022. The goal of the strategy is development of an integrated automated radiation monitoring system synchronized with the European Radiological Data Exchange Platform (EURDEP) [1].

Upgrading the radiation monitoring network involves partial replacing the current equipment with new ones. The process of procurement of new radiation monitoring stations, their installation and test operation can take a long time, which is always important and critical, especially in the current circumstances. Discussing the question on the priority of modernization of radiation monitoring devices, it is important to define the priority of installation of new sensors to be reasonable in terms of potential radiological impact at the location of the stationary radiation monitoring station. Within the framework of the current study on estimating optimal order of upgrading of monitoring posts, the locations of radiation monitoring posts of the Ukrainian Hydrometeorological Center are considered.

To conduct this research, in which the results of statistical calculations performed with the decision support system JRodos [2] based on long-term meteorological forecast data (from June 2019 to June 2023) were used. To process the data of multi-year calculations, customized programs were developed by SSTC NRS that are based on the Python programming language and geographic information system QGIS. The study is focused on the region within 30 to 200 km from an NPP site. The priority ranking for updating radiation monitoring posts was provided considering the probability of passing the plume passing through the monitoring post and the distance from the NPP. The proposed approach can be extrapolated to far ranges as well.

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. JRodos, Java-based RODOS version. Website JRodos URL: <https://resy5.iket.kit.edu/JRODOS/>

UNIFICATION OF THE AUTOMATED RADIATION MONITORING DATA SET FOR THE TASKS OF DOSE PROJECTION

^{1,2}Liakhov D., ¹Kyrylenko Y., ¹Chala M., ²Konshyn V.

¹State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety, Kyiv, Ukraine.

²National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute", Kyiv, Ukraine, do_liakhov@sstc.com.ua

Ukraine has an active plan to create its own integrated automated radiation monitoring system [1]. However, problems, such as the lack of a unified methodology of data assimilation, proper data processing software for tasks of emergency preparedness and response, as well as experience in use of unified radiation monitoring networks create additional challenges.

Due to the strict requirements of the MetroERM project [2], radiation monitoring data presented in the database must be structured in a specific manner. Within the Ukrainian automatic radiation monitoring system, a methodology has been proposed to improve the accuracy of modeling results by refining source term and meteorological data obtained from modeling through comparison with monitoring measurements. This process needs to be fully automated for efficient data assimilation and is referred to as the "unification of automated monitoring data".

The unification of radiation monitoring data is carried out in a series of structured phases. In the first phase, monitoring data is gathered via detectors, ensuring primary measurements. Next, uncertainties arising from the placement and site characteristics of specific detectors are accounted for to adjust the received data as if it were obtained from a theoretical 'ideal' detector.

In the second phase, primary data on the source term and meteorology is assumed for decision support systems. Initial modeling is then conducted for a specified interval to simulate atmospheric dispersion. This modeling utilizes the assumed data and point-by-point interpolation, aligning the results with the placement of detectors from the first phase.

In the third phase, data obtained in the first and second phases is compared against a predetermined evaluation criterion. If the data meets this criterion, the unification for the specified interval is considered complete, and the resulting data can be used for further assessments. However, if the data does not meet the criterion, the next step involves refining and adjusting the source term and atmospheric dispersion model. The atmospheric dispersion modeling is then re-run for the specified time interval.

The unification process should be optimized and fully automated. Future research will focus on studying its implementation and addressing potential challenges in the joint use of atmospheric dispersion modeling and radiation monitoring resources.

References:

1. On the approval of the Strategy of the integrated automated radiation monitoring system for the period until 2024: Decree of the Cabinet of Ministers of Ukraine dated April 29, 2022. No. 323-p. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/323-2022-%D1%80#Text>
2. Metrology for radiological early warning networks in Europe. Website. URL: <https://www.euramet.org/research-innovation/search-research-projects/details/project/metrology-for-radiological-early-warning-networks-in-europe>

MODELLING OF THE COMPTON NEUTRON DETECTOR Hf EMITTER BURN-UP IN THE CORE OF WWER-1000

¹Gann V.V., ^{1,2}Ulybkin A.L., ²Kuznietsov P.E., ¹Pudov A.O.,

¹Rybka A.V., ³Kovtun K.V., ¹Kutny V.E.

¹NSC “Kharkiv Institute of Physics and Technology”, Kharkiv, Ukraine

²V. N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine

³Scientific-Technological Center “Beryllium” NAS of Ukraine, Kharkiv, Ukraine

a.ulybkin@gmail.com

The Compton neutron detector, which utilizes metallic Hf, is proposed as a solution for operating under more demanding conditions or in regimes where β -emissive Rh detectors may lack effectiveness and reliability. The primary objective of the hafnium-based detector is to enhance the flexibility and dependability of reactor control and monitoring systems.

The current study utilizes a model of WWER-1000 that accounts for 1/6th of the reactor core (a 60° sector) along the radius and full size in height, using the MCNPX code and simulating conditions similar to real operation. This allows for the consideration of neighboring assemblies and the total radiation fluxes affecting the detector. While the simulation assumes constant power, it effectively represents the depletion process and the overall response of the emitter material. The problem was running in the regime of criticality calculation, as the BURN card can be used this way only. The detector parameters correspond to the real prototype made in NSC KIPT.

The simulation data reveal the changes occurring in the hafnium emitters of 7 Compton detectors positioned vertically within the core of the WWER-1000. During the first two campaigns, variations in the degradation rate of the absorption capacity were noted, depending on the height coordinate of the detectors. However, for the majority of detectors, the absorption capacity remained relatively stable throughout the analysis.

Neutron losses $((\Phi_{in} - \Phi_{out})/\Phi_{in})$ gradually decrease across all detectors. These variations result from the neutron flux profile and the differing dynamics of nuclide depletion and accumulation within the emitter material. The observed reduction in neutron losses corresponds closely to the changes in absorption capacity, reflecting their interconnected behavior.

It can be concluded that, given the conditions of the WWER-1000, the Hf detector exhibits satisfactory performance with regard to its absorption properties and neutron losses. Variations in the degradation of the emitter material's absorption capacity are negligible across different height coordinates in the core. Furthermore, neutron flux distortions are minimal, with a range of 0.02–0.04 of the local value after the initial fuel campaign.

A comprehensive analysis of the data collected reveals that Hf can be utilized throughout the entire four-year operational period under WWER-1000 core conditions, with its characteristics pertaining to its nuclide composition and neutron absorption being particularly salient. The viability of the metallic Hf detector in PWR-type reactors appears promising, though further investigation is necessary to fully ascertain its applicability. Specifically, it is imperative to assess the potential impact of changes in the neutron spectrum on the detector and to modify its geometry in accordance with its sensitivity.

IMCORE – ПЕРШИЙ УКРАЇНСЬКИЙ ВВЕР КОД. ІСТОРІЯ СТВОРЕННЯ, ТЕПЕРІШНІЙ СТАН, ТА АКТУАЛЬНІ ЗАДАЧІ

Монін С.К., Трофименко О.Р., Гулік В.І.

ПрАТ «СНВО «Імпульс», Київ, Україна, monin_sk@impulse.ua

Отримання точної інформації про стан ядерного реактора під час його експлуатації дає змогу оцінити рівень безпеки енергоблока. Система внутрішнього реакторного контролю (СВРК) надає цю необхідну інформацію операторному персоналу АЕС. Для якісної обробки інформації в СВРК необхідне відповідне математичне забезпечення.

Науковий колектив ПрАТ «СНВО «Імпульс» розробив таке математичне забезпечення [1]. Це перший український детерміністичний реакторний код ImCore для розрахунку стану ядерного реактора ВВЕР-1000. Він базується на гібридному методі рішення системи дифузійних рівнянь [2].

В представленій доповіді ми обговоримо основні деталі математичної моделі, яка зараз використовується в коді ImCore. Також буде представлено те, як використовується Монте-Карло код Serpent [3] для нарахування групових констант палива та коефіцієнтів альbedo. Наприкінці доповіді ми продемонструємо результати верифікації коду ImCore в порівнянні з іншими кодами.

Література:

1. А.В. Аксьонов, О.Р. Трофименко, Д.В. Будік, А.В. Носовський, В.І. Гулік. Новий метод рішення системи двогрупових дифузійних рівнянь програмного забезпечення ВВЕР-1000 // *Ядерна та радіаційна безпека*, 2(90), 2021, с. 52 – 64
2. D. Lee, T.J. Downar, Y. Kim. A Nodal and Finite Difference Hybrid Method for Pin-by-Pin Heterogeneous Three-Dimensional Light Water Diffusion Calculations // *Nuclear Science and Engineering*, 146 (3), 2004, p. 319 – 339
3. J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, T. Kaltiaisenaho. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013 // *Annals of Nuclear Energy*, 82, 2015, p. 142 – 150

ПРОДОВЖЕННЯ ТЕРМІНУ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЕНЕРГОБЛОКІВ ТА УПРАВЛІННЯ СТАРІННЯМ ОБЛАДНАННЯ АЕС

Плетньов А.Ю., Суворов О.В., Петренко О.О., Гринюк І.В.

Філія «ВП ПАЕС», Південноукраїнськ, Україна, office@sunpp.atom.gov.ua

З 2005 року Компанія АТ «НАЕК «Енергоатом» розпочала роботу із підвищення безпеки та продовження терміну експлуатації енергоблоків України і визначила цю задачу як одну з пріоритетних.

Продовження терміну експлуатації енергоблоків дозволяє забезпечити стабільне енергопостачання з меншими витратами порівняно із будівництвом нових енергоблоків.

Наразі в Україні продовжено термін експлуатації 12 енергоблоків АЕС і тепер вони знаходяться в процесі довгострокової експлуатації (далі - ДСЕ), а для енергоблока ПАЕС-1 успішно підтверджено можливість експлуатації вдруге до 2033 року.

Під час роботи з продовження терміну експлуатації енергоблоків ВВЕР-1000 з'явилося проблемне питання, що стосується понадпроектного терміну експлуатації внутрішньокорпусних пристроїв (далі - ВКП), а саме розробку заходів з періодичного діагностування зміни геометричних розмірів ВКП. Для вирішення цього питання розроблена «Типова програма оцінки технічного стану та продовження строку експлуатації ВКП ВВЕР-1000», що регламентує необхідність вимірювання внутрішніх розмірів вигородки.

Актуальність проблеми оцінки формозміни елементів ВКП, особливо вигородки реактора, обумовлена необхідністю врахування радіаційного розпухання металу на працездатність в процесі ДСЕ. Через складну фізичну картину радіаційного розпухання, встановлення швидкості радіаційної формозміни на сьогодні виконується лише розрахунковим шляхом із застосуванням емпіричної моделі, побудованої за результатами випробувань матеріалів, аналогічних металу вигородки. Такий підхід надмірно консервативний і вдосконалити його можливо експериментальними методами, одним з яких є виконання фактичних замірів реальної геометрії вигородки.

Для реалізації цього метода був розроблений Комплекс для вимірювання геометричних розмірів вигородки активної зони реакторної установки ВК-5, що прийшов на заміну ультразвуковому мікрометру. Перші практичні вимірювання за допомогою ВК-5 відбулись на енергоблоках ЗАЕС-4, 5.

Виконання фактичних замірів реальної геометрії вигородки в найбільш критичних місцях дасть можливість надати інформацію для обґрунтованого коригування коефіцієнта радіаційного розпухання, що відповідним чином збільшить строк безпечної експлуатації ВКП.

Література:

1. В. Козлов, М. Семенюк, В. Ключко Довгострокова експлуатація діючих енергоблоків атомної станції. СОУ НАЕК 080. Київ, АТ «НАЕК «Енергоатом», 2023.
2. В. Ключко, М. Семенюк, В. Козлов Управління старінням елементів та конструкцій енергоблока АЕС. СОУ НАЕК 141. Київ, АТ «НАЕК «Енергоатом», 2023.

CHANGE IN THE MECHANICAL PROPERTIES OF THE BASE METAL OF THE PIPELINES OF THE VVER-1000 REACTOR POWER UNITS DURING SCHEDULED AND UNSCHEDULED OPERATION

Gozhenko S.V.

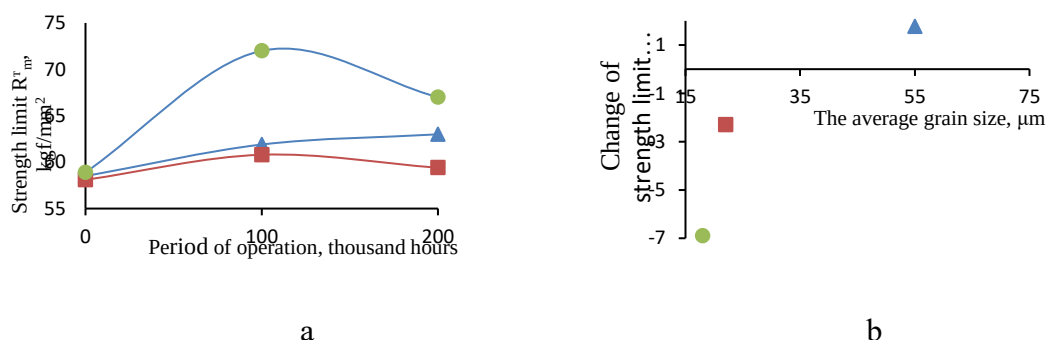
NSC KIPT, Kharkiv, Ukraine, gozhenko@kipt.kharkov.ua

During the operation of NPP power units, the current condition of the base metal (BM) of the pipelines is periodically monitored. Inspection is carried out by both destructive and non-destructive methods. At the power units (PU) of Ukrainian NPP, the most widespread method is the non-destructive determination of the mechanical properties (MP) of metal based on hardness measurement data. Due to the variation in the properties of the initial BM (at the second PU of the South-Ukraine NPP (SUNPP), in particular, the BM hardness of the feedwater pipeline varies in the range from 133 HB to 208 HB and the "sharp" steam pipeline - in the range from 143 HB to 220 HB), a direct comparison of the average values of the MP of BM does not allow us to correctly determine their changes during operation. To register changes, only the MP of BM of the same pipeline control links after ~100,000 and ~200,000 hours of operation were compared, the results are given in the table.

Table. Average changes in MP of BM bends of feedwater and "hot" steam pipelines for the second 100,000 hours of operation, PU 2 of the SUNPP

Pipeline (steel)	Control area of bends	Change (%)			
		Tensile strength	Yield boundary	Relative elongation	Relative narrowing,
Feedwater (steel 20)	Compressed	-3,2	-4,6	3,8	9,8
	Neutral	-1,6	-2,4	1,7	4,1
	Tensioned	-3,7	-5,3	4,6	12,5
"Hot" steam (15ГC, 16ГC)	Compressed	-3,7	-7,1	3,6	8,7
	Neutral	-0,8	-1,5	0,6	1,4
	Tensioned	-3,1	-5,8	2,9	7,1

When monitoring MP of BM by direct methods, samples of residual BM were sequentially taken by the electroerosion method from neighboring sections of the main circulation pipelines (MCP) for research in laboratory conditions. The change in the strength limits of BM (steel 10GN2MFA) of the compressed bend zones of the MCP of the SUNPP is presented in the figure below.



Change in the strength limit of BM of MCP of the SNPP in operation (a) and dependence on grain size (b) (for the second 100,000 hours of operation): ▲ – PU 1, operating temperature 288°C, ■ – PU 2, operating temperature 320°C, ● – PU 3, operating temperature 288°C

Studies have shown that the change in the MP of BM is mainly due to temperature aging with a corresponding dependence on the grain size of the starting metal.

The experimentally predicted resource of the BM of the controlled pipelines exceeded 450,000 hours.

FRACTURE TOUGHNESS OF STEELS AFTER LONG-TERM OPERATION BASED ON THE RESULTS OF INSTRUMENTAL IMPACT TESTS OF CHARPY SPECIMENS

Rudenko O.G.

National Science Center “Kharkov Institute of Physics and Technology”,
Kharkiv, Ukraine E-mail: rudenko@kipt.kharkov.ua

In this paper, an analysis of the parameters of dynamic fracture toughness of steels after long-term operation, which are used at VVER (10GN2MFA) and TPP (16GNM), is carried out.

To estimate the dynamic fracture toughness parameters, it is recommended to use Charpy specimens with a pre-cracked. In this paper, an attempt is made to evaluate the fracture toughness parameters on standard Charpy specimens without a pre-cracked. The dynamic fracture parameters were determined from instrumental Charpy impact tests data and compared with experimentally obtained fracture toughness results.

In our case for viscous materials on the load-displacement diagram it is necessary to take into account the elastic deformation and it is assumed that crack initiation occurs at the maximum load. The potential of using standard Charpy-V notch test in determining the dynamic fracture toughness parameters like K_{ID} and J_{Id} has been reported earlier by other authors. Several researchers have been estimated dynamic fracture toughness (K_{ID}) from Charpy energy (C_V). On this basis, an attempt has been made to establish a correlation between the fracture energy of standard Charpy specimens and fracture toughness parameters. Comparison with experimental data on fracture toughness for steels after long-term service was made. The fracture toughness parameters obtained from the results of instrumental tests of Charpy specimens without pre-cracked were in close agreement with the experimental data, taking into account the corresponding empirical relationships proposed by other authors.

It has been established that VVER steels have high fracture toughness resistance after 200000 hours of operation. Cracks up to 20 mm long have been found in the steels used at TPP, which significantly affect the dynamic fracture toughness parameters and, consequently, the equipment performance.

The relative simplicity in the instrumented Charpy impact testing is a major advantage over fracture toughness testing (K_{IC}/J_{IC}) in terms of complexity, speed and cost of the experiment. A reasonably accurate correlation between fracture toughness values and instrumented impact tests can be a useful tool in determining the life of equipment because fracture toughness values represent the mechanical properties of the material and can be transferred from the test specimen to the equipment.

EUROPEAN PARTNERSHIP ON RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT

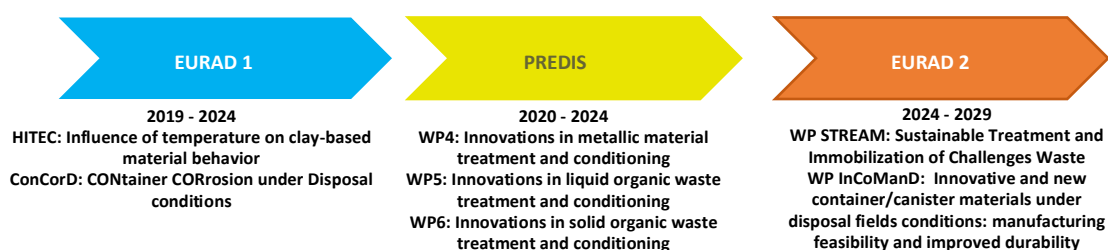
Sergey Sayenko

National Science Center Kharkiv Institute of Physics and Technology, Kharkiv, Ukraine
sayenko@kipt.kharkov.ua

The EU-funded EURAD-2 [1] partnership builds on EURAD-1 [2] and PREDIS [3], advancing a joint program for research, development, and knowledge management of radioactive waste across EU Member States and assisting national RD&D programs for the long-term management of various types of radioactive waste. Covering all phases, including predisposal and disposal, through a robust science, technology, and knowledge management program to support the timely implementation of radioactive waste management activities, EURAD-2 also aims to foster a mutual understanding and trust among participants. It supports the implementation of the Waste Directive in EU Member States, taking into account the various stages of advancement of national programs, the differences in capabilities and inventories, to ensure safe, responsible, and publicly acceptable radioactive waste management across Europe.

KIPT has been participating in the Euratom programs presented below since 2019

EURATOM International programs for RAW management



A new formulation of a geopolymer material based on both natural raw materials (metakaolin) and a mixture of industrial waste (fly ash and blast furnace slag) has been proposed and substantiated, as well as a technology for manufacturing such a material for the immobilization of radioactive waste. The research was conducted within the framework of the PREDIS project (2020-2024) and a scientific contribution was made to the general European approach to solving the problems of reliable immobilization of radioactive waste.

Two technological approaches (a new material in the form of SiC with chromium additives, as well as a method of applying protective coatings) have been proposed and scientifically and experimentally substantiated to increase the corrosion resistance of containers containing radioactive waste for their geological disposal. The development of the relevant scientific results was carried out within the framework of the EURAD 1 project.

References:

1. EURAD 1, European Joint Programme on Radioactive Waste Management, 2019-2024, grant agreement ID: 847593, <https://cordis.europa.eu/project/id/847593>.
2. EURAD 2 project (European Partnership for Radioactive Waste Management), for 2024-2029, grant agreement ID: 101166718, <https://cordis.europa.eu/project/id/101166718>.
3. PREDIS, PRE-DISposal management of radioactive waste, 2020-2024, grant agreement ID: 945098, <https://cordis.europa.eu/project/id/945098>.

DEVELOPMENT OF MAGNESIUM POTASSIUM PHOSPHATE MATRICES FOR MINOR ACTINIDE ENCAPSULATION

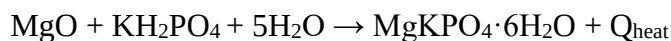
¹Sayenko S., ¹Shkuropatenko V., ²Vecernik P., ²Kašpar V., ²Kiselova M.

¹KIPT, Kharkov Institute of Physics and Technology, Kharkiv, Ukraine

²ÚJV Rež, a. s., Nuclear Research Institute, Czech Republic

Developing materials that can potentially function as effective waste matrices for the minor actinides, including Am and Cm, is important as they are sufficiently long-lived to pose significant hazards for millennia. In this study, we investigated magnesium potassium phosphate (MKP)-based compounds as stable matrices for the encapsulation of inactive trivalent Nd and Sm as analogues of the minor trivalent actinides, Am and Cm.

MKP is formed via an acid-base reaction:



The synthesis of the MKP was carried out using the water-to-cement (W/C) weight ratio of 1:2 and the magnesia-to-phosphate molar ratio (M/P) ranging from 1 to 2.7.

The results of strength tests of MKPs after 28 days of curing showed that maximum compressive strength is achieved at a ratio of M/P = 2.25. Taking this into account, when preparing MKP specimens doped with compounds containing Nd/Sm, the ratios M/P = 2.25 and W/C = 0.5 were used. In this case, additives were either Nd₂O₃ or Sm₂O₃ oxides in an amount of 5 wt.%, or aqueous solutions of Nd(NO₃)₃·6H₂O or Sm(NO₃)₃·6H₂O (5 wt.%). Compressive strength tests have shown that the introduction of Nd and Sm in both forms leads to mechanically robust MKP specimens, which have a fairly high strength of ≥30 MPa.

SEM/EDS analyses of MKP specimens, both with the addition of Nd₂O₃ and with the addition of Sm₂O₃, revealed the presence of abundant K-struvite (MgKPO₄·6H₂O) (grey). Light-colored particle agglomerates (≤10 μm) embedded in the MKP matrix consist of Nd₂O₃/Sm₂O₃ (Figure 1a). When Nd/Sm is introduced as an aqueous solution, TEM/EDS analysis data (Figure 1b,c) show that the MKP material consists of interconnected nanoparticles agglomerates (≥200 nm) of light-colored K-struvite (a) and dark-colored Nd/Sm-containing K-struvite (b).

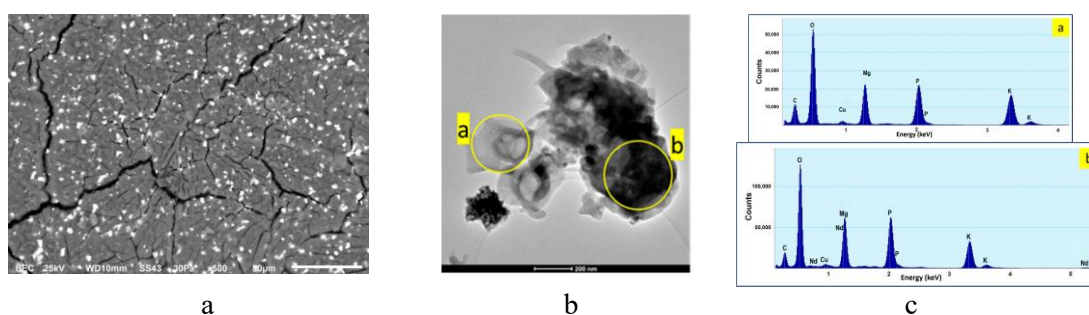


Figure 1. SEM image of MKP with addition of Nd₂O₃, TEM image (b) and EDS spectra (c) of a particle of MKP prepared via the addition of an aqueous solution of Nd(NO₃)₃·6H₂O

The leaching tests of MKPs according to ANS 16.1 standard were carried out, and the results of the performed studies demonstrate the chemical stability of the MKP matrix with Nd (or Sm) additives under water attack. The leachability indices for Nd and Sm were 19.55–19.78 and 19.74–19.89, respectively, which satisfy the waste acceptable criteria (>6). The results of this study demonstrate that MKP matrices can function as highly efficient, insoluble and durable waste matrices for immobilization of minor actinides.

OPTIONS FOR MANUFACTURING OF LARGE CERAMIC COMPONENTS FOR FINAL STORAGE CONTAINERS FOR RADIOACTIVE WASTE

Tassilo Moritz, Mathias Herrmann, Lutz-Michael Berger, Henning Heuer

Fraunhofer Institute for Ceramic Technologies and Systems (IKTS), Dresden, Germany
tassilo.moritz@ikts.fraunhofer.de

Compared to metallic materials, ceramic materials offer advantages as a material for storage containers for radioactive waste in terms of static loads and corrosion resistance. A ceramic container is also largely chemically stable in a humid environment and cannot be attacked by corrosion processes. The main advantages of ceramic materials are their corrosion resistance and the absence of hydrogen gas formation on the container surface. A disadvantage is the higher susceptibility to breakage. This is particularly critical in the case of dynamic or anisotropic loads, which is why these should be constructively or conceptually excluded. A limiting factor of previously examined container concepts is the size of the containers, which is limited by the available manufacturing technologies.

According to [EUR22], the challenges to be overcome in the course of systematic investigations are, on the one hand, the efficient handling of the very large components in their green state after their shaping, i.e. before sintering, and, on the other hand, the achievement of an adequate density for components with wall thicknesses > 50 mm. It is also emphasized that effective sealing of components of this wall thickness will not be possible without specific research and development. In addition, ceramic materials have been receiving renewed attention in recent years as potential materials for containers for the storage of radioactive waste. Among a variety of ceramic materials that have been investigated, sintered SiC has been identified as the most promising material variant because it is highly resistant to environmental damage. However, the risks in terms of mechanical integrity, the state of the art in manufacturing and investment costs are high [Hol14]. The most important prerequisite for the industry-relevant implementation of ceramic containers is the proof of technological feasibility of these components for modular, hybrid container systems.

This contribution will introduce ceramic manufacturing technologies that are suitable for large-volume components and will discuss the basic rules of a design that is optimized for ceramics. It also touches on thermal spray coatings for surface modification of large components and non-destructive testing methods to ensure that critical defect sizes in components are avoided.

References:

- [EUR22] EURAD European Joint Programme on Radioactive Waste Management, Deliverable 15.1: Initial State-of-the-art of WP ConCorD, 17/08/2022
- [Hol14] Holdsworth SR, Graule T, Mazza E. Feasibility evaluation study of candidate canister solutions for the disposal of spent nuclear fuel and high level waste – a status review, NAB 14-90. Wettingen: National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste; 2014.

APPLICATION OF CERAMIC/GLASS SOLDERS FOR JOINING SILICON CARBIDE COMPONENTS OF THE SNF/HLW DISPOSAL CONTAINER

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

NSC KIPT, Kharkiv, Ukraine, lobach0709@gmail.com

Currently, there is a surge of interest in silicon carbide (SiC) for several applications, particularly as a new material for containers with spent nuclear fuel (SNF) or high-level waste (HLW) for their deep-geological disposal [1, 2]. The scheme of using SiC in the container design, in accordance with [1], is shown in Fig. 1.

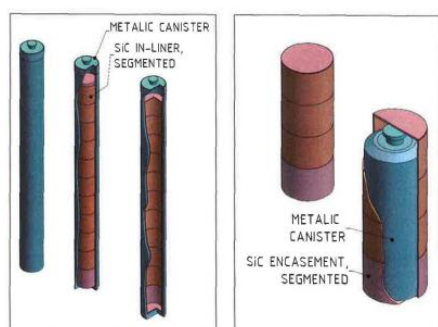


Fig. 1. Proposed SiC encasement solutions for NSF/HLW disposal.

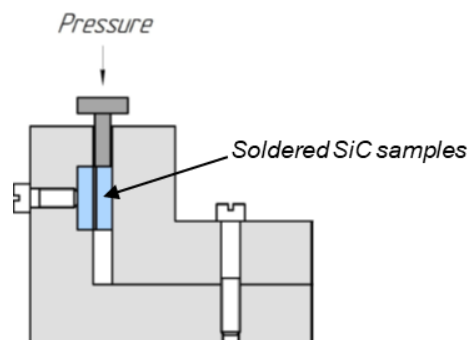


Fig. 2. Scheme for testing SiC samples for joint strength

Research in this area is being carried out extensively within the framework of the Euratom project EURAD 2, in which KIPT participates as an official beneficiary in the InComanD work package [3]. Since engineering design for most applications requires complex shapes, there is a great demand for developing reliable joining methods for SiC parts. However, joining of SiC-based materials is inherently difficult due to the high degree of covalent bonding in SiC and low self-diffusion coefficient [4]. This paper presents the basic mechanisms of SiC joining methods developed in the world to date. The main methods for testing the soldering strength of SiC parts are also described; one of them is shown in Fig. 2. The method of SiC joining using ceramic/glass solders, based on the melting of fillers (mixture of pure fine powders) with the formation of eutectic phases from such systems as $\text{Y}_2\text{O}_3\text{-Al}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$, $\text{CaO-Al}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ and $\text{MgO-Al}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$, is discussed in more detail. The characterization of the joint was carried out using XRD and SEM analysis. Furthermore, it was demonstrated that proposed ceramic/glass materials can be used as solder for joining silicon carbide components using heating process.

References:

1. A. Kerber and J. Knorr. SiC Encapsulation of High-Level Waste for Long-term Immobilization // ATW 58. Jg. Heft 1 January, 8-13, 2013, https://www.researchgate.net/publication/297517339_SiC_encapsulation_of_high_level_waste_for_long-term_immobilization.
2. K.V. Lobach, S.Y. Sayenko, I.V. Kolodiy, H.Yu. Rostova, I.O. Klimenko. SiC-BASED CERAMICS AS A CONTAINER MATERIAL FOR DEEP GEOLOGICAL DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTE // Problems of Atomic Science and Technology. 2024. №4 (152), p. 79-83, <https://doi.org/10.46813/2024-152-079>.
3. Work package "Innovative and new container/canister materials under disposal fields conditions: manufacturing feasibility and improved durability (InCoMand)", EURAD 2 project (European Partnership for Radioactive Waste Management), for 2024-2029, grant agreement ID: 101166718, <https://cordis.europa.eu/project/id/101166718>.
4. P. Wan, M. Li, K. Xu, H. Wu, Q. Huang, Seamless joining of silicon carbide ceramics through an sacrificial interlayer of $\text{Dy}_3\text{Si}_2\text{C}_2$ // J. Eur. Ceram. Soc. 39 (2019), 5457–5462, <https://doi.org/10.1016/j.jeurceramsoc.2019.09.002>.

DETERMINATION OF URANIUM ISOTOPIC COMPOSITION AND AGE BY THE PEAK RATIO METHOD USING HIGH-RESOLUTION GAMMA-RAY SPECTROMETRY

¹Kutnii D.V., ¹Afanasiev S.N., ¹Afanasieva I.O., ¹Burdeinyi D.D., ¹Vanzha S.A.,
²Zhukov O.P.

¹NSC “Kharkiv Institute of Physics and Technology” of NASU, Kharkiv, Ukraine;

²Institute for Nuclear Research of NASU, Kyiv, Ukraine

afanserg@kipt.kharkov.ua

¹NSC “Kharkiv Institute of Physics and Technology” of NASU, Kharkiv, Ukraine;

²Institute for Nuclear Research of NASU, Kyiv, Ukraine

Gamma-ray spectroscopic passive non-destructive analysis is used in the nuclear industry, defense facilities, and by nuclear safeguards inspectors to quickly and accurately verify nuclear materials in various forms and compositions. These measurements are convenient because they generally require less time and cost compared to destructive radioanalytical methods such as α -spectrometry or mass spectrometry and are suitable when the objects under investigation are in a container and cannot be opened or removed.

This work presents results of the analysis of gamma spectra obtained at the laboratories of NSC KIPT (Kharkiv) and INR (Kyiv) to select the optimal geometry for measuring low-intensity radiation and determining minimum detected activity of ^{214}Bi and ^{234}U . To record gamma spectra, we used HPGe detectors placed at KIPT (BEGe 3830) and INR (GC 6020). Natural, low-enriched and highly-enriched certified uranium standards (CRM 969, CRM 146) with enrichment range from 0.3% to 93% were selected as test samples. The main focus of the research is on the use of a relative (“intrinsic/intrinsic”) methodology for obtaining the main characteristics of uranium-containing samples, such as enrichment, isotopic composition and age of uranium. This technique is based on the peak ratio method and all the information necessary for analysis is obtained directly from the measured gamma spectrum.

The isotopic composition and enrichment of uranium were determined from the ratio of $A(^{234}\text{U})/A(^{235}\text{U})$ and $A(^{238}\text{U})/A(^{235}\text{U})$ activities. The measured intensities of ^{234}U and ^{238}U gamma lines at 120.9 and 258.3 keV, respectively, were used for the calculation. The ^{235}U intensities for these energies were calculated by extrapolating the results of fitting the intensities of its 4 lines measured in the energy range 143–206 keV.

To determine the age of uranium (the date of its chemical purification), the ratio $A(^{214}\text{Bi})/A(^{238}\text{U})$ was additionally determined by measuring the intensity of ^{214}Bi lines with energies of 609.312 and 2204.21 keV. To calculate the ratio $A(^{214}\text{Bi})/A(^{238}\text{U})$, the measured ^{238}U gamma lines in the energy range 765–2060 keV were used, which were used to establish the dependence of the intensity of these lines on energy and extrapolated to the energy range 609.312 and 2204.21 keV. The detection limits and background gamma radiation intensities for ^{214}Bi were investigated, and the minimum masses of uranium oxide samples required to determine the age of uranium by high-resolution gamma-ray spectrometry were estimated.

ВРАХУВАННЯ СУЧАСНИХ ВИКЛИКІВ НА ПОВОДЖЕННЯ З ВІДПРАЦЬОВАНИМ ЯДЕРНИМ ПАЛИВОМ

Кравченко В.П., Хищенко М.П., Власов А.П.

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

kravchenko@op.edu.ua

За часи самостійності Україна зробила власне завершення паливного циклу: було побудовано сухе сховище відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) на Запорізькій АЕС та Центральне сховище в зоні відчуження. Але при теперішній ситуації, коли територія країни обстрілюється, виникають великі ризики при транспортуванні. Треба враховувати також близьке розташування Центрального сховища до державного кордону. Проблеми з вивезенням можуть привести до переповнення басейнів витримки (БВ) [1]. Тому в роботі розглядаються деякі пропозиції зміни стратегії поводження з ВЯП.

Метою роботи є аналіз пропозиції максимального використання майданчика АЕС для витримки ВЯП. Для цього пропонується будівництво додаткового басейна витримки (ДБВ), де ВЯП може витримуватися більше десяти років. Наявність ДБВ надає також можливість переміщення ВЯП для можливості ремонту основного БВ. Після мокрої витримки в БВ ВЯП переміщується до розташованих за територією АЕС легких закритих споруд для розміщення контейнерів з ВЯП, тобто сухої витримки. Дах над контейнерами надає низку переваг для тривалого утримання. У якості місця для кінцевого утримання ВЯП після зупинки АЕС пропонується використання гермооб'єму (ГО) реакторного відділення.

В роботі звертається увага на залежність необхідного часу витримки ВЯП в БВ для досягнення потужності касети 1 кВт від терміну паливної кампанії. Цей час визначає мінімальний термін витримки ВЯП в БВ. В [2] наводиться, що за даними різних авторів час до досягнення паливом потужності 1 кВт оцінюється від 5 до 8 років. Це суттєво впливає на оцінку необхідної ємності БВ.

Практично єдиним місцем для розміщення ДБВ всередині ГО є верхня зона транспортного коридору. Обґрунтуванням цього є також можливість підведення сюди короткої ланки системи охолодження для такого басейну. Зовні енергоблоку для розташування окремого приміщення з ДБВ пропонується місце поряд з бризкальним басейном системи охолодження відповідальних споживачів реакторного відділення.

Звертається увага на можливість оптимізації кількості ТВЗ в контейнері для сухого зберігання. Якщо прийняти постійною товщину бетонної стінки контейнера, то при збільшенні кількості відпрацьованих ТВЗ (ВТВЗ) в контейнері питома маса бетону, яка приходить на одну ВТВЗ, буде зменшуватися. Згідно розрахунку оптимальна кількість ВТВЗ в контейнері дорівнює 70 шт. При цьому відносно проєктного варіанту з 24 ВТВЗ питома витрата бетону зменшується в 2,1 рази при зовнішньому діаметрі контейнеру 4,4 м.

Література:

1. В.Г. Рудичев, С.В. Альохіна, В.Н. Голощанов та інші. *Безпека сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива*. – Х. 2013, 200 с.
2. Письмецький С.А., Пишкін В.Б., Рудичев В.Г., Рудичев С.В. *Оцінка залишкового тепловиділення відпрацьованого ядерного палива ВВЕР-1000*. вісник Харківського університету, №794. 2008. С. 69-72. [http://nuclear.univer.kharkov.ua/lib/794_1\(37\)_08_p69-72.pdf](http://nuclear.univer.kharkov.ua/lib/794_1(37)_08_p69-72.pdf)

ЕЛЕКТРОХІМІЧНА ДЕЗАКТИВАЦІЯ ТЕХНОЛОГІЧНОГО ОБЛАДНАННЯ АТОМНОЇ ПРОМИСЛОВOSTІ

¹Мухачев А.П., ²Омельчук А.А., ³Нефедов В.Г., ⁴Шевель В.М.,

¹Єлатонцев Д.О.

¹Інститут геотехнічної механіки ім. М.С. Полякова НАН України, Дніпро, Україна, office.igtm@nas.gov.ua

²Інститут загальної та неорганічної хімії ім. В.І. Вернадського НАН України, Київ, Україна, office@ionc.kiev.ua

³Український державний університет науки і технологій, Дніпро, Україна, office@ust.edu.ua

⁴Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ, Україна, interdep@kinr.kiev.ua

При роботі атомних електростанцій та уранових виробництв утворюється радіаційно-забруднене обладнання, що потребує дезактивації і часто виводиться з експлуатації. На ДП «СхідГЗК» у м. Жовті Води та на ВО ПХЗ у м. Кам'янське накопичено понад 500 т металоконструкцій та іншої апаратури, які потребують дезактивації. Серед відомих методів дезактивації технологічного обладнання атомних електростанцій та уран-переробних підприємств найпривабливішими є саме електрохімічні, оскільки вони не потребують спеціального обладнання, характеризуються найменшими витратами реагентів, дозволяють зберегти вихідні властивості поверхні, не супроводжуються накопиченням значних обсягів радіоактивних відходів, не завдають збитків довкіллю та здоров'ю обслуговуючого персоналу [1]. Як електроліт рекомендується суміш $\text{H}_2\text{SO}_4\text{--H}_3\text{PO}_4\text{--H}_2\text{O}$, яка не тільки видаляє радіонукліди, а й покращує властивості поверхні виробів. При цьому може використовуватися не тільки постійний, а й імпульсний змінний струм.

До недоліків стаціонарного режиму дезактивації належить необхідність періодичної заміни анодів, які руйнуються в дезактивувальних розчинах. Крім того, зазначений режим не підходить для дезактивації обладнання великих габаритів, він не забезпечує вилучення радіонуклідів із внутрішніх поверхонь трубопроводів.

Для усунення цих недоліків було розроблено метод електронатирання та конструкцію зовнішнього електрода. Дослідне відпрацювання технології електрохімічної дезактивації проводилося на території Чорнобильської АЕС, ВО ПХЗ та ДП «Бар'єр» (м. Кам'янське) [2, 3]. Проведені дослідження показали, що порівняно зі стаціонарною дезактивацією режим зовнішнього електрода за однакового ступеня вилучення радіонуклідів дає змогу суттєво знизити питомі витрати електроенергії (до 5–10 Вт/год/дм²) та електроліту – до 3–6 см³/дм². Отримані результати свідчать, що електрохімічна дезактивація забезпечує високі показники вилучення радіонуклідів із поверхонь низки конструкційних матеріалів. Таким чином, описана технологія є перспективним напрямом вирішення проблеми дезактивації радіоактивно-забрудненого металічного обладнання.

Література:

1. Омельчук А. О., Юденкова І. М., Шевель В. М. Електрохімічна дезактивація технологічного обладнання, забрудненого радіонуклідами // *Наука та інновації*, 2012, 8 (1), 77-86.
2. Omel'chuk A. A., Solovyov V. V. Electrochemical decontamination of metals // *Академічна й університетська наука: результати та перспективи* : зб. наук. пр. XIII Міжнар. наук.-практ. конф., 10-11 груд. 2020. Полтава, 2020, 169-179.
3. Микитась Д.О., Білоус М.А., Полішкін Ю.Ю., Іващенко Т.Г., Гулько С.О., Рець Є.Ю. Розробка системи захисту навколишнього середовища від радіоактивно забруднених матеріалів (на прикладі колишнього ВО «ПХЗ») // *Екологічні науки*, 2023, № 6 (51), 117-125.

ABOUT DEEP BOREHOLE DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTE IN SALTS

¹Shybetskyi I.O., ^{2,1}Koliabina I.L., ^{2,1}Yaroshenko K.K., ¹Borysova T.A.,
¹Shurpach N.O.

¹Radioenvironmental Centre of NAS of Ukraine, Kyiv, Ukraine,

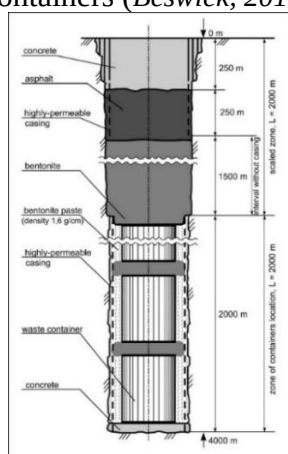
iurii.shybetskyi@gmail.com

²Institute of Geological Sciences of NAS of Ukraine, Kyiv, Ukraine

In recent years, there has been an increasing interest in the use of large diameter deep boreholes (DBD concept) for the disposal of spent nuclear fuel (SNF), high-level waste (HLW) and some other types of radioactive waste. This is due to progress in the development of drilling technologies, intentions to use various small modular reactors, which differ in fuel types and in radioactive waste.

The DBD concept has been studied in the USA and several European countries (Nirex, 2004, Mallants, 2020). Many options for borehole disposal have been proposed, which differ in waste classes, site geology, borehole geometry and sizes.

Compared with conventional geological repositories, the DBD concept has advantages: greater safety, lower costs, shorter timeframes for site selection, construction, and operation. Disadvantages of the DBD concept are related to the difficulties with: drilling borehole of the required large diameter (this limits the diameter of containers for radioactive waste), constructing engineering barriers, and retrievability of defective containers (Beswick, 2014).



In Ukraine, the possibility of using DBD was studied in the early 2000s (Shestopalov, 2016). The disposal of RBMK-1000, VVER-1000 SNF, vitrified HLW (from the reprocessing of VVER-440 SNF), and fuel-containing materials of Chernobyl origin was considered. It was supposed to place the waste at depths of 2-4 km in vertical borehole with a diameter of about 1 m. It was supposed to place the radioactive waste in crystalline rocks in concrete containers covered with a titanium shell with a diameter of up to 0.8 m. It is noteworthy that the geological conditions of the sites of all Ukrainian NPPs allow the placement of such borehole facilities.

An analysis of international developments allows us to conclude that many technological difficulties of the DBD concept can be overcome when disposing radioactive waste in boreholes drilled in salt-bearing formations. In this case, the disposal depths can be 1-3 km (for vertical boreholes in salt domes) and even less (for horizontal ones in formation salts). At the same time, the process of drilling large-diameter boreholes is simplified and the absence of engineering barriers in the disposal interval is allowed due to the plasticity of the salts that seal the radioactive waste.

References:

- Beswick J., et al (2014). Deep borehole disposal of nuclear waste: engineering challenges. *Energy* 2014, 167, <http://dx.doi.org/10.1680/ener.13.00016>
- Mallants D., et al (2020). The State of the Science and Technology in Deep Borehole Disposal of Nuclear Waste. *Energies* 2020, 13, 833; doi:10.3390/en13040833
- Nirex (2004). A Review of the Deep Borehole Disposal Concept for Radioactive Waste. – Report N/108. United Kingdom, Nirex Limited
- Shestopalov V.M., et al (2016). Geological Disposal of Radioactive Waste in Ukraine: Background, Status, and Future Steps. *Fifth Worldwide Review*, LBNL-1006984.

МЕТОД ТЕРМІЧНОГО ЗНЕЗАРАЖЕННЯ РІДКИХ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ

Нікольський В.Є., Решетняк І.Л., Козлов Я.М., Стоян О.І.

Український державний університет науки і технологій, Дніпро, Україна,

i.l.reshetnyak@ust.edu.ua

Зараз для переробки рідких радіоактивних відходів на існуючих атомних електростанціях застосовуються три групи методів: термічні, сорбційні, мембранні. Ці методи передбачають великий комплекс технічних та очисних споруд різного призначення.

Метод термічного упарювання рідких радіоактивних відходів, що передбачає можливість отримання високих коефіцієнтів очистки, дозволяє повністю вирішити проблему конденсату до скидних норм чи норм на зворотню технічну воду. Основна задача, що вирішується в рамках позначеної проблеми, полягає в розробці енерготехнологічної системи, яка забезпечує очищення відходів від радіонуклідів, їх концентрування до мінімальних об'ємів, висушування радіоактивних концентратів солей з метою подальшої переробки без потрапляння радіонуклідів в навколишнє середовище [1].

Спільно з інститутом газу, інститутом ядерних досліджень була розроблена установка термічного знезараження рідких радіоактивних відходів для умов експериментального реактору на основі плоскополум'яного пальника і безфутерівочної реакційної камери.

Випробування та експериментальні дослідження проводили на рідких радіоактивних відходах (РРВ) реактора ІР ВВР-М. На основі дослідження був створений дослідно-промисловий комплекс очищення РРВ ІР ВВР-М інституту ядерних досліджень НАН України (замкненої очисної споруди). Розроблена енерготехнологічна система дозволяє ефективно знезаражувати РРВ об'ємом 1000 л/год. За експлуатаційний період установка функціонувала в безаварійному регламенті, були відсутні корпусні руйнування теплової камери, що свідчать про правильність підібраних режимно-технологічних та констукційних особливостей розробленої енерготехнологічної системи (ЕТС). Особливістю цього комплексу є його включення в технологічну лінію переробки радіаційного доупарювання, що дозволило отримати вторинні відходи у вигляді сухого продукту. При цьому витрати палива складали 20 нм³/год при тиску 12 кН/м². Порівняно з іншими технологіями установка дає можливість практично в 2-3 рази (з 600 г/л до 1300÷2000 г/л) підвищити ступінь концентрування радіоактивних відходів, запобігти інкрустації сольовими відкладеннями гріючих поверхонь АПГ і установки в цілому, спростити операції з кубовим залишком та отримати кінцевий продукт у вигляді сухого залишку. При цьому ККД випарника становить 97-98 %, коефіцієнт очищення від радіонуклідів 10⁵, коефіцієнт з доочищенням від радіонуклідів складає 10⁷, питоме споживання електроенергії 5,4 кВт·год/м³ [2]. Також технологічне обладнання показало добру витривалість.

Література:

1. В.Е. Нікольський. Разработка и исследование аппаратов погружного горения с многократной инверсией фаз // Технологічний аудит и резерви виробництва, 2015, № 4/1(24), с. 60-64.
2. Нікольський В.Е. Разработка и исследование отопительной контактно-модульной системы с применением аппаратов погружного горения // Східно-Європейський журнал передових технологій, 2015, № 4/8 (76), с. 21–25.

ПОТЕНЦІЙНІ МЕХАНІЗМИ, ЩО ВПЛИВАЮТЬ НА ДЕГРАДАЦІЮ ОБОЛОНОК ТВЕЛІВ ІЗ ЦИРКОНІЄВИХ СПЛАВІВ ПРИ ТРИВАЛОМУ СУХОМУ ЗБЕРІГАННІ

Редкіна Г.

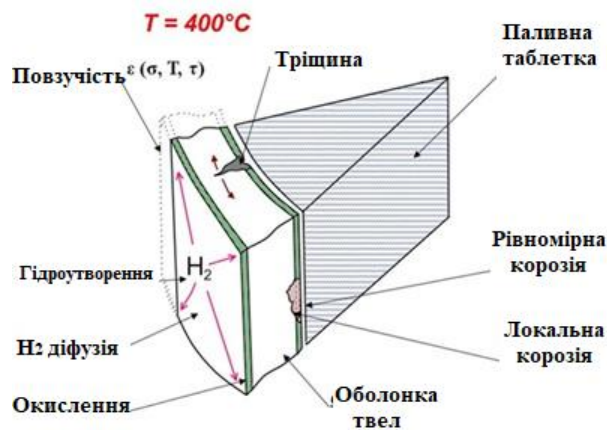
Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл»

ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут», Харків, Україна,

gordaya@kipt.kharkov.ua

У країнах, де існують сховища відпрацьованого ядерного палива (ВЯП), впроваджуються широкомасштабні дослідження явищ деградації оболонок твेलів при поводженні з ВЯП. Ці дослідження проводяться систематично і все детальніше, інтерес до результатів таких досліджень неухильно зростає. Створюються спеціальні підрозділи, відбувається збирання інформації про поведінку тепловиділяючих збірок (ТВЗ), твелів та їх комплектуючих при тривалому зберіганні, посилюються вимоги до режимів зберігання.

Потенційними механізмами (рисунок 1), що впливають на цілісність оболонок твелів при тривалому сухому зберіганні, є:



повзучість;
корозія;
механічне розтріскування,
локальне та рівномірне
руйнування окисної плівки;
дефекти, спричинені
гідруванням:
переорієнтації гідридів;
уповільнене гідридне
розтріскування (DHC);
дифузія водню за рахунок
градієнта температур;
окрихчення.

Рисунок 1 - Потенційні механізми, що впливають на цілісність оболонок твелів при тривалому сухому зберіганні

Метою даного аналітичного дослідження є:

- виявлення закономірностей впливу гідридів в оболонках твелів з цирконієвих сплавів реакторів ВВЕР в умовах експлуатації, при транспортно-технологічних операціях з ВЯП та їх довготривалому зберіганні на зміну механічних властивостей матеріалу;
- прогнозування поведінки оболонок твелів з цирконієвих сплавів реакторів ВВЕР у процесі всього циклу зберігання після 5-ти та 6-ти років експлуатації.

ОСНОВНІ АСПЕКТИ РАДІАЦІЙНОГО ЗАХИСТУ КОНТЕЙНЕРІВ ВЯП ТА ОЦІНКА МОЖЛИВОСТЕЙ ЙОГО ПОЛІПШЕННЯ

^{1,2}Зуйок В.А., ²Литовченко С.В., ¹Трет'яков М.В., ¹Рудь Р.О., ¹Куштим Я.О.,
¹Грудницький В.В., ¹Кантеміров А.В.

¹Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» ННЦ ХФТІ, м. Харків, Україна, valeriyz@kipt.kharkov.ua

²Харківський національний університет імені В. Н. Каразіна, м. Харків, Україна

У сучасних контейнерах поводження з ВТВЗ, що експлуатуються в Україні, основою захисту від гамма випромінювання є металевий свинець, а від нейтронного випромінювання – сплав RX-277 на основі алюмінію або ефективніший полімерний матеріал Holtite™. Зазначені матеріали нейтронного захисту не виробляються на підприємствах України та мають низку особливостей, що звужує сферу їхнього застосування в ядерній енергетиці. Питання щодо створення власних матеріалів, які окрім високого рівня радіаційного захисту матимуть високу теплопровідність та широкий діапазон температур експлуатації, постане при розробці конструкції власного контейнера.

Визначено радіаційні характеристики ВЯП, що будуть використані для проведення подальших порівняльних розрахунків рівня радіаційного захисту розглянутих у роботі матеріалів. Для збільшення консерватизму запропоновано використовувати загальну потужність джерел нейтронів, що відповідає 31 ВТВЗ з глибиною вигорання 55,0 ГВт·доб/тU після 7,5-8 років витримки в БВ ($1,70E+10$ н/с), та потужність джерел фотонів, що відповідає глибині вигорання 45,0 ГВт·доб/тU після 5 років витримки в БВ ($2,45E+17$ ф/с).

Проведено детальний аналіз рівня радіаційного захисту контейнера, що наближений за геометричними розмірами, складом та густиною матеріалів гамма та нейтронного захисту (свинець, Holtite™) до аналогічних характеристик транспортного контейнеру HI-STAR 190 компанії Holtec. Бічна поверхня такого контейнера має збалансовану потужність дози виромінювання по нейтронам та фотонам, яка при використанні зазначених джерел випромінювання становить $3,5E-03$ бер/год.

При використанні у конструкції контейнера HI-STAR 190 захисту зі свинцю (Pb) та карбіду бору (B_4C) у полімерній матриці ($C_{10}H_{16}O_4$) зі збалансованим складом загальна потужність дози на бічній поверхні контейнера буде співставною з дозою на аналогічній поверхні базового контейнера ($3,5E-03$ бер/год).

У роботі на прикладі двох композицій показано можливість підвищення рівня радіаційного захисту. При використанні гідриду титану (TiH_4) та карбіду бору (B_4C) у свинцевій (Pb) матриці при відповідному співвідношенні перерахованих компонентів потужність дози випромінювання на бічній поверхні контейнера від нейтронів та фотонів буде однаковою, а загальна потужність дози становитиме $\sim 2,4E-04$ бер/год, що в 15 разів нижче за потужність дози від базового контейнерера ($3,5E-03$ бер/год).

Найкращі екрануючі характеристики має гідрид гафнію. При використанні гідриду гафнію ($H/Hf = 2$) з густиною наповнення $13,1$ г/см³ у конструкції контейнера HI-STAR 190 загальна потужність дози становитиме $1,53E-05$ бер/год, що майже в 229 разів нижче за потужність дози від базового контейнера ($3,5E-03$ бер/год). Але використання металевого гафнію завдяки його високій густині може дещо підвищити вагу захисної частини транспортного контейнера, що надалі може ускладнити впровадження модифікації контейнера.

СИСТЕМА РАДІАЦІЙНОГО МОНІТОРИНГУ ТА ПОШУКУ ВТРАЧЕНИХ ДЖЕРЕЛ (RSI)

¹Стратілат Д.П., ¹Малий Є.В., ²Сімейко К.В., ¹Хомич І.А., ¹Харчук О.О.

¹Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ, Україна, Reactor_104@ukr.net

²Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, Київ, Україна

З 2014 по 2025 рік на сході та півдні України було втрачено контроль над великою кількістю джерел іонізуючого випромінювання, і наразі немає інформації про їх сучасне розташування та технічний стан. З метою недопущення несанкціонованого розповсюдження джерел випромінювання та радіоактивних матеріалів за межі зони військового конфлікту необхідно проводити моніторинг територій та шляхів транспортування. У зв'язку з цим використання мобільних систем моніторингу для пошуку джерел іонізуючого випромінювання було б дуже ефективним. Одним із способів оперативного моніторингу є використання сцинтиляційних детекторів з великим об'ємом чутливості детектування.

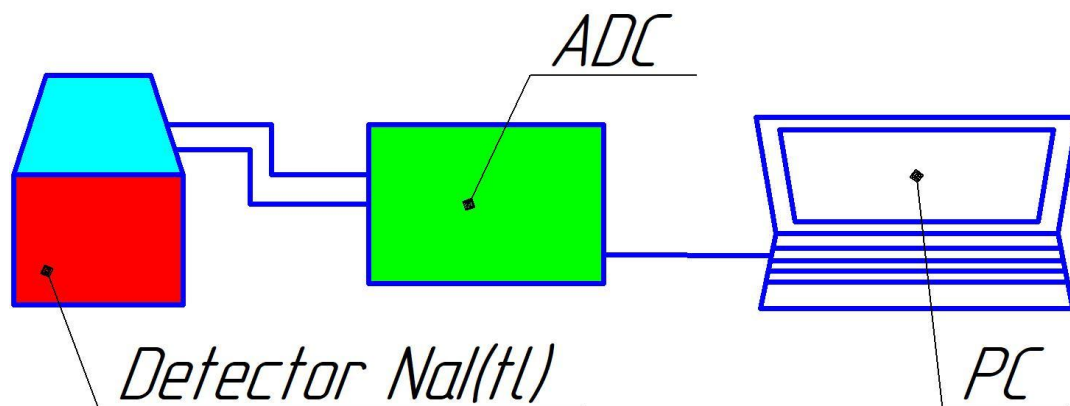


Рис 1. Загальний вид основних елементів системи

Варіантом впровадження таких систем є створення мобільних лабораторій для пошуку втрачених джерел. Це може бути реалізовано як мобільна установка, так і установка, розташована в транспортному засобі. Дані в реальному часі будуть отримані від детектора і відображатимуть поточну дозу іонізуючого випромінювання, яка знаходиться за бортом транспортного засобу. Перевагою цього проекту є створення системи моніторингу з використанням існуючих модулів блоків сцинтиляційних детекторів та їх інтеграція в майбутні проекти.

ПОРІВНЯННЯ СОРБЦІЙНИХ ВЛАСТИВОСТЕЙ КЛІНОПТИЛОЛІТУ ТА КОМПОЗИЦІЙНОГО СОРБЕНТУ НА ОСНОВІ ЦЕОЛІТІВ

Лонін О.Ю., Левенець В.В.

Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут»,
Україна, 61108, м. Харків, вул. Академічна, 1, a_lonin@ukr.net

Однією з проблем сучасної ядерної енергетики є поводження з рідкими радіоактивними відходами (РРВ). Одним з методів поводження з РРВ є застосування сорбції. Одним з таких сорбентів є кліноптилоліт. Одним з недоліків кліноптилоліту є обмеження по переліку сорбованих іонів. Ці обмеження пов'язані зі складом кліноптилоліту та наявністю обмінних іонів. В той же час структура кліноптилоліту є досить стійкою та витримує вплив значної температури (700 °С), кислот та інших факторів на відміну від синтетичних цеолітів. На базі ННЦ ХФТІ розроблено композиційний сорбент який містить у своєму складі природний та синтетичний цеоліт. Введення до складу сорбенту синтетичного цеоліту значно розширює перелік сорбованих іонів. Розглядалась сорбція цезію та стронцію. При проведенні сорбції протягом 24 годин було встановлено, що сорбція цезію кліноптилолітом складає 98 %, а сорбція стронцію складає 93 %. При використанні для сорбції композиційних сорбентів спостерігалось незначне зниження сорбції цезію до 96 % та суттєве збільшення сорбції стронцію до 99 %. Зростання сорбції стронцію пов'язано з введенням до складу композиційного сорбенту синтетичного цеоліту. За рахунок синтетичного цеоліту іони стронцію можуть збільшити сорбцію, це обумовлено кристалічною структурою синтетичного цеоліту та локалізацією значно більшої кількості обмінних центрів. Використання композиційного сорбенту має цілу низку переваг. По-перше, за рахунок синтетичного цеоліту збільшуються сорбційні властивості сорбенту. По-друге, використання кліноптилоліту спрощує систему утилізації сорбенту після використання, оскільки кліноптилоліт може бути основою для подальшого захоронення відходів. По-третє, Україна має значні запаси кліноптилоліту, що значно зменшує його собівартість. Використання композиційного сорбенту в ядерній енергетиці значно спростить поводження з РРВ та підвищить безпеку об'єктів ядерної енергетики.

ПРОГНОЗУВАННЯ РАДІАЦІЙНИХ ЕКОЛОГІЧНИХ НАСЛІДКІВ ЗАТОПЛЕННЯ ШАХТИ «ЮНІЙ КОМУНАР» ДОНЕЦЬКОЇ ОБЛАСТІ

¹Солодовнікова Л.М., ²Чергинець В.Л., ²Тарасов В.О., ¹Коротенко А.Є.,
³Яковлев Є.О., ⁴Чумаченко С.М.,

¹Державна наукова установа «Науково-технологічний комплекс «Інститут
монокристалів» НАН України, пр. Науки, 60, м. Харків, 61072, Україна,

lidy@ukr.net

²Інститут сцинтиляційних матеріалів НАН України, пр. Науки, 60, м. Харків,
61072, Україна

³Інститут телекомунікацій і глобального інформаційного простору НАН України,
Чоколівський бульв., 13, 03189, Україна

⁴Державний науково-дослідний інститут авіації Міністерства оборони України,
вул. Казармена бв, м. Київ, 01135, Україна

Неконтрольоване (стихійне) затоплення шахт на окупованій вуглепромисловій території Донбасу призвело до відсутності контролю радіаційного забруднення високомінералізованих токсичних шахтних вод, які поступають до ґрунтового водоносного горизонту та місцевих джерел питного водопостачання на окупованій та підконтрольній території України. Особливий внесок в небезпеку регіону робить шахта «Юний комунар» («Юнком»), на якій в 1979 році на глибині 903 м був здійснений контрольований підземний ядерний вибух з тротильовим енергетичним еквівалентом 200–300 тонн для зниження частоти раптових викидів вугілля і газу в процесі розробки вугільних пластів. В результаті цього вибуху утворилася підземна склоподібна капсула вагою до 100 т з залишками радіоактивних продуктів ядерного вибуху та шахтної породи, яка в результаті охолодження зазнала тріщин [1]. Консервація шахти в 2002 році «сухим» способом (постійне відкачування шахтних вод) сприяла недопущенню потенційно можливого радіаційного забруднення вищезалеганих водоносних горизонтів і ґрунтів. В 2018 році відбулася зміна режиму консервації шахти з «сухого» на «мокрый» (припинення відкачування води), що призвело до її затоплення та водонасичення породного масиву, зменшення міцності порід. Виник ризик саморуйнування шахти та геомеханічного руйнування капсули. Розвиток нових тріщин сприяє потраплянню в ємність капсули підземних вод та вимиванню радіоактивних продуктів вибуху (переважно нуклідів цезію-137 і стронцію-90) і забруднення ними підземних і поверхневих вод. Також можливе «схлопування» капсули, яка заповнена радіонуклідами та сильно радіоактивно забрудненою водою (об'ємом до 500 м³). Потрапляння води з капсули в шахтну воду збільшить забруднення підземних вод, вже забруднених в умовах обводнення гірничих виробок радіонуклідами цезію-137 і стронцію-90 [1, 2]. Вимивання зі зруйнованих гірських порід радіоактивних елементів урану-238, радію-226 та радону-222 збільшить радіаційне забруднення шахтної води, потрапляння вищевказаних радіоактивних елементів в поверхневі водні об'єкти та виділення в атмосферне повітря радіоактивного газу радону-222.

Література:

1. Dr Yevhenii Yakovliev, Dr Sergiy Chumachenko *Ecological Threats in Donbas, Ukraine, October 2017–p.64*
2. Рудько Г.І., Бондар О.І., Яковлев Є.О. та ін. *Екологічна безпека вугільних родовищ України. Київ, "БУКРЕК", 2016, 508с.*

ВПЛИВ РОЗРІДЖУЮЧИХ ДОБАВОК НА ЕФЕКТИВНІСТЬ ГЕОПОЛІМЕРІВ ДЛЯ ІНКАПСУЛЯЦІЇ РАДІОАКТИВНИХ РІДКИХ ОРГАНІЧНИХ ВІДХОДІВ

^{1,2}Світличний Євгеній, ¹Саєнко Сергій, ²Шабалін Борис, ¹Сурков Олександр

¹Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут НАН України»

²Державна установа «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України», esvitlychniy@i.ua

На підставі робіт, присвячених розробці новітніх в'язучих матеріалів для інкапсуляції рідких РАВ, в ННЦ ХФТІ розроблено геополімерні композиції з застосуванням вітчизняних сировинних алюмосилікатів. Дослідні зразки композицій, що отримані литтям геополімерних паст з подальшим затвердінням, визначаються щільною та однорідною структурою та характеризуються прийнятними показниками фізичних та механічних властивостей.

Значний вплив на властивості геополімерних паст та зразків мають поверхнево-активні речовини, які інтенсифікують процеси розрідження, змішування, формування та тужавіння композицій. Під час експериментів з включення у геополімерну матрицю імітатору рідких органічних РАВ, у якості якого застосовували органічне мастило, було встановлено, що зразки з мастилом у кількості 10 - 30 об. % мають задовільну текучість та однорідність композиції і мають прийнятні властивості. Але зі збільшенням кількості мастила (до 40 об. %) текучість геополімерної пасти відповідно погіршується. Тому, метою роботи було вивчення можливості збільшення працездатності пасти за допомогою застосування розріджуючої добавки (пластифікатора) на основі поліетиленгліколю Castament FW 10 (BASF).

На підставі досліджень впливу розріджуючої добавки Castament FW 10 було встановлено, що її використання у складі геополімеру, який містить 40 об.% мастила, дозволяє інтенсифікувати процес розрідження матеріалу та в подальшому забезпечує формування якісних зразків. Розрідження відбувається в результаті зниження сил молекулярного тяжіння між частинками за рахунок утворення адсорбційних шарів, перешкоджаючих їх зближенню.

На рисунку показано позитивний вплив Castament FW 10 на щільність зразків за рахунок поліпшеної текучості та відповідно суттєвого зменшення кількості пор у затвердженому з пасти геополімері.

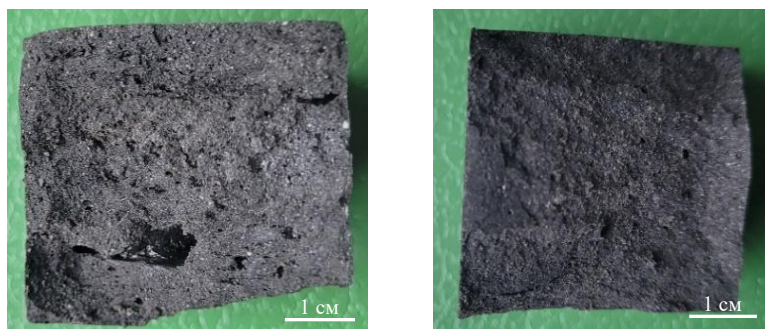


Рис. Зовнішній вигляд геополімерних зразків, що містять 40 об. % органічного мастила: ліворуч – звичайна технологія, праворуч – з використанням 0,5 ваг. % Castament FW 10

Таким чином, на підставі проведеного дослідження показано, що додавання розріджуючої добавки 0,5 ваг. % Castament FW 10 до геополімеру, що містить 40 об. % органічного мастила, забезпечує задовільну текучість, сприятливу структуру та визначає прийнятні показники властивостей.

МЕТОД ВИЗНАЧЕННЯ ВЕРХНІХ ГРАНИЦЬ ВМІСТУ УРАНОВИХ КРИСТАЛІЧНИХ ФАЗ В ЛАВОПОДІБНИХ ПАЛИВОВМІСНИХ МАТЕРІАЛАХ 4-го БЛОКУ ЧАЕС НА ОСНОВІ ДАНИХ РЕНТГЕНІВСЬКОЇ ДИФРАКЦІЇ

Жиганюк І.В., Кудлай В.Г., Габелков С.В.

Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України, Чорнобиль,

I_zhyganiuk@nas.gov.ua

Кількісна оцінка вмісту кристалічних фаз в багатофазних матеріалах є актуальною задачею в багатьох прикладних областях. Так, лавоподібні паливовмісні матеріали, що утворились під час аварії на 4-му блоці ЧАЕС, належать до багатофазних матеріалів з низьким їх відносним вмістом.

Обробка експериментальних даних в методі рентгенівського фазового аналізу відіграє важливу роль при визначенні наявності та кількісного вмісту кристалічних фаз. Встановлено, що кореляційні методи обробки даних демонструють високу ефективність при вирішенні подібних задач. В представленій роботі використані модифіковані методи обчислювальної статистики. Ці методи дозволили виділити слабкі відображення на фоні шумової складової. Таким способом уможливили оцінку вмісту кристалічних фаз при їх низькому відносному внеску. Саме це є головною перевагою запропонованого методу.

Розрахунки для визначення вмісту кристалічних фаз побудовано на основі методів комп'ютерної (обчислювальної) статистики. Оцінка кореляцій модифікованими методами (bootstrap, permutation test) між добре скорельованими вибірками дозволила отримати принципово новий результат: відповідні відношення коефіцієнтів кореляції виявились чутливими до абсолютних значень елементів вибірок, тобто до інтенсивності відображень [1, 2].

Визначено вміст уранових кристалічних фаз із експериментальних і модельних вибірок даних рентгенівської дифракції коричневої кераміки ЛПВМ. Встановлено, що отримані верхні граничні значення вмісту цих кристалічних фаз в досліджених зразках ЛПВМ узгоджуються з оприлюдненими раніше результатами.

Література:

1. A. D. Scorbun, S. V. Gabielkov, I. V. Zhyganiuk, V. G. Kudlai, P. E. Parkhomchuk, S. A. Chikolovets. *Method of X-Ray diffraction data processing for multiphase materials with low phase contents* // *Ukrainian Journal of Physics* 2019, 64, 862.
2. S. V. Gabielkov, I. V. Zhyganiuk, A. D. Scorbun, V. G. Kudlai, B. S. Savchenko, P. E. Parkhomchuk, S. O. Chikolovets. *Possibilities of the X-ray diffraction data processing method for detecting reflections with intensity below the background noise component* // *Powder Diffraction* 2024, 39(3), 132.

METHODOLOGY FOR DETERMINING ASH CONTENT AND COMPOSITION OF FLUE GAS DURING THE COMBUSTION OF NUCLEAR PLANTS GRAPHITE

^{1,2}Simeiko K., ³Lobach K., ¹Skoblyk O., ⁴Bondarkov M., ¹Doroshenko A.,
¹Havrylenko V.

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

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

³National Science Center “Kharkiv Institute of Physics and Technology,” Kharkiv, Ukraine, lobach0709@gmail.com

⁴Chornobyl Center for Nuclear Safety, Radioactive Waste, and Radioecology, Slavutych, Kyiv region, Ukraine, mbondarkov@chornobyl.net

Reactor graphite constitutes one of the largest portions of solid radioactive waste accumulated worldwide, making the search for methods to manage it a pressing scientific challenge. The two most commonly considered options for handling irradiated spent graphite (ISG) are isolation with subsequent disposal and combustion [1].

A critical task in developing strategies for ISG management is the study of its properties and characteristics.

The Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants of the National Academy of Sciences of Ukraine, in collaboration with the National Science Center “Kharkiv Institute of Physics and Technology,” the State Scientific Institution “Chornobyl Center for Nuclear Safety, Radioactive Waste, and Radioecology,” and The Gas Institute of the National Academy of Sciences of Ukraine, has developed a methodology for determining ash content [2] and the composition of flue gas [3, 4] during graphite combustion. The combination of these two methods will allow simultaneously determining both the composition of the flue gas (including isotopic) and the ash content of the processed graphite. Preliminary experimental testing has been carried out on pure graphite.

In the future, it is planned to construct a prototype of a laboratory facility and test it with subsequent use to determine radioactive isotopes in irradiated graphite. The determined isotope composition will be used in the development of proposals for the management of irradiated graphite from nuclear facilities.

References:

1. A. Nosovsky, *Management of Irradiated Graphite During the Decommissioning of Nuclear Power Plant Units. Scientific Bulletin of NTUU “KPI.”* 2007. No. 3 (53). pp. 12–19.
2. Patent of Ukraine No. 155177. *Method for Determining Graphite Ash Content* / K. Simeiko, A. Nosovskyi, V. Krasnov, A. Syniagovskyi, A. Doroshenko, S. Kuprianchuk // Application No. u202303564, filed 24.07.2023, published 24.01.2024, Bulletin No. 4.
3. Patent of Ukraine No. 156179. *Method for Determining the Composition of Flue Gas During Graphite Incineration* / K. Simeiko, A. Nosovskyi, V. Krasnov, A. Syniagovskyi, A. Doroshenko, S. Kuprianchuk // Application No. u202303564, filed 24.07.2023, published 23.05.2024, Bulletin No. 21.
4. Patent of Ukraine No. 157299. *Method for Determining the Chemical Composition of Flue Gas During Graphite Incineration* / K. Simeiko, A. Nosovskyi, V. Krasnov, A. Syniagovskyi, A. Doroshenko, K. Lobach, P. Sabienin, Ye. Malyi // Application No. u202401594, filed 01.04.2024, published 25.09.2024, Bulletin No. 4.

Acknowledgments: *This scientific study is related to the project “7121” financed by the Science and Technology Center in Ukraine.*

THE RELEVANCE OF THE PROBLEM OF MANAGING IRRADIATED GRAPHITE FROM NUCLEAR REACTOR SITES

^{1,2}Simeiko K.V., ¹Tiehkaiev Y.T., ¹Dorman O.Yu., ²Khovavko O.I., ¹Khvalin D.I.,
³Kolodiy I.V., ⁴Malyi Y.V.

¹Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plant of the National Academy of Sciences of Ukraine, Chornobyl, Kyiv region, Ukraine

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

³National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", Kharkiv, Ukraine, giao@ukr.net

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

Nuclear graphite is a polygranular graphite material used in nuclear reactor cores, made of high-purity graphite carbon.

Nuclear reactors with graphite moderators have been built in Ukraine, the United Kingdom, the United States, China, Japan, France, Lithuania, and other EU countries. Currently, graphite is a structural and functional material in Generation IV nuclear power systems, in particular in high-temperature gas-cooled (HTR, HTGR, VHTR) and liquid salt reactors (MSR).

Currently, the reactors of the Chornobyl NPP (RBMK-1000) and Ignalina NPP (RBMK-1500) power units are in the process of being decommissioned. At the Chornobyl NPP alone, more than 5.4 thousand tons will need to be dismantled in the near future. spent reactor graphite, with a total activity of about $1,2 \cdot 10^4$ Ki and a total fire load of $2 \cdot 10^6$ GJ, which poses a potential threat to personnel and the environment [1].

Today, there are no proven and approved technological solutions for dismantling graphite masonry in world practice, and industrial methods for managing irradiated graphite. Existing developments have a number of shortcomings, including the release of gaseous CO₂ with the radioactive isotope ¹⁴C, the use of harmful substances, the complexity of technological design, etc. When planning measures for managing irradiated graphite, it is necessary to take into account the type of reactor, the characteristics of graphite, the features of its operation and storage [2].

Managing irradiated reactor graphite after decommissioning of uranium-graphite reactors is an urgent scientific problem and requires the search for real technological solutions.

References:

1. Azarov S.I., Babich E.V. Possible options for utilization of spent reactor graphite during decommissioning of Chernobyl power units. - *Scientific and technical aspects of international cooperation in Chernobyl. Collection of scientific articles*, Vol. 3, K.: Higher School, 2001, pp. 219-231.
2. Nosovsky A. V. Managing irradiated graphite during decommissioning of nuclear power units. *Scientific Bulletin of NTUU "KPI"*. 2007. No. 3 (53). pp. 12–19.

Acknowledgments: *This scientific study is related to the project “7121” financed by the Science and Technology Center in Ukraine.*

ОГЛЯД МЕТОДІВ ВИЗНАЧЕННЯ ЗАЛИШКОВОГО ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ ОПРОМІНЕНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА

Ладан С.П., Борисенко В.І.

Київський Академічний Університет, м. Київ, Україна, sergeyladan@gmail.com

Залишкове енерговиділення (ЗЕ) опроміненого/відпрацьованого ядерного палива (ОЯП, ВЯП) визначається радіоактивним розпадом продуктів поділу і трансуранових ізотопів. Основна частина ЗЕ (в перші ~10 років з моменту припинення опромінення ВЯП) визначається енергією β - і γ -випромінювання продуктів поділу. Доля в загальному ЗЕ від розпаду трансуранових ізотопів збільшується після зупину ядерного реактора з ~0,01 % до ~1 % протягом року зберігання ВЯП, і до визначальної ~90 % протягом ~200 років. Для ядерного реактора «на потужності» доля ЗЕ в загальному енерговиділенні ОЯП складає до ~7 %.

В роботі проведено порівняння значень ЗЕ ОЯП/ВЯП, визначеного у відповідності до стандарту [1] і на основі моделювання у коді SCALE [2]; розглянуто обмеження застосування стандарту [1]; для оперативного визначення ЗЕ ОЯП/ВЯП запропоновано модель визначення ЗЕ ОЯП/ВЯП у відповідності до [3].

Проведено моделювання потужності ЗЕ ТВЗ (ТВСА, 4,4 %), отриманих в припущенні стандарту [1] (постійна питома потужність ТВЗ у 40 МВт/т U) до вигорання 6 МВт·д/т U, а також для двох аналогічних ТВЗ, які досягли вигорання 6 МВт·д/т U, але при питомій потужності у 20 МВт/т U і 80 МВт/т U.

Аналіз отриманих результатів показує, що припущення стандарту [1] про суттєвий вплив на значення потужності ЗЕ тільки досягнутого рівня вигорання у ядерному паливі, є не коректним. У перші ~10 років з моменту припинення експлуатації ядерного палива, потужність залишкового енерговиділення суттєво залежить і від графіку навантаження ядерного палива під час його експлуатації [4, 5].

Так наприклад, потужність ЗЕ ТВЗ з питомим навантаженням 80 МВт/т U, більше ніж для ТВЗ з питомим навантаженням 40 МВт/т U: через 1 день на 82 %; через 10 днів на 66 %; через 100 днів на 31 %; через 200 днів на 25 %; через 1 рік на 15 %; через 2 роки на 7 %.

Для оперативного визначення потужності ЗЕ ТВЗ у відповідності до фактичного графіку навантаження ТВЗ під час її експлуатації запропоновано реалізувати моделі у відповідності до [3].

Література:

1. СОУ НАЕК 099:2023 Поводження з ядерним паливом. Радіаційні характеристики і залишкове енерговиділення відпрацьованих тепловидільних збірок ВВЕР-1000
2. SCALE Code System. Oak Ridge National Laboratory: official website. Available at: <https://www.ornl.gov/onramp/scale-code-system>.
3. ANSI/ANS-5.1, 2014. Decay Heat Power in Light Water Reactors. Стандарт
4. Борисенко В. І., Горанчук В. В., Юров М. С. Активність і залишкове енерговиділення ядерного палива під час експлуатації і зберігання // Ядерна енергетика та довкілля № 2 (26) 2023. С. 3-9. doi.org/10.31717/2311-8253.23.2.1
5. Юров М. С., Борисенко В. І. Активність ядерного палива РБМК-1000 на момент аварії 26.04.1986 р. // Ядерна енергетика та довкілля № 3 (29) 2024. С. 8-14. doi.org/10.31717/2311-8253.24.3.4.

THE CUTOFF POSITIONS FOR THE FAST MAGNETOSONIC WAVE IN A NONUNIFORM MAGNETIZED PLASMA

¹Trush O.V., ²Girka I.O., ³Tierens W.

¹V.N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine, oleksandr.trush@karazin.ua;

²V.N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine, igorgirka@karazin.ua,

³Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, USA, tierenswv@ornl.gov

To determinate the cut-off frequency of FMSWs for given uniform plasma parameters (plasma contents, values of external static magnetic field and plasma particle densities) the following relation is used [1]:

$$N_x^2 \equiv N_{\perp}^2 - N_y^2 = 0. \quad (1)$$

In a nonuniform magnetized plasma, the condition (1) is applicable only for determining coordinates of the cutoffs positions of the FMSW field components E_y and H_x with poloidal wavenumber $k_y = 0$. The positions of the cutoffs for other FMSW components with $k_y = 0$ and all FMSW components with $k_y \neq 0$ cannot be determined from condition (1) in a nonuniform magnetized plasma, especially in a scrape-off layer of tokamaks.

The conditions to determine the cutoffs for FMSW field components with $k_y \neq 0$ read [2]:

$$N_y \left[\frac{(S - N_z^2)(2DD' - N_y D'' + N_y^2 S')}{D^2 - N_y D' + N_y^2 (S - N_z^2)} - 2S' \right]^2 + 4(S - N_z^2) \times \left(\begin{aligned} &-S'D + TD' + N_y D^2 - N_y (S - N_z^2)T - \\ &\left[D^2 - N_y D' + N_y^2 (S - N_z^2) \right] \left[\frac{N_y S' - D(S - N_z^2)}{D^2 - N_y D' + N_y^2 (S - N_z^2)} \right]' \end{aligned} \right) = 0, \quad (2)$$

$$\left(\frac{N_y^2 S'}{T^2} \right)^2 - 4 \left(\frac{S - N_z^2}{T} \right) \left[S - N_z^2 - \frac{D^2}{T} + N_y \left(\frac{D}{T} \right)' \right] = 0, \quad (3)$$

$$\left[\left(\frac{S - N_z^2}{(S - N_z^2 - D)(S - N_z^2 + D)} \right)' \right]^2 - 4 \frac{S - N_z^2}{(S - N_z^2 - D)(S - N_z^2 + D)} \times \left[1 - \frac{N_y^2 (S - N_z^2)}{(S - N_z^2 - D)(S - N_z^2 + D)} - \left(\frac{N_y D}{(S - N_z^2 - D)(S - N_z^2 + D)} \right)' \right] = 0, \quad (4)$$

where eq. (2) should be applied for the components E_x and H_y , eq. (3) – for E_y and H_x , and eq. (4) – for H_z . In (2)-(4) S and D are components of permittivity tensor for cold collisionless plasma [1], $N_{y,z} = ck_{y,z}/\omega$ are poloidal and toroidal refractive indices, c is speed of light in vacuum, ω is the wave angular frequency, prime denotes dimensionless derivative $cd/d(\omega x)$. Coordinates of the cutoff positions depend on the gradients of plasma parameters rather than the values of these parameters themselves.

References:

1. T.H. Stix. *Waves in Plasmas* // American Institute of Physics. 1992.
2. I.O. Girka, O.V. Trush, W. Tierens. Three different spatial positions of fast magnetosonic wave component turning points // *Problems of Atomic Science and Technology. Series "Plasma Physics"*. 2024. no. 6. pp. 86-91.

РОЗВИТОК ПОРИСТОСТІ ТА СТРУКТУРНІ ЗМІНИ У КВАЗІКРИСТАЛІЧНОМУ ПОКРИТТІ НА СТАЛІ ПРИ ОПРОМІНЕННІ ВОДНЕВОЮ ПЛАЗМОЮ

¹Кондратенко В.В., ¹Копилець І.А., ¹Малихін С.В., ¹Рудченко С.О.,

¹Суровицький С.В., ¹Конотопський Л.Є., ¹Шпаков Д.І.,

²Махлай В.О., ²Гаркуша І.Є., ²Герашенко С.С.

¹Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут»,
sergeymalykhin19@gmail.com

²Інститут фізики плазми ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут»,
Харків, Україна.

Метою дослідження було вивчення розвитку водневої пористості, характеристик структури та субструктури квазікристалічної фази, особливостей фазового перетворення квазікристалу на 2/1 кристал-апроксимант стимульованого опроміненням водневою плазмою в рамках Програми Єврофьюжен-Україна, що передбачає випробування сучасних перспективних матеріалів. Ставилося завдання захисту поверхні елементів термоядерного реактора, першої стінки та дивертора від інтенсивного та напруженого впливу тепла та радіації (плазма, гелій та нейтрони). Для цього було вирішено згідно з науковою Програмою МОН України провести прикладне дослідження із використанням покриттів Ti-Zr-Ni системи з квазікристалічною та родинними кристалічними фазами. Покриття товщиною 5,7 мкм виготовляли методом прямогочного магнетронного розпилення мішені складу Ti₄₁Zr_{38,3}Ni_{20,7} (ат.%). Детальна інформація про спосіб отримання покриттів та дослідження вихідного стану двох зразків, відпалених при 500 °C і 700 °C дано в [1]. У першому зразку була сформована квазікристалічна фаза, а в другому суміш кристалічних фаз. Опромінення потоком водневої плазми виконували на квазістаціонарному плазмовому прискорювачі КСПП Х-50 (ННЦ ХФТІ). Основні параметри плазмового опромінення: теплове навантаження становило 0,2 МДж/м², що визначило температуру поверхні зразків не вище 590 °C [2], енергія удару іонів близько 0,4 кеВ, потік іонів водню - флюєнс $\approx 10^{18}$ см⁻². Максимальна кількість імпульсів становила 20. Структурний стан та фазовий склад досліджували методом рентгено-структурного та електронно-оптичного аналізу. Вивчення морфології поверхні та поперечних зрізів проводили методом скануючої електронної мікроскопії на приладі Zeiss Sigma SEM. Для електронної мікроскопії та мікродифракції використовували JEOL JEM2100.

Отримані дані про розвиток відкритої водневої пористості в зразках, розподіл пор по перерізу зразків, залежність формування пор від фазового стану, особливості формування тріщин в зразках, про загальну деформацію покриттів після опромінення та про особливості стимульованих фазових перетворень, змінення параметрів структури фаз та їх субструктурних характеристик як інтегрально, так і по товщині зразків.

Література:

1. S.V. Malykhin et al. Structural-phase transformations in magnetron deposited films of Ti-Zr-Ni systems during annealing in vacuum // *Problems of Atomic Science and Technology*. 2022. №6(142), p. 21-25
2. V A Makhlaj et al. Tungsten damage and melt losses under plasma accelerator exposure with ITER ELM relevant conditions // *Phys. Scr.* T159 (2014) 014024 (6pp)

FAST SWEEPING TECHNIQUE USING RFA (RETARDING FIELD ANALYZER) FOR ION TEMPERATURE MEASUREMENT OF FLUCTUATING PLASMA IN FUSION DEVICES

^{1,2}Titarenko A. R., ¹Dreval M., ³Ochoukov R.

¹National Science Center «Kharkiv Institute of Physics and Technology», Kharkiv, Ukraine

²V.N. Karazin Kharkiv National University, School of Physics and Technology, Kharkiv, Ukraine

³Max Planck Institute for Plasma Physics, Garching, Germany, artjem.titarenko@gmail.com

The critical region for fusion studies is the scrape-off layer (SOL) where plasma exhausts occur and take place interactions with device elements. Therefore, precise measurements of parameters of this plasma region are vital for tokamaks and stellarators design and confinement. One of the important parameters is ion temperature, and it is usually measured by a retarding field analyzer (RFA).

The SOL plasma exhibits strong intermittences caused by instabilities with characteristic time of 1 ms or less. Traditional techniques for analyzers operate at 100 Hz or slower and apply simple averaging to the data [1]. This approach only smoothes the data distorted by frequent instabilities, which distances the result from the real ion temperature. Thus, it was shown at ISTTOK that turbulence increases apparent T_i by up to 30% [2].

To overcome these challenges, fast sweeping RFA was developed. Increasing the sweep rate up to 10 kHz allows us to match the cycle rate of ELMs and blob fluctuations to obtain a detailed time evolution of T_i . An RFA uses a retarding voltage on a grid to filter ions by energy. By sweeping V_{gr1} generates an I-V curve from which exponential decay slope T_i is calculated. Fast sweeping produces many I-V curves per discharge, unlike the single averaged curve from slow sweeps, enabling detailed analysis of turbulent effects by using statistical methods.

Comparing 100 Hz and 10 kHz approaches showed that altering only the sweep rate with standard averaging does not change T_i . The key advantage of fast sweeping is its ability to generate numerous I-V curves at 10 kHz, enabling the reconstruction of a probability density function (PDF) of T_i . This method's outcome depends on boundary conditions. Fixed bounds ($I_{coll} > 0$, $5 \text{ V} < V_{gr1} < 50 \text{ V}$), which ignore fluctuations, produce a peak T_i of 17–19 eV, aligning with traditional averages. Dynamic bounds ($0 < I_{coll} < 0.5 I_{max}$), increase T_i to 35–60 eV, reflecting turbulence effects[1]. These higher T_i values, consistent across ASDEX Upgrade's RFA diagnostic, better capture turbulence's thermal impact. Thereby, this approach can be applied to determine the ionic temperature of fluctuations.

This pairing of fast sweeping with PDF analysis is essential for accurate T_i measurements in turbulent SOL plasmas. For future devices like ITER, where SOL turbulence affects heat load control, enhancing this method could provide deeper insights into plasma behavior.

References:

1. R. Ochoukov, M. Dreval; *Ion temperature measurement techniques using fast sweeping retarding field analyzer (RFA) in strongly intermittent ASDEX Upgrade tokamak plasmas*. Rev. Sci. Instrum. 1 June 2020; 91 (6): 063506.
2. I. S. Nedzelskiy, C. Silva; *Ion temperature fluctuation measurements using a retarding field analyzer*. Rev. Sci. Instrum. 1 April 2011; 82 (4): 043505.

STUDY OF GLOW DISCHARGE PLASMA PARAMETERS AT URAGAN-2M

Martseniuk Yu.P.¹, Kovtun Yu.V.¹, Maznichenko S.M.¹, Krasiuk O.Yu.¹,

¹Yevsiukov O.V., ¹Baron D.I., ¹Makhov M.N., ¹Shapoval A.N., ^{1,2}Moiseenko V.E.,

¹Korovin V.B.

¹National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", Kharkiv, Ukraine, martsenyuky@kipt.kharkov.ua

²Ångström Laboratory, Uppsala University, Uppsala, Sweden

Cleaning of internal vacuum surfaces is an integral part of experiments of fusion facilities. Various methods are used for this, one of the most commonly used is the method of wall conditioning using glow discharge plasma [1-2], since it is effective and has technical simplicity. On the Uragan-2M stellarator [3] a glow discharge cleaning system was developed and implemented [4].

This paper presents the design and technical details of the upgraded glow discharge cleaning system at Uragan-2M stellarator and the results of the first experiments in an argon atmosphere. A new anode system has been developed and manufactured, which includes two identical anode units. The form of anodes is mimicking to the form of anodes on the world's largest stellarator Wendelstein 7-X. The experiments were carried out in the pressure range $\sim 0.1 - 14$ Pa, at discharge currents of $0.1 - 1$ A. Measurement of plasma parameters along the radius of the vacuum chamber was carried out by a triple probe. The plasma density was up to $\approx 10^{15} \text{ m}^{-3}$, electron temperature up to ≈ 20 eV. The charge and elemental composition of the plasma was determined by optical emission spectroscopy. The obtained results are discussed.

Acknowledgments:

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.

References:

1. T. Wauters et al. Wall conditioning in fusion devices with superconducting coils // *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 2020, 62, 3, 034002.
2. J. Winter. Wall conditioning of fusion devices by reactive plasmas // *Journal of Nuclear Materials*, 1989, 161, 3, p. 265-330.
3. Yu. V. Kovtun et al. ICRF plasma production in gas mixtures in the Uragan-2M stellarator // *Fusion Engineering and Design*, 2023, 194, 113887.
4. Yu.V. Kovtun et al. Design and application of glow discharge cleaning at Uragan-2M stellarator // *Problems of Atomic Science and Technology. Series "Plasma Physics"* (27). 2021, no.1, p. 19-24.

АНАЛІЗ СТРУКТУРИ ВИХІДНОГО СТАНУ ВОЛЬФРАМУ ТА СПЛАВУ W – 5 %Ta

¹Малихін С.В., ²Гаркуша І.Є., ²Махлай В.О., ²Геращенко С.С.,

³Рябокін М.С., ¹Суровицький С.В., ¹Конотопський Л.Є.

¹Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут»,

²Інститут фізики плазми ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут»,

³Харківський національний педагогічний університет імені Г. С. Сковороди,
Харків, Україна, Serhiy.Surovitskiy@khpi.edu.ua

Тривалість експлуатації матеріалів, що контактують із плазмою, є одним із ключових чинників успішної реалізації проекту термоядерного реактора [1]. Вольфрам був обраний як основний матеріал для дивертора ITER і DEMO завдяки своїм унікальним властивостям: високій теплопровідності, міцності та термостабільності, високій температурі рекристалізації, а також високому порогу розпилення під впливом водню. В даній роботі досліджували характеристики структурного та напруженого стану зразків вольфраму та його сплаву W – 5 %Ta. Легування танталом має на меті покращити механічну міцність вольфраму при високих температурах, стійкість до плазмової ерозії, пластичність.

Дослідження структури виконували методом рентгенівського структурного аналізу. Рентгенівські спектри отримували проводили на дифрактометрі ДРОН-2. Для визначення макронапружень використовували метод рентгенівської тензометрії. $a\text{-sin}^2\psi$ - спосіб дозволяє вимірювати відносну деформацію в різних напрямках. Обробку експериментально отриманих профілів проводили за допомогою програми «New_Profile» версія 3.4 для Windows, розробленої в рентгенівській лабораторії кафедри ФМП НТУ «ХПІ». Контролювали положення, ширину і профіль дифракційних ліній.

За даними досліджень у вихідному стані зразків наявна текстура. Згідно розрахованої полюсної щільності встановлено, що у зразках є дві осі текстури, а саме [100] та [111]. У вихідному стані у зразках діють залишкові макронапруження стиснення. Такі напруження виникають при шліфуванні та поліруванні поверхні зразків. Зазначимо, що у вихідному стані період кристалічної решітки чистого W в ненапруженому перерізі становить 0,31646 нм, а в сплаві W – 5 %Ta - 0,31703 нм. Параметр асиметрії дифракційного максимуму (δB), який введений в [2] як відношення різниці лівої та правої частини по відношенню до вершини на половині висоти до всієї ширини. Даний параметр характеризує наявність додаткового дифузного максимуму. У вихідному стані δB становить 5 %, для чистого вольфраму. Така асиметрія обумовлена наявністю дифузного максимуму, розташованого ліворуч від основного. Такий дифузний максимум утворюється при розсіянні рентгенівських променів на комплексах точкових дефектів вакансійного типу. Але у зразку W – 5 %Ta $\delta B = -0,2 \pm 0,1\%$, що свідчить про відсутність комплексу точкових дефектів у зразку.

Література:

1. M. Rieth et al. A brief summary of the progress on the EFDA tungsten materials program// *Journal of Nuclear Materials*. 2013, v. 442, p. 173-180.
2. V.A. Makhlai, I.E. Garkusha et al. Damaging of tungsten and tungsten–tantalum alloy exposed in ITER ELM-like conditions // *Nuclear Materials and Energy Volume 9, December 2016, Pages 116-122*

МОДИФІКАЦІЯ СТРУКТУРИ У ДИВЕРТОРНИХ ПЛАСТИНАХ ВОЛЬФРАМУ ТА СПЛАВУ W – 5 %Ta ПРИ ВЗАЄМОДІЇ З ПОТОКАМИ ПЛАЗМИ

¹Малихін С.В., ²Гаркуша І.Є., ²Махлай В.О., ²Геращенко С.С.,

³Рябокін М.С., ¹Суровицький С.В., ¹Конотопський Л.Є.

¹Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут»,

²Інститут фізики плазми ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут»,

³Харківський національний педагогічний університет імені Г. С. Сковороди,
Харків, Україна, Serhiy.Surovitskiy@khpi.edu.ua

Робота є продовженням попередніх робіт, де проаналізували структуру зразків у вихідному стані. Результати роботи представлені у тезах даної конференції. Дослідження впливу потоків плазми в імітаційних експериментах з моделюванням корпускулярно-енергетичних навантажень в перехідних режимах роботи ІТЕР проводилося на експериментальному стенді КСПП Х-50. Теплове навантаження на поверхню зразка становило $0,75 \text{ МДж} \cdot \text{м}^{-2}$ в одному імпульсі, а кількість імпульсів досягала поступово 100. Дослідження структури виконували методами рентгенівської дифрактометрії. Контролювали положення, ширину і форму профілю дифракційних ліній. Залишкові напруження визначали $a\text{-sin}^2\psi$ -способом.

Встановлено, що після опромінення водневою плазмою тип текстури не змінюється. В поверхневих шарах розвиваються макронапруження розтягу. Вважаємо, що природою цих макронапружень є неоднорідний нагрів матеріалу по глибині. Процес опромінення призводить до невеликого збільшення ізотропної складової періоду кристалічної решітки a_0 . Опромінення призводить до змінення параметру асиметрії до $\delta B = -6 \%$ для чистого вольфраму, та $\delta B = -5 \%$ для сплаву W – 5 %Ta. Така зміна профіля дифракційного максимуму свідчить про відпал комплексів вакансійного типу та утворення комплексів міжвузловинного типу [1, 2]. Можна зробити висновок, що нагріта поверхня під час опромінення зразка стає джерелом точкових дефектів. Через те, що енергія активації руху дефектів міжвузловинного типу на порядок менша за енергію для вакансій, саме дефекти міжвузловинного типу є мобільнішими. Їх руху у глибину зразка сприяє наявність макронапружень розтягу.

Отримані результати є важливими для подальшого вивчення даної проблематики, оскільки вони дозволяють глибше зрозуміти механізми структурних змін у вольфрамі та його сплавах. Це відкриває можливості для оптимізації матеріалів, а також сприяє розробці більш стійких і довговічних компонентів реакторів. Подальші дослідження можуть бути зосереджені на глибшому аналізі впливу опромінення плазмою на структурні характеристики матеріалів, контактуючих з плазмою.

Література:

1. V.A. Makhlay, I.E. Garkusha et al. *Damaging of tungsten and tungsten–tantalum alloy exposed in ITER ELM-like conditions* // *Nuclear Materials and Energy* Volume 9, December 2016, Pages 116-122
2. S.V. Malykhin, I.E. Garkusha et al. *Mechanisms of crack generation in high-pure tungsten exposed to high power density plasma* // *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms* Volume 481, 15 October 2020, Pages 6-11.

OPTIMIZATION OF FAST-ION DIAGNOSTIC SETS IN TOKAMAKS AND STELLARATORS USING DIAGNOSTIC WEIGHT FUNCTIONS

^{1,2}Kuzmych I., ¹Moseev D., ³Järleblad H., ⁴Lazerson S.A., ⁵Rud M.,
⁵Valentini A., ⁵Salewski M.

¹Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, Greifswald, Germany

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

³Department of Applied Mathematics and Computer Science, Technical University of Denmark, 2800 Kgs. Lyngby, Denmark

⁴Gauss Fusion GmbH, Munich, Germany

⁵Department of Physics, Technical University of Denmark, 2800 Kgs. Lyngby, Denmark

ivan.kuzmych.extern@ipp.mpg.de

A key component of a burning fusion plasma are fast ions. Tomography methods are used to reconstruct their distribution function. However, because of the five-dimensional nature of this function in magnetic fusion devices, it is always underdiagnosed. The strategic placement of diagnostics of fast ions has been shown to reduce redundancy and maximize the amount of information from the undiagnosed part of the fast ion phase space distribution function. We developed methodology to assess the redundancy between diagnostics of fast ions taking into account the existing geometry. Introducing a complementary matrix facilitates an assessment of the added value a new diagnostic would offer to an existing set. The assessment method is based on taking the formalism of a two-dimensional weight function and reformulating it in terms of motion constants. This allows us to compare weight functions throughout the plasma. However, two integrals of motion are insufficient, as particles with the same energy and magnetic moment can be on different orbits. To address this limitation, we have extended our analysis to include the lowest longitudinal adiabatic invariant J_0 . To ascertain the efficacy of our approach, we compare our results with those derived from the previous research based on Monte Carlo simulations.

References:

1. D. Moseev, I. Kuzmych, et al. Optimization of fast-ion diagnostic sets in tokamaks and stellarators using diagnostic weight functions // *Review of Scientific Instruments*. 2024, Vol. 95, no. 10.
2. J. E. Mencke et al. Characterization of correlations of fast-ion H-alpha measurement volumes in Wendelstein 7-X by particle tracking // *Review of Scientific Instruments*. 2022, Vol. 93, no. 12, p. 123503.
3. M. Salewski et al. On velocity space interrogation regions of fast-ion collective Thomson scattering at ITER // *Nuclear Fusion*. 2011, Vol. 51, no. 8, p. 083014.
4. M. Salewski et al. On velocity-space sensitivity of fast-ion D-alpha spectroscopy // *Plasma Physics and Controlled Fusion*. 2014, Vol. 56, no. 10, p. 105005.

ЗОНДУВАННЯ ПЛАЗМИ ПУЧКОМ ВАЖКИХ ІОНІВ

¹Матлак Я. В., ¹Козачок О.С.

¹Інститут фізики плазми, Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут», Україна, Харків.

matlak.yaroslav99@gmail.com

Зондування плазми пучком важких іонів (ЗППВІ) є досить перспективною та унікальною безконтактною активною корпускулярною діагностикою, яка застосовується на стелараторах та токамаках, зокрема на стелараторах Ураган-2М [1] у Харкові та TJ-II [2] в Іспанії, а також на стелараторах LHD, Wendelstein 7X, токамак WEGA та інші. Метод ЗППВІ діагностики ґрунтується на інжектуванні однозарядних позитивних іонів та реєстрації параметрів двозарядних іонів. Вона дозволяє отримати профілі густини плазми, потенціалу плазми, полоїдальної складової магнітного поля плазми та їх флуктуації. Особливою перевагою ЗППВІ при цьому є можливість проводити вимірювання потенціалу і густини по всьому перерізу плазми, а також те, що на відміну від більшості діагностик вона є безконтактною діагностикою.

На стелараторі TJ-II працює подвійний діагностичний комплекс ЗППВІ, який складається з двох діагностик ЗППВІ1 та ЗППВІ2. Використання подвійної ЗППВІ діагностики відкриває шлях для дослідження довго-масштабних кореляцій (LRC) електричного потенціалу, профілю густини, полоїдального магнітного поля, полоїдальної та тороїдальної структури турбулентності плазми та різних типів нестійкості у центральній та периферійній плазмі. Підвійний діагностичний комплекс має широкий діапазон схем експериментів щодо вимірювань параметрів плазми – це робота обох комплексів у режимі сканів; у режимі вимірювання в заданих точках, як у однакових, так і в різних, у змішаних режимах – режим сканування на одному комплексі та режим вимірювання у заданій точці на іншому.

Література:

1. A.D. Komarov, A.A. Chmyga, V.V. Chechkin, L.I. Grigor'eva, G.N. Deshko, A.S. Kozachek, L.I. Krupnik, S.M. Khrebtov, S.M. Maznichenko, Yu.K. Mironov, V.S. Romanov, A.I. Zhezhera. *Estimations of plasma potential and density by the heavy ion beam probing diagnostics on the Uragan-2M torsatron. // Problems of Atomic Science and Technology. Series: "Plasma Physics". №6(106), 2016. p. 306–309.*
2. I. S. Bondarenko, A.A. Chmyga, N.B. Dreval et al. *Installation of the advanced heavy ion beam probing diagnostic on the TJ-II stellarator // Review of Scientific Instruments-January. 2000. №72. p. 583–585.*

NATIONAL CONTACT POINT EURATOM – FUSION

Kovtun Yu.V

National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", Kharkiv, Ukraine, Ykovtun@kipt.kharkov.ua

In order to solve global and societal challenges of humanity in the medium and long term it is necessary to develop science and innovation. The key European Union programme for funding scientific research and innovation is the Horizon Europe programme [1]. Its main objectives are: to strengthen science and technology, to promote the innovative competitiveness of the industry, to address global and societal challenges and others. An additional funding programme to Horizon Europe, which covers nuclear research and innovation, is the Euratom Research and Training Programme [2]. Which focuses on: nuclear fusion research and development and nuclear fission, safety and radiation protection. Joint research on the development of fusion energy is carried out within EUROfusion's mission as a joint programme within Euratom Horizon Europe [3].

To help increase the participation of Ukrainian researchers and innovators in the Horizon Europe and Euratom programme, the Horizon Europe Office in Ukraine was established [4]. Within the framework of which National Contact Points were established, including EURATOM - Fusion [5]. This report provides a brief overview of the programmes Horizon Europe, Euratom, EUROfusion and the main goals and objectives of the National Contact Point EURATOM - Fusion.

References:

1. https://research-and-innovation.ec.europa.eu/funding/funding-opportunities/funding-programmes-and-open-calls/horizon-europe_en
2. 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://euro-fusion.org/>
4. <https://horizon-europe.org.ua/uk/home/>
5. <https://uaineuratom.com.ua/>

ON MECHANISMS OF SOCIETY INFLUENCE ON POWER ENGINEERING

Bardadym T.O.

V.M. Glushkov Institute of Cybernetics of the NASU, Kyiv, Ukraine,

Tamara.Bardadym@gmail.com

Modern power engineering is a specific technical industry, and its functioning determines the quality of life of the population. Decisions that affect the development of this industry should be based on the opinions of qualified specialists. Should feedback be taken into account? Should the population influence at least general decisions, for example, regarding the location of power plants, their type and capacity, and the implementation of international emission commitments? What could be the mechanisms for this influence?

Recently, several main trends have been noticeable regarding the prospects for the development of power engineering. First of all, these are the issues of technical safety and vulnerability of nuclear power plants, which were undoubtedly influenced by the accidents in Chernobyl and Fukushima. The second component is climate change, which threatens humanity and requires measures to improve the situation. The third is the development of renewable energy sources and their inclusion in the existing energy infrastructure to ensure sustainable development. We observe different results from decisions that were justified.

In France, the decision has been made to increase the number of nuclear power plants to replace coal-fired ones in order to reduce CO₂ emissions. In Germany, the last three nuclear power plants were disconnected from the grid on April 15, 2023 [1]. As indicated in [2], on August 28, 2024, the Swiss Federal Council expressed its readiness to remove the ban on the construction of new nuclear power plants, which has been in effect since 2018 (the country continues to use four nuclear power plants), although it had previously decided to abandon nuclear energy. This decision was supported in a referendum in 2017, where the government also decided to support plans to develop renewable energy sources. The government recognizes the necessity of regaining an open attitude towards all technologies. It should be noted that in Switzerland, many local initiatives are implemented based on the results of local referendums. However, this is not the only possible way to take public opinion into account. The electoral platforms of existing political parties (in which the position on the future of power engineering is clearly formulated) have significant influence. The author expresses gratitude to Dr. J.-F. Emmenegger (University of Fribourg, Switzerland) for detailed information on the mechanisms for studying and implementing realistic approaches. Such mechanisms also exist in other countries. This experience may be useful because currently, this approach is not very popular in Ukraine (see [3]).

References:

1. N. Pozdnyakova. *France is building a new nuclear power plant. Germany is choosing a different path.* Deutsche Welle. 10.01.2024. URL: <https://www.dw.com/uk/francia-budue-novu-aes-nimeccina-obirae-insij-slah/a-67928611>
2. O. Pavlyuk. *Swiss authorities open to lifting ban on construction of new nuclear power plants.* Ukrainska Pravda. 2024.08.28. URL: <https://www.eurointegration.com.ua/news/2024/08/28/7193027/>
3. S. Pavlenko, M. Guz, I. Haidutsky. *Green political discourse in Germany and Ukraine. Analytic review.* Heinrich Böll Stiftung. Kyiv. 2018. 36 p. URL: https://ua.boell.org/sites/default/files/zelenyi_dyskurs_v_programah_partii_0.pdf

ОБГРУНТУВАННЯ ПРОВЕДЕННЯ НАВЧАЛЬНОЇ ПРАКТИКИ СТУДЕНТІВ БУДІВЕЛЬНОЇ ГАЛУЗІ НА ПРОМИСЛОВОМУ МАЙДАНЧИКУ ДСП «ЧОРНОБИЛЬСЬКА АЕС»

Сєдін В.Л., Ульянов В. Ю., Ковба В.В., Бікус К.М.

Український державний університет науки і технологій, м. Дніпро, Україна,

sedin.volodymyr@pdaba.edu.ua, uluanovvu@gmail.com,

kovba.vladyslav@pdaba.edu.ua, bikus.kateryna@pdaba.edu.ua

Метою навчальної практики є ознайомлення студентів нової для країни освітньої програми другого (магістерського) рівня вищої освіти, а саме – «Будівництво та експлуатація споруд атомної та теплової енергетики», відкритої в УДУНТ ННІ ПДАБА у 2024 р., з особливостями будівельних конструкцій енергоблоків з реакторами типу РВПК Державного спеціалізованого підприємства «Чорнобильська АЕС».

Оскільки експлуатація споруд включає не лише їх підтримку у належному стані, а й можливий демонтаж у майбутньому, важливо детально ознайомитися з існуючими конструкціями та їх технічними характеристиками. Станцію відвідують туристи з різних країн, водночас українські здобувачі освіти, які мають першочергове право на доступ до таких знань, часто залишаються осторонь і не мають актуальної інформації про інженерні споруди станції.

Блоки 5 і 6, які знаходяться на території ДСП «Чорнобильська АЕС» на момент консервації перебували в стані незавершеного будівництва, що дає можливість ознайомитися з конструкціями на відстані, не відвідуючи межі самого об'єкту. При достатньому обґрунтуванні, відповідній підготовці та належному забезпеченні, проведення навчальної практики можливе і на майданчику першого та другого блоків АЕС. Відвідування промислового майданчика Державного спеціалізованого підприємства «Чорнобильська АЕС» з метою проведення навчальної практики студентами будівельної галузі здійснюється за спеціальними дозволами. Перед початком практики має бути розроблена та погоджена Програма з відповідними службами ДСП «Чорнобильська АЕС». Безпосередньо на майданчику студенти можуть ознайомитися з конструкціями будівель реакторного відділення, машинного залу турбінного цеху, інших допоміжних будівель та споруд. А також зі спорудами системи охолодження АЕС: блочними насосними станціями, підвідними і відвідними каналами, баштовими градирнями, блочними насосними станціями подачі води на градирні тощо. Перед початком практики проводиться відповідний інструктаж співробітниками ДСП «Чорнобильська АЕС» про правила знаходження на промислового майданчику. Видача дозиметричних приладів є обов'язковою процедурою. Надалі можлива організація аналогічної практики на блоках 3 та 4 філії "ВП "Хмельницька атомна електрична станція" АТ "НАЕК "Енергоатом" для ознайомлення з особливостями будівельних конструкцій енергоблоків з реакторами типу ВВЕР-1000.

Література:

1. *СОУ НАЕК 100:2022 Інженерна, наукова і технічна підтримка. Інформаційні та керуючі системи, важливі для безпеки атомних електричних станцій. Загальні технічні вимоги.*
2. *СОУ НАЕК 190:2019 «Інженерна, наукова і технічна підтримка. Основні технологічні параметри АЕС з реакторами ВВЕР-1000. Норми точності вимірювань».*
3. ДСП «Чорнобильська АЕС» [Електронний ресурс]. Режим доступу: - <https://chnpp.gov.ua/ua/home>.

РОЛЬ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ У ПРОЦЕСІ ПЕРЕХОДУ НА ВОДНЕВУ ГЕНЕРАЦІЮ

Батюта К.В., Крутяков С.Д., Михальчук В.С.

ПрАТ «Національна енергетична компанія "Укренерго"», Київ, Україна,
batyutakaterina@gmail.com

У 2022 році Європейська Комісія представила план REPowerEU [1], відповідно до якого передбачається швидкий та поступовий перехід від карбономістких джерел енергії, таких як вугілля та природний газ, до чистих, що сприятиме досягненню Європою кліматичної нейтральності. В рамках процесу інтеграції до Європейського Союзу, Україна взяла на себе зобов'язання щодо прийняття та досягнення загальноєвропейських цілей, а саме – кліматичної нейтральності до 2050 року. У Національному плані з енергетики та клімату до 2030 року [2] вже розглядається питання вироблення та використання водню в Україні, що сприятиме зниженню викидів парникових газів та енергетичній незалежності.

У плані REPowerEU зазначається, що водень розглядається як перспективна альтернатива природному газу. В Україні ж активно розвивається газова генерація, яка має мінімізувати наслідки війни для енергетичного сектору. У Національному плані з енергетики та клімату до 2030 року зазначено, що у 2030 році сумарна встановлена потужність газової генерації перевищить 3000 МВт відповідно до сценарію WEM. Навіть часткове переведення такої кількості газового обладнання на водень вимагатиме значних обсягів його виготовлення.

Одними із драйверів розбудови в Україні та подальшого розвитку обладнання з виготовлення водню (електролізерів) можуть стати амбітні плани АТ «НАЕК «Енергоатом»», які передбачають будівництво енергоблоків №3 та №4 на Хмельницькій АЕС, що вже затверджено на законодавчому рівні [3].

Із зазначеного вище можна зробити висновок про необхідність формування чіткого бачення майбутнього ОЕС України, зокрема, з урахуванням перспективних можливостей з виробництва рожевого водню, тобто водню, до виробництва якого залучається електрична енергія, вироблена на атомних електричних станціях. Це дозволить генеруючим потужностям, які працюють на викопному паливі, зокрема газовій генерації, частково замінити природний газ на рожевий водень. Атомні електричні станції, які є найбільшим виробником електричної енергії в Україні, з урахуванням планів щодо збільшення генеруючих потужностей можуть відігравати основну роль у здатності підтримувати розвиток водневої інфраструктури завдяки стабільному виробництву електричної енергії.

Література:

1. EUR-Lex - 52022DC0230 - EN - EUR-Lex. EUR-Lex.

URL: <https://eur-lex.europa.eu/legal-content/EN/TXT/?uri=COM:2022:230:F&id=1653033742483>.

2. Національний план з енергетики та клімату на період до 2030 року | Міністерство економіки України.

URL: https://me.gov.ua/Documents/Detail/17f558a7-b4b4-42ca-b662-2811f42d4a3_3?lang=uk-UA&title=NatsionalniiPlanZEnergetikiTaKlimatuNaPeriodDo2030-Roku.

3. Уряд схвалив законопроект про будівництво двох енергоблоків Хмельницької АЕС Міністерство економіки України.

URL: <https://mev.gov.ua/novyna/uryad-skhaliv-zakonoprojekt-pro-budivnytstvo-dvokh-enerhoblokov-khmelnyskoyi-aes>.

БУДІВНИЦТВО АЕС ПІД ЧАС ВІЙНИ: РОЛЬ КОМУНІКАЦІЇ У ФОРМУВАННІ СУСПІЛЬНОЇ ПІДТРИМКИ

Константинов А.С., Мартищенко О.С., Пархоменко Г.О.

Філія «ВП ПАЕС», Південноукраїнськ, Україна, office@sunpp.atom.gov.ua

I. Вступ: Енергетична безпека як фундамент стійкості нації.

- Актуальність теми в умовах воєнного конфлікту:
 - Руйнування енергетичної інфраструктури та загроза енергетичному колапсу.
 - Необхідність забезпечення стабільного енергопостачання для критичної інфраструктури та населення.
 - Будівництво АЕС як стратегічний крок до енергетичної незалежності та національної безпеки.
- Мета доповіді:
 - Дослідити ключові комунікаційні стратегії для формування суспільної підтримки будівництва АЕС в умовах війни.
 - Визначити ефективні інструменти протидії дезінформації та формування позитивного іміджу ядерної енергетики.

II. Виклики комунікації в умовах війни: інформаційний фронт.

- Аналіз інформаційного простору:
 - Роль соціальних мереж та медіа у формуванні громадської думки.
 - Використання психологічних операцій для поширення страху та паніки.
 - Інтенсивність дезінформаційних кампаній, спрямованих на дискредитацію ядерної енергетики.
- Дезінформаційні кампанії проти атомної енергетики:
 - Розповсюдження неправдивої інформації про будівництво ХАЕС.
 - Використання психологічних прийомів.

III. Стратегії формування суспільної підтримки: комунікація як інструмент національної єдності.

- Комунікація з ключовими стейкхолдерами:
 - Місцеві громади: інформування про заходи безпеки, економічні вигоди, соціальні програми.
 - Національна аудиторія: формування патріотичного наративу, акцент на енергетичній незалежності та технологічному прогресі.
 - Міжнародні партнери: залучення інвестицій, демонстрація прозорості та безпеки, протидія міжнародній дезінформації.
- Інструменти комунікації:
 - Інтерактивні формати.
 - Візуалізація, гейміфікація.
 - Використання новітніх технологій.
- Формування позитивного іміджу:
 - Демонстрація технологічної переваги та безпеки сучасних АЕС.
 - Акцент на екологічній чистоті та низьковуглецевості ядерної енергетики.
 - Показ економічних вигод та соціальних програм.

IV. Висновки: комунікація як запорука успішного будівництва АЕС.

- АЕС – стратегічна необхідність для енергетичної незалежності України.
- Ефективна комунікація, що базується на прозорості та довірі, є запорукою успіху.
 - Використання медіа та соцмереж для поширення правдивої інформації та протидії дезінформації.

НАУКОВО-ДОСЛІДНОМУ ТРУБНОМУ ІНСИТУТУ – 95 РОКІВ

Мироненко М.А.

ДП «НДТІ», м. Дніпро, Україна, e-mail: mironik2004@i.ua

Державне підприємство «Науково-дослідний та конструкторсько-технологічний інститут трубної промисловості імені Я.Ю. Осади» (ДП «НДТІ») є науковою установою, яка стабільно функціонує відповідно до основних напрямків своєї діяльності на принципах господарської самостійності та самоокупності.

ДП «НДТІ» атестоване як наукова установа (Свідоцтво про державну атестацію Серія ДА № 00494 від 26.05.2022р.) і його включено до Державного реєстру наукових установ, яким надається підтримка держави (Свідоцтво №03216 Серія ДР від 30.06.2023р.).

При ДП «НДТІ» функціонують Технічні комітети ТК81 «Стандартизація методів контролю механічних, металографічних і корозійних випробувань металопродукції», а також ТК8 «Труби сталеві і балони» (зареєстрований як спостерігач (О-член) в технічних комітетах та підкомітетах ISO/TC 5, ISO/TC 5/SC 1, TC 58, TC 58/SC 3). Колективне членство в ТК-79 «Атомна енергія» й ТК-176 «Стандартизація озброєння та військової техніки». Інститут є розробником всіх стандартів на трубну продукцію колишнього СРСР, а також України.

ДП «НДТІ» визначено як Головна спеціалізована галузева матеріалознавча організація за напрямком «Матеріалознавство в напрямку виробництва металопрокату (труб, дроту, сортового та листового прокату, трубної заготовки), що використовується як напівфабрикат при виготовленні деталей та вузлів в конструкціях АЕС» (відповідно до розпорядження Мінпрому України від 10.06.1997р. № 104-р).

Згідно з низкою державних пріоритетів (Указ Президента №64/94 від 23.02.1994 р. «Про першочергові заходи щодо розвитку атомної енергетики і формування ядерно-паливного циклу в Україні», Комплексною програмою створення ядерно-паливного циклу в Україні, затвердженою Постановою КМУ № 267 від 12.04.1995 р. з уточненням 06.06.2001 р. рішенням № 634-8, Розпорядженням КМУ № 216-р від 25.02.2009 р. щодо Концепції Державної цільової програми «Ядерне паливо України») Інститут було визначено базовим підприємством з організації виробництва цирконієвого прокату, труб для ТВЕЛ з цирконію та комплектуючих труб з корозійностійкої сталі для реакторів ВВЕР-1000, включаючи науковий, проектний, інформаційний супровід.

Історія створення ДП «НДТІ» сягає 1930 року, коли в м. Дніпропетровську було започатковано філію Українського інституту металів, який знаходився у місті Харкові. Першим директором нової науково-дослідної установи було призначено професора Павла Германовича Рубіна. За спогадами цього вченого нова наукова установа неабияк розпочала продукувати інноваційні розробки усього спектру металургійної галузі, зокрема і щодо трубного виробництва. Уже за рік постало питання перенесення головної наукової установи з Харкова до міста на Дніпрі.

Директор П.Г. Рубін не був прихильником такої ідеї, тож подальший розвиток філії відбувався через спеціалізацію з подальшим самостійним розвитком окремих частин цілого. У підсумку наприкінці 1930-х років у м. Дніпропетровську було утворено трубний інститут (1937 р.), Інститут чорної металургії (1939 р.) та низку інших спеціалізованих науково-дослідних установ.

Підсумовуючи зазначимо, що за такого погляду на перебіг історичних подій у 1930-х роках, колектив ДП «НДТІ» по праву може відзначати цьогоріч дев'яносто п'яту річницю з моменту заснування, а не вісімдесят вісім, як прийнято нині.

НЕОБХІДНІСТЬ ПІДВИЩЕННЯ РІВНЯ ОБІЗНАНОСТІ СУСПІЛЬСТВА ЩОДО АТОМНОЇ ЕНЕРГІЇ

Мітіна Н.Б., Когтєва О.П., Мініна Ю.О., Плис М.М.

УДУНТ ННІ «УДХТУ», м. Дніпро, Україна, olhakohtieva@gmail.com

Україна належить до небагатьох країн, які мають розвинену ядерну галузь. Сьогодні Україна посідає 7 місце у світі за загальним обсягом виробництва атомної електроенергії та 3 місце у світі за часткою ядерної енергії в національному енергетичному балансі. АЕС виробляють 55 % всієї електроенергії України. Серед усіх галузей використання ядерної енергії, джерел іонізуючого випромінювання ядерна енергетика і сьогодні залишається найнебезпечною на тлі загального незадовільного стану навколишнього природного середовища, збереження життя і здоров'я людини. Таким чином, атомні електростанції, інші ядерні та радіаційні об'єкти України повинні бути адекватно відображені в правовій, законодавчій та інформаційній сфері життя суспільства із відповідною регламентацією, прийняттям більш жорстких екологічних обмежень національного та міжнародно-правового регулювання охорони довкілля і забезпечення екологічної безпеки, а особливо під час збройних конфліктів, який ми маємо на сьогодні [1].

Важливість відкритості ядерних енергетичних об'єктів у свій час довели уроки Чорнобильської трагедії. Сьогодні ж оперативне інформування про атомно-енергетичну галузь – потрібна та невід'ємна складова медіапростору сучасної України [2].

Серед громадськості досить поширеною є думка про те, що після зведення нового безпечного конфайнмента (НБК) проблему перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему повністю вирішено. Новий безпечний конфайнмент — ізоляційна аркова споруда над зруйнованим унаслідок аварії четвертим енергоблоком Чорнобильської АЕС. Однак не варто забувати, що гарантований термін експлуатації НБК становить усього 100 років, а періоди напіврозпаду ядерних матеріалів, які перебувають у ньому, є на багато порядків тривалішими, і їхня небезпека для довкілля зберігатиметься ще не одне тисячоліття. Тому якщо зараз не займатися цією проблемою, то вирішувати її доведеться майбутнім поколінням через не такий уже й тривалий час. Окрім НБК ми маємо ще безліч невирішених питань щодо утилізації інших відходів, що створюють нехай меншу, але все ж таки загрозу довкіл्लю: відпрацьоване ядерне паливо, супутні відходи, високоактивні відходи. На думку автора [3] сьогодні на вищому рівні в країні повністю відсутня культура безпеки. Науку неможливо розвивати без державної підтримки. Нехтування цим положенням вже призвело не лише до зниження темпів розвитку України, але й до незворотних втрат національних наукових шкіл. У жодному разі не можна забувати, що експерименти з ядерною галуззю здатні призвести до глобальних катастроф [3].

Література:

1. Matviychuk, A.O.. (2023). *Legal regulation of nuclear and radiation safety in Ukraine (on the example of some foreign countries)*. *Uzhhorod National University Herald. Series: Law*. 2. 29-35. 10.24144/2307-3322.2022.76.2.4.
2. https://www.ukrinform.ua/rubric-other_news/2127656-raes-20-rokiv-vidkritosti-ta-informativnosti.html
3. Nosovskyi, Anatolii. (2020). *Some issues in the nuclear energy sector of Ukraine*. *Nuclear Power and the Environment*. 18. 5-9. 10.31717/2311-8253.20.3.1.

ЗАКОНОДАВЧИЙ ТА ІНСТИТУЦІЙНИЙ ЕЛЕМЕНТИ ПУБЛІЧНОГО УПРАВЛІННЯ У СФЕРІ ЕНЕРГЕТИЧНОЇ БЕЗПЕКИ

Хрідочкін А.В.

ННІ «Український державний хіміко-технологічний університет»

Українського державного університету науки і технологій

м. Дніпро, Україна, Khridochkina@ukr.net

Активний вплив глобалізаційних процесів на ситуацію у політико-економічній сфері, сфері національної безпеки і енергетичної безпеки зокрема як на міжнародному, так і національному рівнях обумовив потребу підсилення уваги до формування і реалізації політики держави стосовно захисту національних інтересів України. Порушення цілісності державних кордонів і військові дії на території України спричинили появу цілої низки ризиків в енергетичній галузі, а пошкодження частини об'єктів критичної інфраструктури енергетичної сфери негативно вплинуло на стабільність та ефективність національної економіки, особливо в осінньо-зимовий період. Ситуація, що склалась, дає підстави для проведення постійного моніторингу нормативно-правового та інституційного елементів сфери енергетичної безпеки з метою забезпечення якісного регулювання правовідносин в енергетичній галузі, попередження і нейтралізації загроз енергетичній безпеці, оптимізації діяльності системи публічних органів влади, сфера компетенції яких поширюється на сферу енергетичної галузі.

Інституційна складова сфери енергетичної безпеки в умовах трансформаційних змін потребує переформатування в контексті забезпечення стійкості енергетичної галузі до дестабілізаційних факторів, підвищення енергоефективності економіки шляхом забезпечення прозорості діяльності на енергетичних ринках, створення умов для диверсифікації джерел енергії та розвитку конкуренції, оскільки діяльність органів публічної влади в цій сфері виявилась недостатньо ефективною і дієвою через не скоординовані дії [1, с. 95].

Дослідження інституційної складової, до компетенції якої належать питання забезпечення енергетичної безпеки України, поряд із аналізом діяльності публічних інститутів влади потребує дослідження питання діяльності органів місцевого самоврядування, узгодження сфер впливу, застосування зваженого підходу до балансу національних і місцевих інтересів [2, с. 217]. Доцільно запроваджувати кращі міжнародні практики взаємодії органів публічної влади в умовах дестабілізації політико-економічної та соціально-екологічної сфер життєдіяльності суспільства та держави. Дані заходи, безперечно, позитивно впливатимуть на своєчасне вирішення стратегічних і оперативних завдань, реагування на наявні та потенційні загрози.

Таким чином, розгляд проблематики законодавчого та інституційного забезпечення сфери енергетичної безпеки дозволяє виокремити низку неврегульованих питань, які суттєво послаблюють функціонування системи забезпечення енергетичної безпеки.

Література:

1. Кузь В.А. Конституційний та нормативно-правовий складники державного управління у сфері енергетичної безпеки. *Університетські наукові записки*. 2022. № 5-6. С. 90-101.
2. Кисельов Є. В. Перспективи розвитку механізмів публічного управління забезпечення енергетичної безпеки. *Інвестиції: практика та досвід*. 2024. № 2. С. 216-218.

МІЖНАРОДНО-ПРАВОВІ АСПЕКТИ ПРАВОВОГО РЕГУЛЮВАННЯ ПИТАНЬ ЯДЕРНОЇ ТА ЕНЕРГЕТИЧНОЇ БЕЗПЕКИ УКРАЇНИ В СУЧАСНИХ УМОВАХ

Хрідочкіна М.О.

Кам'янський енергетичний фаховий коледж
м. Кам'янське, Україна, Khridochkina@ukr.net

Активні глобалізаційні процеси, що відбуваються останніми роками на світових енергетичних ринках суттєво збільшили взаємозалежність усіх учасників ринку і створили нові загрози для систем постачання і розподілу енергоносіїв. На енергетичному ринку відбувається загострення конкуренції, проведення енергетичних війн та шантаж з боку його основних учасників - провідних світових енергетичних гравців з метою глобального впливу в міжнародному протистоянні, пов'язаному з боротьбою за контроль над розподілом і постачанням енергоресурсів, що значно збільшує ступінь хаотичності світової енергетики. У таких умовах одним з основних завдань для України щодо забезпечення безпеки об'єктів критичної інфраструктури є вдосконалення вітчизняного чинного законодавства до рівня та стандартів провідних міжнародно-правових аналогів. Сферу безпеки використання ядерної енергії регулюють численні міжнародні норми і правила стосовно ядерної та радіаційної безпеки. Їх завдання полягає у мінімізації ризиків аварій і збитків від впливу іонізованого випромінювання на довкілля і людей [1, с. 182]. А технологічний прогрес, накопичений позитивний і негативний досвід мотивують країни до вдосконалення регуляторної бази, і даний процес є безперервним. Напрацювання ж спільних зусиль у сфері безпеки використання ядерної енергії узагальнюють міжнародні організації та асоціації.

Міжнародно-правові акти в галузі енергетичної та ядерної безпеки сьогодні охоплюють досить широкий спектр організаційно-правових і технічних проблем, які мають міжнародне значення. Тому в переважній більшості країн світу діяльність суб'єктів атомної енергетики є об'єктом достатньо жорсткого регулювання [2, с. 79]. А світова доктрина щодо підвищення надійності та безпеки ядерних об'єктів постійно вдосконалюється. Отже, система ядерного регулювання на національному рівні передбачає наявність наступних її складових: законодавчої база, що регламентує діяльність у сфері використання ядерної енергії та інфраструктури державного регулювання безпеки використання ядерної енергії.

Таким чином, потрібно заново створити адекватну енергетичну безпеку і захистити внутрішній енергетичний ринок України, привести у відповідність чинне законодавство щодо формування спроможності країни протистояти загрозам функціонуванню енергетики, пов'язаним зі зловмисними діями (фізичними диверсіями, терактами, кібератаками тощо). Критична інфраструктура в Україні належить не тільки державі, а й приватному сектору, а тому між цими власниками критично важливих об'єктів повинні існувати стійкі партнерські відносини.

Література:

1. Стрельбицька Л.М., Стрельбицький М.П. Міжнародно-правове забезпечення енергетичної та ядерної безпеки України в умовах війни. *Інформація та право*. 2023. №1. С. 177-189.
2. Балюк Г.І., Ковальчук Т.Г. Правове регулювання відносин щодо забезпечення ядерної та радіаційної безпеки в Україні в мирних умовах та в умовах воєнного стану. *Науковий вісник Ужгородського національного університету. Серія : Право*. 2024. Вип. 83(2). С. 75-83.

СПЕЦИФІКА ПРАВОВОГО РЕГУЛЮВАННЯ ЯДЕРНОЇ ТА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ ПІД ЧАС ЕКСПЛУАТАЦІЇ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ

Ломакіна А.А.

ННІ «Український державний хіміко-технологічний університет»

Українського державного університету науки і технологій

м. Дніпро, Україна, Khridochkina@ukr.net

В Україні сьогодні суттєво актуалізуються питання щодо специфіки правової регламентації ядерної та радіаційної безпеки під час експлуатації атомних електростанцій. Також сьогодні добре відомо, що чинне ядерне законодавство України встановлює безумовний пріоритет безпеки людини і навколишнього природного середовища, а також регулює діяльність, пов'язану з використанням ядерних установок і джерел іонізуючого випромінювання. При цьому радіаційна безпека визначається в законодавстві як дотримання допустимих меж радіаційного впливу на персонал, населення і навколишнє природне середовище, встановлених нормами, правилами і стандартами з безпеки. Сутність же ядерної безпеки законодавство пов'язує з дотриманням норм, правил, стандартів і умов використання ядерних матеріалів, які забезпечують радіаційну безпеку. Радіаційним захистом вважається сукупність заходів, спрямованих на забезпечення дотримання допустимих меж радіаційного впливу на персонал ядерних установок, джерел іонізуючого випромінювання на населення і навколишнє природне середовище, встановлених нормами, правилами та стандартами з ядерної та радіаційної безпеки.

Земельний кодекс України у складі Розділу VI «Охорона земель» вперше виокремив самостійну главу 27 «Використання техногенно-забруднених земель», приписи якої унормовують відносини стосовно земель, забруднених в результаті антропогенних і природних факторів [1]. Правовий режим використання даних земель обмежувальний, а самі ці землі потребують окремої спеціальної охорони. Крім того, вони перебувають у межах зони відчуження і зони безумовного (обов'язкового) відселення, а також зони гарантованого добровільного відселення. Особливість правового режиму даних земель визначена насамперед спеціальним Законом України «Про правовий режим території, що зазнала радіоактивного забруднення внаслідок Чорнобильської катастрофи» [2].

Отже, ці землі потребують першочергового відновлення, яке сьогодні відбувається природним шляхом - мова йде про процес їх самовідновлення. Юридичний же механізм відновлення становища таких земель усе ще залишається недосконалим і потребує суттєвих змін, оскільки він не забезпечує комплексного підходу до повернення у безпечне господарське використання радіоактивно забруднених ділянок землі. При цьому одним із можливих варіантів вирішення даного питання є конкретизація і деталізація окремих положень названих вище законодавчих актів, а також розроблення та затвердження Національної стратегії повернення радіоактивно забруднених територій Чорнобильської зони до господарського обігу.

Література:

1. Земельний кодекс України від 25 жовтня 2001 р. № 2768-III. URL.: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/2768-14>.
2. Про правовий режим території, що зазнала радіоактивного забруднення внаслідок Чорнобильської катастрофи : Закон України від 27 лютого 1991 р. № 791а-XII. URL.: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/791%D0%B0-12>.

Scientific Edition

**II INTERNATIONAL SCIENTIFIC AND TECHNICAL
CONFERENCE NAMED AFTER V. VOYEVODIN
«PROBLEMS OF MODERN NUCLEAR POWER»**

April 16 - 18, 2025

BOOK OF
ABSTRACTS

Editor: Lytovchenko S.V.

Proofreader: Levenets A.V.

Desktop publishing and design: Lobach K.V.

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

Edition of 70 copies

Kharkiv 2025

Kharkiv 2025