

XV INTERNATIONAL
SCIENTIFIC and TECHNICAL CONFERENCE
YOUNG SCIENTISTS and SPECIALISTS
«PROBLEMS OF MODERN NUCLEAR POWER»

13 – 15 NOVEMBER, 2019

ABSTRACTS



*Kharkiv, Ukraine,
2019*

СКЛАД ОРГАНІЗАЦІЙНОГО КОМІТЕТУ

голова – член-кор. НАН України, віце-президент ГО «УкрЯТ» В.М. Воеводін;

співголова – професор, академік НАН України М.О. Азаренков;

члени комітету – д.т.н., начальник відділу ІФТТМТ ННЦ ХФТІ *С.Ю. Сасинко*, д.т.н., завідувач кафедри ХНУ імені В.Н. Каразіна *С.В. Литовченко*, голова молодіжної секції ГО «УкрЯТ» *О.М. Хомич*; голова локального організаційного комітету м.н.с. – *К.В. Лобач*, заст. голови, с.н.с., к.т.н. – *О.С. Купрін*; вчений секретар, м.н.с. – *А.В. Левенець*

Представлені результати теоретичних та експериментальних досліджень, спрямованих на вивчення фізичних процесів і явищ в реакторних матеріалах та речовинах в різних станах під дією різних зовнішніх чинників. Розглянуті проблеми сучасного стану ядерної енергетики, стабільної й безпечної роботи АЕС, питання зберігання відпрацьованого ядерного палива.

Збірник містить короткі повідомлення, які відображають сучасний стан теоретичних, експериментальних, технологічних та прикладних досліджень.

Представлены результаты теоретических и экспериментальных исследований, которые направлены на изучение физических процессов и явлений в реакторных материалах и веществах в различных состояниях под воздействием внешних факторов. Рассмотрены проблемы современного состояния ядерной энергетики, стабильной и безопасной работы АЭС, хранения отработавшего ядерного топлива.

Сборник содержит короткие сообщения, которые отображают современное состояние теоретических, экспериментальных, технологических и прикладных исследований.

The results of theoretical and experimental studies that focus on physical processes and phenomena in reactor materials and substances at different states under the influence of external factors. The problems of the current state of nuclear energy, a stable and safe operation of nuclear power plants, storage of spent nuclear fuel are described.

The collection contains short messages, which reflect the current state of theoretical, experimental, technological and applied researches.

XV МІЖНАРОДНА НАУКОВО-ТЕХНІЧНА КОНФЕРЕНЦІЯ МОЛОДИХ ВЧЕНИХ ТА ФАХІВЦІВ «ПРОБЛЕМИ СУЧАСНОЇ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ»,

13 – 15 листопада 2019 року: тез. доп.-Х.: Фінарт, 2019.- 76 с.

ISBN 978-617-7211-88-3

УДК 621.039

ГО «Українське ядерне товариство»
Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут»
Харківський національний університет імені В.Н. Каразіна

Зміст

<i>Азаренков Н.А., Воеводин В.Н., Вовк Р.В., Камчатная С.Н., Хаджай Г.Я.</i> Влияние электронного облучения на избыточную проводимость оптимально допированных монокристаллов $Y_1Ba_2Cu_3O_{7-\delta}$	9
<i>Белоус В.А., Бортницкая М.А., Василенко Р.Л., Воеводин В.Н., Клименко И.О., Коваленко В.И., Колодий И.В., Куприн А.С., Маринин В.Г., Овчаренко В.Д., Тихоновский М.А.</i> Структура и защитные свойства покрытий на основе $FeCrAl$ и $X18H10T$	10
<i>Marsagishvili T., Tatishvili G., Ananiashvili N., Giorgadze N., Tskhakaia E., Gachechiladze M., Metreveli J., Machavariani M.</i> Adsorption of radioactive ions on carbonaceous sorbents obtained from cellulose-containing secondary raw material.....	11
<i>Бреславський Д.В.</i> Методи та програмне забезпечення для розрахункового аналізу деформування та міцності внутрішньокорпусних пристроїв АЕС.....	12
<i>Стаднік Ю.С., Кожевніков О.Є., Пилипенко М.М., Танцюра І.Г.</i> Зонна плавка йодідного цирконію.....	13
<i>Юркова Т.С., Грицина В.М., Малыхин Д.Г., Ковтун К.В., Черняева Т.П., Ковтун Г.П., Воеводин В.Н.</i> О механизмах и схемах формирования текстуры деформации сплава $Zr-2,5\%Nb$	14
<i>Lobach K.V., Zuyok V.A., Chunyayev O.M.</i> The influence of Cr additives on corrosion resistance of SiC-based ceramics in hydrothermal conditions.....	15
<i>Пащенко С.О.</i> Повзучість та радіаційне розпухання трійникового з'єднання труб ядерного реактору.....	16
<i>Сенько А.В.</i> Розрахунковий аналіз розповсюдження тріщин в твелах АЕС.....	17
<i>Gritsyna V.T., Kvatchadze V.G., Kazarinov Yu.G., Abramishvili M.G., Gokov S.P., Dekanozishvili G.G., Galustashvili M.V., Tavkhelidze V.M.</i> Influence of irradiation on the spectroscopic properties of optical spinel ceramics.....	18
<i>Дудкін В.В., Альохіна С.В.</i> Дослідження впливу вітрового потоку на тепловий стан вентильованих контейнерів із відпрацьованим ядерним паливом.....	19

<i>Ефименко Н.Г., Артемова С.В., Ситников П.А., Крахмалев А.В.</i>	
Трещиностойкость сварных соединений стали 15Х1М1ФЛ, выполненных без подогрева способом поперечной горки.....	20
<i>Улыбкин А.Л., Рыбка А.В., Ковтун К.В., Кутний В.Е., Воеводин В.Н., Пудов А.О., Ажасжа Р.В., Богдан Е.А.</i>	
Комптоновские детекторы нейтронов: Сравнение материалов эмиттеров по модели ядерных превращений.....	21
<i>Дмитрик В.В., Геращенко О.С., Сиренко Т.О.</i>	
Особливості пошкоджуваності металу зварних з'єднань паропроводів тріщинами втоми.....	22
<i>Суровицький С.В., Геращенко С.С., Махлай В.А., Малихін С.В., Копилиць І.А., Кондратенко В.В.</i>	
Поведінка тонких плівок квазікристалів та апроксимантних фаз системи Ti-Zr-Ni при радіаційно-термічному впливі в режимах перехідних процесів термоядерного реактора.....	23
<i>Savchuk E.S., Karaseva E.V., Mats A.V., Mats V.A., Sokolenko V.I., Timov D.V.</i>	
Effect of electronic irradiation and preliminary ultrasonic impact on the evolution of nanostructure and creep of Zr and Zr1Nb alloy at 700 K.....	24
<i>Рижиков В.Д., Онищенко Г.М., Якименко І.І., Найденов С.В., Ополонін О.Д., Махота С.В.</i>	
Вплив параметрів резонансної області ядер сцинтилятора на ефективність реєстрації швидких нейтронів.....	25
<i>Alyokhina S.V., Lunov D.I.</i>	
Usage multistage approach for detailed definition of spent nuclear fuel thermal state.....	26
<i>Маловиця М.С., Фомін С.П.</i>	
Вплив товщини рефлектора нейтронів на потужність реактора, що працює в режимі хвилі ядерного горіння.....	27
<i>Левенец А.В.</i>	
Высокоэнтропийные сплавы – новый класс для ядерной энергетики.....	28
<i>Клюев Е.С., Иванов В.А., Степаненков Є.І.</i>	
До питання розробки високоефективних засобів захисту від радіоактивного випромінювання на основі ультрадисперсних частинок.....	29
<i>Посох В.О., Колядюк А.С.</i>	
Застосування стрижневої моделі реактора ВВЕР-1000 для визначення зусиль на опорні елементи з урахуванням жорсткісних характеристик.....	30

<i>Пирогов Т.В., Посох В.О., Колядюк А.С.</i> Розрахункове обґрунтування безпечної експлуатації теплообмінника аварійного розхолоджувача з врахуванням проектного значення зтягу шпильок фланцевих з'єднань.....	31
<i>Трофименко А.Р., Гальченко В.В., Будик Д.В., Гулик В.И.</i> Монте-Карло модель детектора прямого заряда в коде SERPENT для определения модельных токов.....	32
<i>Трофименко А.Р., Носовский А.В., Гулик В.И.</i> Монте-Карло модель контейнера HI-STORM в коде SERPENT для определения защитных свойств от нейтронного излучения для ЦХОЯТ Украины.....	33
<i>Кузнецова Х.В., Шугайло О.П., Черняк Я.П., Москальшин Р.І.</i> Результаты разработки национального плана дій з управління старінням.....	34
<i>Пашинов М.В.</i> Моделирование демонтажу металевої ферми підсилення покрівлі об'єкта «Укриття». Розрахунок накопичених доз персоналу при виконанні радіаційно-небезпечних робіт....	35
<i>Батраков А.Б., Глушко Е.Г., Зинченко А.А., Лонин Ю.Ф., Пономарев А.Г., Федотов С.И.</i> Контроль напряжения заряда конденсаторов в генераторе импульсных напряжений на ускорителе РЭП.....	36
<i>Кузнецов В.Н., Коченко А.В., Калинин А.Н., Чиванов В.Д., Данильченко С.Н.</i> Анализ термостимулированного выделения водорода из образцов сталей.....	37
<i>Стадник С.М., Годун Р.Л., Кучмагра О.А., Одинокін Г.І., Скорбун А.Д.</i> Методологія калібрування експертної дослідницької системи в умовах НБК ОУ.....	38
<i>Роцуор А.Д.</i> Использование модульных реакторов малой мощности в энергетике Украины.....	39
<i>Ладиненко Я.С.</i> Инструменты улучшения деятельности отдельного работника, рабочих групп и руководителей как неотъемлемая часть в системе повышения безопасности АЭС.....	40
<i>Рудычев В.Г., Азаренков Н.А., Гирка И.А., Рудычев Е.В.</i> Радиационные защиты из разных материалов при транспортировке и хранении ОЯТ сухим методом.....	41
<i>Литовченко С.В., Береснев В.М., Мазилин Б.А., Горох Д.В.</i> Оценка возможности применения плазменных покрытий для защиты элементов энергетических устройств.....	42

<i>Колодий І.В., Белоус В.А., Василенко Р.Л., Воеводин В.Н., Куприн А.С., Ростова А.Ю., Тихоновский М.А., Толмачёва Г.Н., Тортика А.С.</i>	
Структура, жаростойкость и механические свойства сплавов Fe-Cr-Al, легированных Y, Mo и Zr.....	43
<i>Сторожилов Г.Е., Воеводин В.Н., Тихоновский М.А., Ростова А.Ю., Кальченко А.С., Андриевская Н.Ф., Василенко Р.Л.</i>	
Влияние термо-механической обработки на структуру и свойства мартенситной стали Т91.....	44
<i>Журавльов О.Ю., Шиян О.В., Стригуновський С.В., Широков Б.М.</i>	
Борування внутрішньої поверхні завороту трубопроводу парогенератору методом водневого відновлення трихлориду бору.....	45
<i>Кравчук А.В., Кондряков Є.О., Харченко В.В.</i>	
Визначення характеристик тріщиностійкості сталі 22К за результатами ударних випробувань зразків шарпі.....	46
<i>Дубик Я.Р., Іщенко О.А., Костенко В.С., Філонова Ю.С.</i>	
Використання методу вагових функцій до аналізу крихкої міцності шахти реактору.....	47
<i>Малеев С.С.</i>	
Культура кибербезопасности, как составляющая часть культуры безопасности АЭС.....	48
<i>Підгаєцький Т.В., Зінковський А.П., Рижов Д.І., Мустафін М.А., Павлів С.А.</i>	
Проблеми врахування під час оцінки сейсмостійкості баків з рідиною специфічних форм відмов, пов'язаних з впливом коливань рідини.....	49
<i>Сапон М.М., Кондратьєв С.М.</i>	
Експертні оцінки стосовно безпечного функціонування кранового обладнання СВЯП-2.....	50
<i>Дубик Я.Р., Васильченко Б.М., Філонов В.В., Філонова Ю.С.</i>	
Разрахунок на міцність елементів кріплення вигородки реактору ВВЕР-1000.....	51
<i>Скібчик А.В.</i>	
Формування правових компетенцій молоді як елементу культури безпеки.....	52
<i>Солодовнікова Л.М., Тарасов В.О., Сізова Н.Д.</i>	
Протирадонові заходи в сховищах радіоактивних відходів.....	53
<i>Сімейко К.В., Сидоренко М.А.</i>	
Дослідження деяких теплофізичних особливостей процесу нанесення захисного піровуглецевого покриття на модель мікротвелу.....	55

<i>Юферов В.Б., Катречко В.В., Ильичева В.О., Винников Д.В., Свичкарь А.С., Шарый С.В., Швец О.М., Ткачев В.И., Озеров А.Н.</i>	
Извлечение актиноидов из плазменного фильтра масс.....	56
<i>Старченко И.В., Саданов Е.В.</i>	
Микротопографические и структурные изменения поверхности вольфрама и молибдена при низкоэнергетическом облучении гелием.....	57
<i>Корольов О.В., Юндин В.В.</i>	
Недоліки працюючих деаераторів на АЕС та способи їх вирішення.....	57
<i>Дуванов С.М.</i>	
Особенности элементного состава локальных областей в интерфейсах «сталь-медь» твердофазно и диффузионносварных систем.....	58
<i>Годун Р.Л., Дорошенко А.О., Муляр Д.О.</i>	
Оцінка ефективності системи контролю ядерної безпеки комплексу НБК-ОУ.....	59
<i>Кравчук Р.В.</i>	
Оцінка характеристик механічних властивостей матеріалів трубопроводів АЕС методом інструментованого індентування.....	60
<i>Карпович А.В.</i>	
Обґрунтування ефективності використання ГЦН при аваріях з виникненням парової подушки в РУ блоку №2.....	61
<i>Лелеко Ю.Я., Ганн В.В.</i>	
Критические размеры стоячих волн ядерного горения.....	62
<i>Тараторкіна Ю.В.</i>	
Інформаційно-просвітницька діяльність хмельницької АЕС як складова формування екологічної культури молоді.....	63
<i>Філон В.В.</i>	
Аналіз порушень у роботі АЕС України через дефекти цифрових інформаційних та керуючих систем.....	64
<i>Червоненко І. І.</i>	
Особливості впровадження режиму нормованого первинного регулювання частоти на енергоблоках АЕС України.....	65
<i>Levchenko V.V., Bikovsky Yu.M., Derevyanko O.V., Pogosov A.Yu.</i>	
Issues of using digital controls temperature fields of nuclear power equipment at nuclear power plants.....	66

Купріяничук С.В.

Моделювання характеристик ядерних матеріалів об'єкту «Укриття» для створення прототипу контейнера.....68

Чжоу Сяолун, Кравченко В.П., Парфьонова С.Ф.

Методика і результати теплового розрахунку прямого парогенератора для АЕС малої потужності.....69

Задвернюк Г.П., Ремез С.В.

Сорбційні матеріали на основі бентонітових глин для безпечного поводження з радіоактивними відходами.....70

Кутний Д.В., Ванжа С.А., Медведев А.В., Белкин Ф.В., Бурдейный Д.Д., Зима Г.В.

Аналитические возможности ядерно-криминалистической лаборатории в ННЦ ХФТИ.....71

Клименко И.О., Белоус В.А., Куприн А.С., Коваленко В.И., Леонов С.А., Маринин В.Г., Овчаренко В.Д., Решетняк Е.Н., Ростова А.Ю., Толмачева Г.Н.

Влияние предварительной ионно-плазменной обработки на кавитационную стойкость сплава ВТ-6 с вакуумно-дуговыми покрытиями.....71

Редкіна А.П., Черняєва Т.П., Грицина В.М., Красноруцький В.С., Петельгузов І.А., Слабоспицькая Е.А.

Дослідження переорієнтації гідридів в оболонках (Zr-1% Nb) макетів ТВЕЛ під внутрішнім тиском при випробуванні, що імітує перевантаження ВЯП і аварії з граничним нагріванням оболонок до 410 °С.....72

Redondo J. M.

Modelling geophysical flows as a part of analysis accidents on nuclear power plants.....73

Кравченко В.П., Латій О.Ю.

Перевірка міцності колекторів теплоносія парогенератру ПГВ-1000 при різних режимах роботи енергоблоку.....74

ВЛИЯНИЕ ЭЛЕКТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА ИЗБЫТОЧНУЮ ПРОВОДИМОСТЬ ОПТИМАЛЬНО ДОПИРОВАННЫХ МОНОКРИСТАЛЛОВ $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-\delta}$

Азаренков Н.А.¹, Воеводин В.Н.^{1,3}, Вовк Р.В.¹, Камчатная С.Н.², Хаджай Г.Я.¹

¹Харьковский национальный университет им. В.Н.Каразина, Харьков, Украина,

e-mail: rvovk2017@gmail.com

²Украинский государственный университет железнодорожного транспорта, Харьков, Украина

³Институт физики твердого тела, материаловедения и технологий ННЦ ХФТИ НАН Украины, Харьков, Украина

Несмотря на большое число работ и новые исследования влияния внешних воздействий на флуктуационную проводимость и псевдощель в ВТСП, в литературе практически отсутствуют работы по изучению влияния облучения.

В настоящей работе были проведены исследования влияния облучения электронами на избыточную проводимость и 2D-3D кроссовер известного сверхпроводника $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-\delta}$. Выбор последнего в качестве объекта исследования был обусловлен его высокой критической температурой $T_c \approx 90$ К и оптимальными электротранспортными характеристиками [1].

Монокристаллы $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-\delta}$ выращивали по раствор-расплавной методике в золотом тигле [2]. Облучение электронами с энергиями 0,5...2,5 МэВ проводили при температурах $T < 10$ К. Дозе облучения $\Phi = 10^{18}$ 1/см² электронами с энергией 2,5 МэВ соответствует усредненная по всем подрешеткам концентрация дефектов 10^{-4} смещ./ат. [3].

Полученные температурные зависимости удельного электросопротивления в ab -плоскости $\rho_{ab}(T)$ кристалла $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-\delta}$ до и после облучения показывают, что радиационное воздействие приводит к аномально сильному подавлению сверхпроводимости. Избыточная проводимость $\Delta\sigma(T)$ монокристаллов $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-\delta}$ до и после облучения электронами в широком интервале температур $T_1 < T < T^*$ подчиняется экспоненциальной температурной зависимости. При этом описание избыточной проводимости посредством соотношения $\Delta\sigma \sim (1-T/T^*)\exp(\Delta^*_{ab}/T)$ может быть интерпретировано в терминах теории среднего поля, где T^* представлена, как среднеполевая температура сверхпроводящего перехода, а температурная зависимость псевдощели удовлетворительно описывается в рамках теории кроссовера БКШ-БЭК. Облучение монокристалла $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-\delta}$ электронами приводит к эффекту расширения температурного интервала реализации ПШ-режима, тем самым, сужая область линейной зависимости $\rho(T)$ в ab -плоскости. При этом длина когерентности возрастает почти в полтора раза и существенно смещается по температуре точка 2D-3D кроссовера.

Список литературы:

1. M. K. Wu, J. R. Ashburn, C. J. Torng, P. H. Hor, R. L. Meng, L. Gao, Z. J. Huang, Y. Q. Wang, and C. W. Chu / Phys. Rev. Lett. 58 (9) p.p. 908–910 (1987).
2. R. V. Vovk, N. R. Vovk, O. V. Dobrovolskiy / [Journal of Low Temperature Physics](#) (2014) PP. 1 - 17 DOI 10.1007/s10909-014-1121-9.
3. A.V. Bondarenko, A.A. Prodan, Yu.T. Petrusenko, V.N. Borisenko, F. Dworschak, and U. Dedek. // Phys. Rev. 2001, v. B64, 092513.

СТРУКТУРА И ЗАЩИТНЫЕ СВОЙСТВА ПОКРЫТИЙ НА ОСНОВЕ FeCrAl и X18H10T

Белоус В.А., Бортницкая М.А., Василенко Р.Л., Воеводин В.Н., Клименко И.О., Коваленко В.И., Колодий И.В., Куприн А.С., Маринин В.Г., Овчаренко В.Д., Тихоновский М.А.

Национальный Научный Центр “Харьковский физико-технический институт”, Харьков, Украина, e-mail: SquirellS06@gmail.com

Циркониевые сплавы с покрытиями на основе FeCrAl для оболочек тепловыделяющих элементов легководных ядерных реакторов рассматриваются в рамках концепции ATFС с целью повышения устойчивости топлива к возможным авариям с потерей теплоносителя [1-3]. Защитные свойства и структура данных покрытий сильно зависят от их состава и способа осаждения [1-2].

Целью настоящей работы являлось исследование влияние состава катода (сплав типа FeCrAl марки X23Ю5Т и нержавеющая сталь X18H10Т) и реакционной атмосферы на структуру и защитные свойства вакуумно-дуговых покрытий. Покрытия, толщиной $\sim 20 \pm 2$ мкм, осаждали в вакуумной камере при давлении остаточных газов $\sim 2 \cdot 10^{-3}$ Па, а азота или кислорода при $P = 0,05$ Па на фрагменты твэльных трубок из сплава Zr1Nb. Морфологию поверхности, состав и структуру покрытий исследовали методами электронной микроскопии и рентгеноструктурного анализа. Микротвёрдость покрытий измеряли на приборе ПМТ-3. Кавитационные и абразивные испытания проведены на стендах, разработанных в ННЦ-ХФТИ. Коррозионные исследования в 3 % водном растворе NaCl выполняли на потенциостате ПИ-50-1. Стойкость к высокотемпературному окислению исследовали путём отжига фрагментов твэльных трубок с покрытиями в печи на воздухе при температуре $T=1100$ °С в течение 1 часа. После окисления образцы взвешивались на лабораторных весах ВЛР-20 с точностью $\pm 0,015$ мг.

Проведенные исследования показали, что покрытия, осаждённые в вакууме из катода FeCrAl однофазные (ОЦК фаза), а из катода X18H10Т трёхфазные (феррит Fe- α , аустенит Fe- γ и (Cr,Fe)- σ). Наличие реакционного газа азота приводит к формированию двух ОЦК фаз в покрытиях FeCrAl и трёх фаз Fe- α , Fe₄N, (Cr,Fe)- σ в покрытиях из X18H10Т. Осаждение в среде кислорода изменяет фазовый состав покрытий X18H10Т на двухфазный (феррит Fe- α и аустенит Fe- γ). Наилучшим комплексом защитных свойств обладают покрытия, осаждённые в вакууме из катода X18H10Т.

Список литературы:

1. X. Han, Y. Wang, S. Peng, H. Zhang. Oxidation behavior of FeCrAl coated Zry-4 under high temperature steam environment // Corrosion Science, 2019, 149, p. 45–53.
2. J.G. Gigax, M. Kennas, H. Kim, B.R. Maier, H. Yeom, G.O. Johnson, K. Sridharan, L. Shao. Interface reactions and mechanical properties of FeCrAl-coated Zircaloy-4 // Journal of Nuclear Materials, 2019, 519, p. 57-63.
3. D. Park, P.A. Mouche, W. Zhong, K.K. Mandapaka, G.S. Was, B.J. Heuser. TEM/STEM study of Zircaloy-2 with protective FeAl(Cr) layers under simulated BWR environment and high-temperature steam exposure // Journal of Nuclear Materials, 2018, 502, p. 95-105.

ADSORPTION OF RADIOACTIVE IONS ON CARBONACEOUS SORBENTS OBTAINED FROM CELLULOSE-CONTAINING SECONDARY RAW MATERIAL

Marsagishvili T., Tatishvili G., Ananiashvili N., Giorgadze N., Tskhakaia E., Gachechiladze M., Metreveli J., Machavariani M.

Iv. Javakhishvili Tbilisi State University, R. Agladze Institute of Inorganic Chemistry and Electrochemistry, Tbilisi, Georgia, e-mail: tati@iice.ge

Nuclear energy today provides the energy needs of mankind in huge quantities and in the near future, it cannot be abandoned, in spite of the big problems with waste. An important issue remains the purification of contaminated waters from radionuclides. There are many ways to purify contaminated water, but the search for cheap sorbents that can provide a solution of the environmental problems of nuclear energy is still relevant.

A problem of purification of drinking and waste waters is connected with their composition. In spite of the existence of general theoretical works in each particular instance, it is necessary to select specific sorbent [1-5]. Various sorbents were obtained from cellulose-contained waste by the help of worked out original technology.

The sorption of Cd and Co (II) ions from an aqueous solution on carbon sorbents, obtained from waste based on cellulose-containing materials, was studied. Particularly, among studied carbons (hazelnut shell, walnut shell, (fraction size - 40 microns)) material obtained from walnut shell shows the best adsorptive properties. The possibility of their use for the purification of drinking and waste waters contaminated with Cd and Co ions is established. The maximum amounts of Cd and Co ions (C, mg/g), that can be bound by 1 g. of hazelnut shell and walnut shell sorbents and average distances between ions (R, nm), are shown in Table1.

Table 1

Metal	Walnut shell		Hazelnut shell	
	C, mg/g	R, nm	C, mg/g	R, nm
Co ⁺⁺	9.5	2.25	6.5	3.10
Cd ⁺⁺	27.0	1.85	19.5	2.47

Amounts of Cd and Co ions, C, and Average distances between ions, R

References:

1. D. Moore, S. Ramamurti. *Heavy metals in natural waters*. M.: Mir, 1987, p. 286.
2. T.A. Marsagishvili, S.A. Kirillov, M.N. Machavariani. Some aspects of physical and chemical adsorption on surface of amorphous solid. Abstr. conf.: Combined and Hybrid adsorbents: Fundamentals and Applications. Kiev, Puscha-Voditsa, Ukraine 15-17 Sept. 2005, p. 17.
3. T.A. Marsagishvili, S.A. Kirillov, M.N. Machavariani, N.SH. Ananiashvili, et al. Amorphous oxides of manganese as new sorbents of strontium ions // *Chemistry and Ecology*. 2007, (23). №1, p. 87-91.
4. K. Romanenko, N. Bogdanovich et al. Obtaining of activated carbons by pyrolysis hydrolytic lignin // *Forestry Journal*, №4, p.162.
5. T.A. Marsagishvili, N.Sh. Ananiashvili, J. Metreveli, M. Kikabidze-Gachechiladze, M.N. Machavariani, G. Tatishvili, E. Tskhakaya and R. Khositashvili. Applications of Georgian zeolites for the extraction of useful components from natural and waste waters // *Eur. Chem. Bull.*, 2014, (3). №1, p. 102-103.

МЕТОДИ ТА ПРОГРАМНЕ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ ДЛЯ РОЗРАХУНКОВОГО АНАЛІЗУ ДЕФОРМУВАННЯ ТА МІЦНОСТІ ВНУТРІШНЬОКОРПУСНИХ ПРИСТРОЇВ АЕС

Бреславський Д.В.

*Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», Харків, Україна,
e-mail: brdm@kpi.kharkov.ua*

Доповідь присвячено викладенню основних результатів, отриманих при розробці методів та програм для чисельного моделювання процесів деформування та накопичення пошкоджень в конструктивних елементах внутрішньокорпусних пристроїв атомних електростанцій (АЕС). Надано загальну тривимірну математичну постановку задачі довготривалого деформування твердого деформівного тіла. Використано гіпотезу щодо адитивності різних типів деформацій, що виникають під час функціонування, враховано пружні, термпружні деформації, деформації теплової й радіаційної повзучості, радіаційного розпухання. Накопичення пошкоджуваності в матеріалі описується за допомогою кінетичного рівняння для скалярного параметру пошкоджуваності Качанова-Работнова.

Враховується дія температурно-силових полів, які можуть періодично змінюватись за часом. Для цього для перетворення основної системи диференціальних рівнянь, що описують рух матеріальної точки, та рівнянь стану, застосовується метод багатьох масштабів з подальшим осередненням отриманих рівнянь на періодах змінювання зовнішнього навантаження [1]. Отримана система диференціальних рівнянь описує рух системи у масштабі повільного часу (довготривале деформування при повзучості) з новими, осередненими рівняннями стану, в яких враховуються дані щодо руху у масштабі швидкого часу (у циклі навантаження чи нагрівання-охолодження).

Розв'язання отриманої системи рівнянь виконується чисельно методом скінченних елементів (МСЕ) спільно з різницевиими методами інтегрування за часом. До моделювання залучено три типи елементів – двовимірний трикутник, восьмивузловий паралелепіпед та елемент конічної оболонки обертання, які використовуються для розв'язання плоских, тривимірних задач та задач теорії оболонок відповідно. Розроблені методи та алгоритми реалізовано у вигляді трьох програмних комплексів [2].

Створене програмне забезпечення застосовано до оцінювання деформування та міцності елементів внутрішньокорпусних пристроїв АЕС. Розглянуто труби, твели та вигородку реактору. Як приклади, у доповіді наведено результати розв'язання задач довготривалого деформування твелу, що навантажений змінним тиском, який виникає внаслідок пульсації температури теплоносія, та задачу радіаційної повзучості вигородки реактору у спрощеній, двовимірній постановці. Наведено поля переміщень, напружень та параметру пошкоджуваності для різних моментів часу. Аналізуються можливості виникнення критичних деформацій у конструктивних елементах, що розглянуто.

Список літератури:

1. D.V. Breslavsky, O. Morachkovsky, O. Tatarinova. Creep and damage in shells of revolution under cyclic loading and heating // International Journal of Nonlinear Mechanics. № 66, 2014. – P.87-95.
2. Д.В. Бреславський, Ю.М. Коритко, О.А. Татарінова. Проектування та розробка скінченноелементного програмного забезпечення. – Харків: Підручник НТУ «ХПІ».- 2017. – 232 с.

ЗОННА ПЛАВКА ЙОДІДНОГО ЦИРКОНІЮ

Стаднік Ю.С., Кожевніков О.Є., Пилипенко М.М., Танцюра І.Г.

Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут», Харків, Україна,
e-mail: stadnikys@gmail.com

В якості базових матеріалів для активних зон ядерних реакторів використовуються сплави на основі цирконію (Zr), що мають оптимальне поєднання ядерних, корозійних, механічних, теплових та інших фізико-хімічних характеристик. Підвищений інтерес до вивчення механічних властивостей цирконію обумовлено зростаючими вимогами до безпеки і надійності експлуатації реакторів АЕС та необхідністю збільшення їх терміну служби. Структура та механічні властивості цирконію в значній мірі залежать від вмісту домішок і виду механіко-термічної обробки. Домішки (О, С, Са, Mg, Si, Р, К, Cl, Ni, Н та ін.) в цирконії та його сплавах, навіть у невеликій кількості, мають негативний вплив на структуру і властивості. Це може призводити до зміни механічних та корозійних властивостей матеріалів, до модифікації режимів деформації та термообробки.

У доповіді представлено матеріали щодо вдосконалення методів отримання високочистих зразків цирконію та матеріалів з малими кількостями домішок. В якості вихідного матеріалу використовувався йодідний цирконій промислового виробництва. Для отримання високочистих зразків застосовувався метод вертикальної безтигельної зонної плавки з електронно-променевим нагрівом у вакуумі. Рафінування металу проходило в результаті: високотемпературного прогрівання зразка; зонної плавки зі змінною швидкістю від 16 до 1 мм/хв, при якій відбувався зонний перерозподіл домішок; випаровування металевих та газових домішок при електронно-променевій плавці.

Вакуумні умови варіювалися в межах від $1 \cdot 10^{-1}$ до $1 \cdot 10^{-4}$ Па. На заключному етапі застосовувалося високотемпературне термоцикування (нагрів та охолодження злитка в області температури фазового перетворення).

Зонна плавка з високою швидкістю (16 або 8 мм/хв) дозволила отримати зразки зі зниженою концентрацією легколетючих металевих домішок та газоутворюючих домішок (вміст St знизився в 700, Cu – 95, Al – 20, Si – 3, Са – 2, Mn – 2 рази). В результаті плавок з малою швидкістю (4, 2 і 1 мм/хв) проходило очищення від тугоплавких металевих домішок при зонній перекристалізації зі зміщенням їх в кінцеву частину зливка. Також спостерігався перерозподіл карбідів і оксидів металів. У вирізаних зразках було виявлено зниження концентрації Hf в 1,44, Fe – 11,3, Ni – 2, О – 2,7, С – 1,7 разів. Чистота високочистих зразків характеризувалася значенням 99,87 мас.% за вмістом цирконію. На всіх етапах проводилося металографічне дослідження (рис. 1), вивчалася зміна мікротвердості.

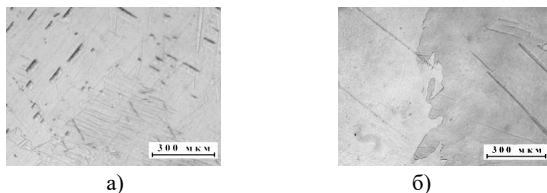


Рис. 1. Мікроструктура зразків вихідного йодідного (а) та зонноплавленого (б) цирконію

Для вихідного йодідного цирконію значення дорівнювало $H_H = 980 \dots 1110$ МПа, для зразка після зонної плавки $H_H = 930 \dots 980$ МПа.

О МЕХАНИЗМАХ И СХЕМАХ ФОРМИРОВАНИЯ ТЕКСТУРЫ ДЕФОРМАЦИИ СПЛАВА Zr-2,5%Nb

Юркова Т.С., Грицина В.М., Малыхин Д.Г., Ковтун К.В., Черняева Т.П., Ковтун Г.П.,
Воеводин В.Н.

Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт», г. Харьков,
Украина, e-mail: tpotina@kipt.kharkov.ua

На основании рентгеновских исследований текстуры прокатки гафния, циркония и сплавов Zr-2.5%Nb и Zr-1%Nb выявлены общие закономерности изменений текстурного параметра Кернса (f) пластин со степенью их деформации. Для пластин из сплавов циркония, изготовленных из фрагментов труб ТВС, учитывалась неоднородность деформации, обусловленная процессом изготовления исходных пластин. При исходных значениях f меньше 0,7 отмечена стадия стремительного роста текстурного параметра с деформацией пластин циркония и его сплавов – с дальнейшим переходом в стадию умеренных изменений [1].

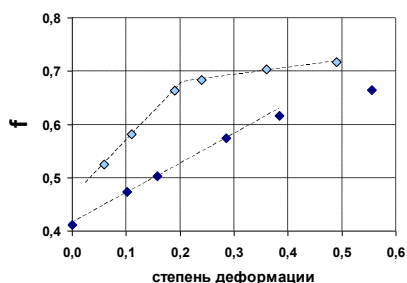


Рис. 1. Изменение текстурного параметра со степенью деформации сплава Zr-2,5%Nb

и формировании текстурного дублета на последующей стадии деформации сплава ведущую роль играет двойникование с последовательностью двойниковых систем $\{11\bar{2}2\}[\bar{1}\bar{1}23]$ и $\{10\bar{1}2\}[\bar{1}011]$ – и с участием системы $\{11\bar{2}1\}[\bar{1}\bar{1}26]$.

Отмечено, что темпы текстурных изменений при поперечной прокатке пластин сплава Zr-2.5%Nb в два раза выше, чем при продольной прокатке. Приведена геометрическая схема таких изменений.

Список литературы:

1. V. Grytsyna, D. Malykhin, T. Yurkova et al. Regularities of changes in Kearns texture coefficient at cold rolling of Zr-2.5%Nb alloy // East-European Journal of Physics. 2019, N 2, pp. 39-45.
2. R. J. McCabe, J. Proust, E. K. Cerreta, A. Misra, Quantitative analysis of deformation twinning in zirconium // Int. J. of Plast. 2009, V. 25(3), pp. 454 – 472.
3. B-F. Luan, Q. Ye, J-W. Chen, H-B. Yu, D-L. Zhou, Y-Ch. Xin, Deformation twinning and textural evolution of pure zirconium during rolling at low temperature // Trans. Nonferr. Met. Soc. China. 2013, V. 23(10), pp. 2890-2895.

THE INFLUENCE OF Cr ADDITIVES ON CORROSION RESISTANCE OF SiC-BASED CERAMICS IN HYDROTHERMAL CONDITIONS

Lobach K.V.¹, Zuyok V.A.¹, Chunyayev O.M.²

¹National Science Center Kharkov Institute of Physics and Technology 1, Akademicheskaya str., 61108, Kharkiv, Ukraine, e-mail: lobach0709@gmail.com

²National Technical University "Kharkiv Polytechnic Institute" 2, Kyrpychova str., 61002, Kharkiv, Ukraine

One of the directions to increase the accident tolerance of nuclear fuel cladding in light water reactors (LWRs) within the concept of tolerant fuel development – Accident Tolerant Fuel (ATF) is the adoption of a SiC-based ceramics materials. This materials are characterized by such attractive properties as radiation resistance, high temperature chemical resistance and mechanical strength. Investigation of corrosion resistance of SiC-composites in hydrothermal and high temperature steam conditions which are close to normal and accident operating conditions of the reactor, respectively, were carried out recently. The results showed that SiC-based ceramics has sufficient corrosion resistance in high temperature steam conditions. However, it was found that SiC-based ceramics dissolve in high-temperature water, i.e in normal reactors operation conditions. In view of this fact, it is very important to study the possibility of increasing the corrosion resistance of SiC-based ceramics and composites in normal operating conditions of PWR reactors by optimizing manufacturing technology, in particular addition of alloying elements or using of anti-corrosion coatings, or both methods combination. According to modern publications, the best results corrosion tests were obtained for the Cr-based coatings. This element is used in the development of metal alloys based on FeCrAl and Mo/FeCrAl, which exhibit high corrosion resistance. Besides, Cr is used for improving the corrosion resistance of steels, e.g. addition of no less than 12% Cr into the alloy drastically increases the corrosion resistance (stainless steel). Taking into in account this aspect Cr was chosen in as the main anticorrosion alloying additive.

The SiC samples with / without Cr additives were produced using High-Speed Hot Pressing Method (HSHP) in a graphite die in vacuum. Corrosion tests of SiC samples were carry out at temperature 350 °C and a pressure 16.8 MPa during 1000 hours in the aqueous environment used in PWR coolant. The analysis of physical and mechanical characteristics of SiC-based ceramics before / after tests were performed using XRD, SEM, EDX and determining the microhardness. The results demonstrate the influence of Cr additions on the corrosion resistance of SiC-based ceramics. Kinetic curves of mass change of SiC ceramics with / without Cr additives during corrosion tests were obtained. SiC samples with Cr additives demonstrate the best corrosion resistance. The mass increase of SiC samples with Cr additives for the first 100 hours tests is shown, which was not observed previously in SiC. This demonstrates that the addition of even a small amount of Cr (0.5% wt) leads to the formation of corrosion-resistant products (Cr_2O_3 , and Cr_xC_y) and has a significant effect on the passivation ability of SiO_2 films.

The obtained results showed that anti-corrosion alloying of SiC-based ceramics leads to increasing the corrosion resistance in high-temperature water conditions, that will allow to use this composite for the manufacture of fuel claddings.

ПОВЗУЧИСТЬ ТА РАДІАЦІЙНЕ РОЗПУХАННЯ ТРІЙНИКОВОГО З'ЄДНАННЯ ТРУБ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРУ

Пашенко С.О.

Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», Харків, Україна,
e-mail: sergeypashchenkospu@gmail.com

Роботу присвячено розв'язанню задачі повзучості та радіаційного розпухання трійникового з'єднання трубопроводу системи охолодження ядерного реактору. До чисельного моделювання залучено розроблений скінченноелементний програмний комплекс для розв'язання тривимірних задач повзучості, що супроводжується накопиченням пошкоджень, та задач нестационарної теплопровідності. Залучено можливості врахування деформацій пружності, термопружності, повзучості та радіаційного розпухання.

Розглянуто трійникове прямокутне з'єднання трубопроводу товщиною 100 мм, температура внутрішньої стінки 750 К, зовнішньої 740 К. До розрахунків залучено експериментальні дані з фізико-механічних властивостей сталі та констант до рівнянь повзучості й радіаційного розпухання, отримані в ННЦ «ХФТІ» НАН України. Функцію швидкості інтегрального потоку задано у вигляді:

$$S(t) = A_s \cdot \beta_s \cdot \left(\alpha_s \cdot \frac{d\Phi_s}{dt} \right)^{\beta_s} \cdot t^{(\beta_s-1)} \cdot e^{\left(\frac{0,0235T - 8,35}{T-630} - \frac{1782}{980-T} \right)}, \text{ де } A_s, \beta_s, \alpha_s - \text{константи, що визначені}$$

для даного матеріалу для заданого діапазону температур, $A_s = 5.33 \cdot 10^{-9}$, $\beta_s = 0.19 + 1.63 \cdot 10^{-3} \cdot T$, $\alpha_s = 2.247 \cdot 10^{-22}$, Φ_s - швидкість нейтронного потоку, що визначає інтенсивність впливу радіаційного опромінювання, $\Phi_s = 15.012 \cdot 10^{22} \text{ нейтрон/м}^2 \cdot \text{год}$. Для визначення внеску різних факторів у загальну картину деформування послідовно розв'язано такі задачі: 1) повзучості під дією внутрішнього тиску; 2) повзучості при дії тільки температурних деформацій; 3) радіаційного розпухання; 4) комплексної дії повзучості та радіаційного розпухання. Час розрахунку 10000 год. Результати наведено для 4-ї задачі, що описує реальні умови роботи. На рис. 1 надано розподіл інтенсивності напружень при $p_{in} = 70 \text{ МПа}$. На рис.2 надано графік змінювання у часі інтенсивності напружень (внутрішній тиск $p_{in} = 120 \text{ МПа}$) у стикі труб. Тут позначено: крива 1 – розв'язок 1-ї задачі повзучості при дії внутрішнього тиску, крива 2 – розв'язок комплексної 4-ї задачі радіаційного розпухання та повзучості. З даних розрахунку видно, що повзучість істотно уповільнює темп зростання напружень у зоні їхньої концентрації.

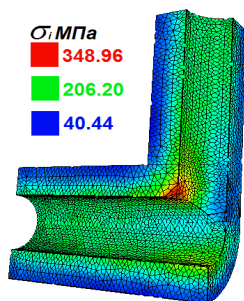


Рис. 1. Розподіл інтенсивності напружень, $t=10000 \text{ год}$

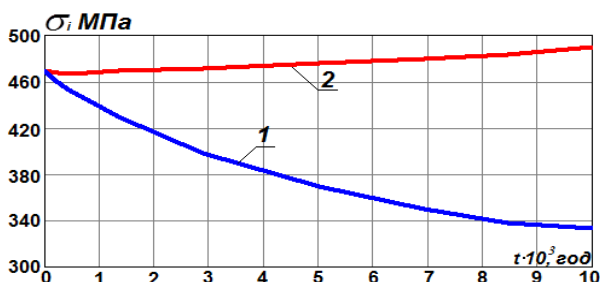


Рис. 2. Змінювання у часі інтенсивності напружень

РОЗРАХУНКОВИЙ АНАЛІЗ РОЗПОВСЮДЖЕННЯ ТРІЩИН В ТВЕЛАХ АЕС

Сенько А.В.

Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», Харків, Україна,
e-mail: alenakozlyk@gmail.com

Доповідь присвячено опису методу розрахункового аналізу повзучості та руйнування конструктивних елементів атомних електростанцій (АЕС), в тому числі й внутрішньокорпусних пристроїв. Метод оснований на розв'язанні системи диференційних рівнянь повзучості, що супроводжується пошкоджуваністю, при двовимірному напруженому стані, методом скінченних елементів (МСЕ) у сполученні з методом прогнозу-корекції для інтегрування за часом. Застосовано програмний комплекс двовимірного аналізу *FEM Creep* [1], в якому використовується трикутний скінченний елемент. Зростання пошкоджуваності у кожному елементі моделюється з використанням кінетичного рівняння Качанова-Работнова для скалярного параметру пошкоджуваності. Після досягнення цим параметром свого критичного значення, тобто закінчення у ньому прихованого руйнування, у відповідному місці конструктивного елементу виникає макроскопічний дефект (тріщина). Далі розповсюдження тріщини моделюється шляхом створення нової розрахункової схеми з виключеним елементом чи групою елементів, а надбані до цього моменту значення компонентів напружено-деформованого стану та параметрів пошкоджуваності в незруйнованих елементах розглядаються як початкові умови для нового етапу розв'язання початково-крайової задачі. Алгоритм методу працює до моменту розподілу конструктивного елементу на окремі частини чи досягнення тріщиною заданої критичної довжини.

Отримані результати чисельного моделювання металевих зразків з надрізами, порівняння чисельних та експериментальних даних з задовільним ступенем їхньої відповідності дозволили перейти до розв'язання практичних задач. Розглянуто задачу розповсюдження тріщини у матеріалі паливного елемента внаслідок руйнування оболонки твела (рис.1) з використанням скінченноелементної моделі перерізу твела (рис.2). Обговорюються отримані результати у вигляді розподілів напружень та параметру пошкоджуваності по перерізу та поточних форм руху макродефекту.

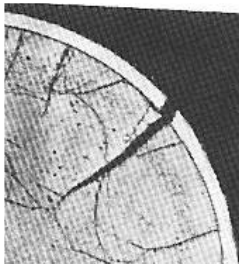


Рис. 1 Руйнування твела внаслідок тріщини в оболонці [2]

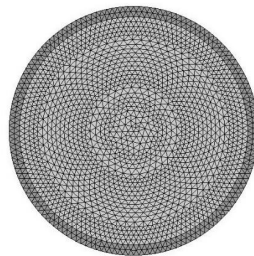


Рис.2 Розрахункова схема для моделювання руйнування твела

Список літератури:

1. Д.В. Бреславський, Ю.М. Коритко, О.А. Татарінова. Проектування та розробка скінченноелементного програмного забезпечення. – Харків: Підручник НТУ «ХПІ».– 2017. – 232 с.
2. Frost, B.R.T. Nuclear Fuel Elements. Oxford: Pergamon Press, 1982. –275 p.

INFLUENCE OF IRRADIATION ON THE SPECTROSCOPIC PROPERTIES OF OPTICAL SPINEL CERAMICS

Gritsyna V.T.¹, Kvatchadze V.G.², Kazarinov Yu.G.^{1,3}, Abramishvili M.G.², Gokov S.P.³, Dekanozishvili G.G.², Galustashvili M.V.², Tavkhelidze V.M.²

¹*V.N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine*

²*Andronikashvili Institute of Physics, Tbilisi, Georgia*

³*NSC Kharkiv Institute of Physics and Technology, Kharkiv, Ukraine,*

e-mail: yu.kazarinov@karazin.ua

Magnesium aluminates spinel (MgAl_2O_4) crystals are the chemically inert, thermally stable and radiation resistant material with unique optical, mechanical, and thermal properties. Recently there was developed technology for fabrication of optically transparent spinel ceramics using a hot press, called sintering process which allows to get samples of large size and different shape. It is considered for application as optical windows of armor quality and insulators in radiation fields.

Spinel ceramics was irradiated with X-rays of the copper tube emission, γ -rays of the ^{60}Co source up to dose $5 \cdot 10^6$ rad, electrons from linear accelerator up to fluence of $2.4 \cdot 10^{16}$ el/cm² and reactor neutrons $2 \cdot 10^{16}$ n/cm². The absorption spectra of irradiated and annealed to different temperatures or optically bleached samples were measured using spectrophotometers in the wavelength of 200-1000 nm.

It was revealed that under all types of irradiation the adsorption increases predominantly in visible range 300-600 nm. In this range there were detected two bands at 335 and 400 nm which were identified with hole centers at anti-site defects and cationic vacancies, respectively. After the irradiation with high energy electrons or neutrons there appear absorption bands in the UV-range at 235 nm and 260 nm, that related to F-type electron centers at anionic vacancies created by irradiation [1, 2].

The efficiency of the optical centers formation by different types of irradiation in the cationic and anionic sublattices was determined. The annealing of the irradiated samples leads to reduction of absorption in different degree in visible and UV range of spectra. The bands in visible range were effectively annealed at the temperature about 350°C. Radiation induced bands in UV-range mostly annealed at the same temperature except of 260 nm UV-band after neutron irradiation that was annealed after 600°C. We also presented results on the optical bleaching of irradiated samples using LED laser violet emission.

The results of comparative investigations of the influence of different types of irradiation on the spectroscopic properties of spinel ceramics show different behavior of radiation induced optical centers at the thermal annealing, therefore, some conditions for prevention for optical centers formation in radiation field in spinel ceramics will be discussed.

References:

1. Yu.G. Kazarinov et al. Spectroscopic studies of defects in gamma- and neutron-irradiated magnesium aluminates spinel ceramics // Problems of Atomic Science and Technology. Series: Physics of Radiation Effects and Radiation Material Science (111). 2017, no. 5, p. 8-13.
2. Lushchik et al. Creation and thermal annealing of structural defects in neutron-irradiated MgAl_2O_4 single crystals // Nucl. Instrum. Methods B, 2018, vol. 435, p. 31-37.

ДОСЛІДЖЕННЯ ВПЛИВУ ВІТРОВОГО ПОТОКУ НА ТЕПЛОВИЙ СТАН ВЕНТИЛЬОВАНИХ КОНТЕЙНЕРІВ ІЗ ВІДПРАЦЬОВАНИМ ЯДЕРНИМ ПАЛИВОМ

Дудкін В.В.^{1,2}, Альохіна С.В.^{1,2}

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

²Інститут проблем машинобудування ім. А.М. Підгорного НАН України, Харків, Україна,

e-mail: alyokhina@karazin.ua

Сухе зберігання відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) на території України сьогодні здійснюється лише на найбільшій АЕС – Запорізькій. Пристанційне сухе сховище відпрацьованого ядерного палива (ССВЯП) Запорізької АЕС розраховане на зберігання більш ніж 9 тисяч відпрацьованих паливних збірок реакторів ВВЕР-1000 та передбачає експлуатацію близько 50 років. Безпека його експлуатації, окрім заходів з ядерної та радіаційної безпеки, включає також дотримання теплових режимів зберігання ВЯП протягом усього терміну функціонування ССВЯП, що потребує постійного наукового супроводу.

Очевидно, що на тепловий стан відпрацьованого ядерного палива впливають ряд параметрів. Вітер є найбільш впливовим чинником при формуванні температурних полів контейнерів та ВЯП, що зберігається в них, вентиляційного повітря всередині контейнера та атмосферного повітря на території майданчика сховища [1].

У роботі із частковим застосуванням багаторівневої методології визначення теплового стану ВЯП [3] було проведено ряд досліджень щодо визначення рівня максимальної температури у вентильованому контейнері зберігання відпрацьованого ядерного палива. Розрахунки проводилися для окремо розташованого контейнера в нормальних умовах експлуатації під впливом вітру. Потужність тепловиділення задавалась як максимально припустима для початку сухого зберігання.

Аналіз результатів досліджень дозволив виявити залежності максимальної температури ВЯП у контейнері зберігання від швидкості та напрямку (азимуту) вітру. Найбільші значення температури були досягнуті в умовах, коли натікаючий вітровий потік суттєво перешкоджав виходу вентиляційного повітря із контейнера зберігання. Отримані критеріальні залежності доцільні для використання при проведенні теплового моніторингу вентильованих контейнерів зберігання ВЯП для перевірки результатів температурних вимірів.

У роботі результати отримані для вентильованих контейнерів зберігання ВЯП, що експлуатуються на Запорізькій АЕС, для інших вентильованих контейнерів необхідно проводити додаткові дослідження.

Список літератури:

1. Алёхина С.В. Тепловое состояние вентилируемого контейнера хранения отработавшего ядерного топлива в условиях натекания внешнего воздушного потока / С.В. Алёхина, В.Н. Голощапов, А.О. Костиков, Ю.М. Мацевитый // Ядерная физика та энергетика – 2009, т. 10, №2 – С. 171-177
2. Alyokhina S. Safety Issues Of The Dry Storage Of The Spent Nuclear Fuel / S. Alyokhina, A. Kostikov, S. Kruhllov // Problems Of Atomic Science And Technology (PAST). – 2017. – 2(108). P. 70-74
3. Alyokhina S. Simulation of thermal state of containers with spent nuclear fuel: multistage approach / S. Alyokhina, V. Goloshchapov, A. Kostikov, Yu. Matsevitzy // International Journal of Energy Research. – 2015. – V. 39, Iss. 14, Nov. – P. 1917–1924, DOI: [10.1002/er.3387](https://doi.org/10.1002/er.3387)

ТРЕЩИНОСТОЙКОСТЬ СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ СТАЛИ 15Х1М1ФЛ, ВЫПОЛНЕННЫХ БЕЗ ПОДОГРЕВА СПОСОБОМ ПОПЕРЕЧНОЙ ГОРКИ

Ефименко Н.Г., Артемова С.В., Ситников П.А., Крахмалев А.В.

НТУ «ХПИ», Харьков, Украина, e-mail: pavel.welder@ukr.net

Основной трудностью при сварке низколегированных теплоустойчивых сталей, используемых для изготовления корпусных деталей турбин, является предупреждение образования холодных трещин на участке закалки в зоне термического влияния (ЗТВ). Важным параметром, наряду с пластичностью и прочностью, является сопротивление разрушению (трещиностойкость), характеризующая способность металла противостоять распространению трещины.

Основным способом повышения трещиностойкости металла этой зоны в настоящее время является применение предварительного или предварительного и сопутствующего подогрева конструкции до температуры 300 – 400 °С, что значительно усложняет производство. Актуальной проблемой является поиск технологий, которые позволяют производить сварку закаливающихся низкоуглеродистых сталей без подогрева и последующей термообработки при сохранении прочностных и пластических свойств. Одним из способов, который отвечает требуемым условиям, является способ сварки поперечной горкой. Такой способ не «снимает» подогрев, но эта операция осуществляется в процессе сварки в виде автоподогрева.

Целью исследования является определение уровня трещиностойкости при заварке литейных дефектов на корпусах турбин при сварке без подогрева способом поперечной горки.

Сопротивление зон сварного соединения хрупким разрушениям оценивали путем статического изгиба образцов размером 25х45х200 с нанесенной на вибраторе усталостной трещиной. Трещину наносили в исследуемой зоне, предварительно выполнив V-образный надрез. Нагрузку и прогиб образца регистрировали с помощью двухкоординатного самописца. Сопротивление хрупким разрушениям оценивали по критическому значению критерия механики разрушения «J-интеграл» – $J_c = A/F$, где A – работа разрушения, F – площадь «живого» сечения образца. Испытания проводили при температуре + 20 °С.

В качестве металла для образцов применялись литые пластины из стали 15Х1М1ФЛ, термообработанные по режиму: нормализация 970 – 1000 °С, отпуск 720 – 750 °С. Сварку производили электродами ТМЛ – 3 на режимах: ток I = 160 – 170 А, напряжение – $U_d = 26$ В.

Установлено, что наибольшее сопротивление образованию холодным разрушениям имеет металл ЗТВ, а наименьшее основной металл. Металл сварного шва занимает промежуточное значение. Критические значения J_c соответственно равны: для металла ЗТВ – 180 – 190 Н/мм; для металла шва – 100 – 110 Н/мм; для основного металла – 50 – 70 Н/мм.

Анализ структур показал, что при сварке способом поперечной горки в высокотемпературной области ЗТВ образуется структура верхнего бейнита, характеризующаяся повышенной прочностью и достаточно высокой пластичностью. Это обеспечивает в свою очередь высокую трещиностойкость, что и установлено экспериментом. Технология сварки способом поперечной горки при исправлении дефектов на стали 15Х1М1ФЛ позволяет производить процесс сварки без подогрева.

КОМПТОНОВСКИЕ ДЕТЕКТОРЫ НЕЙТРОНОВ:

СРАВНЕНИЕ МАТЕРИАЛОВ ЭМИТТЕРОВ ПО МОДЕЛИ ЯДЕРНЫХ ПРЕВРАЩЕНИЙ

Улыбкин А.Л.¹, Рыбка А.В.¹, Ковтун К.В.², Кутний В.Е.¹, Воеводин В.Н.^{1,3}, Пудов А.О.¹, Ажажа Р.В.¹, Богдан Е.А.¹

¹Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт»

²Научно-технологический центр «Бериллий» НАН Украины

³Харьковский национальный университет им. В.Н. Каразина

61108, Харьков, Украина, e-mail: a.ulybkin@gmail.com

Безопасность и экономичность реакторов – определяющие факторы современной ядерной энергетики, а их требуемый уровень достигается только с применением соответствующих систем управления и защиты. Значимость точного и оперативного контроля энерговыделения особенно важна, когда реактор работает вблизи критических параметров.

Для регулировки поля энерговыделения в активной зоне ВВЭР-1000 в настоящее время используются β -эмиссионные нейтронные детекторы, у которых задержка сигнала и срок службы не согласуются с тенденцией к оптимизации рабочих условий реактора (например, со стремлением повысить уровень выгорания топлива). Именно поэтому для обеспечения необходимых показателей безопасности и экономичности в системе внутриреакторного контроля предлагается использовать безынерционные (комптоновские) детекторы. В качестве нейтронно-чувствительных элементов таких детекторов обычно используются Cd, Co, Eг, Hf, Pt [1, 2], поэтому необходимо определить, какой из металлов на основе заданных критериев наилучшим образом подходит для условий ВВЭР-1000. Подобные исследования обычно проводятся в реальных условиях и являются довольно сложными, дорогими и продолжительными. Однако всё можно реализовать и более простым способом – провести качественное сравнение.

В данной работе с помощью модели ядерных превращений Резерфорда [3] и «решения Бейтмана» [4, 5] проведено сравнение популярных материалов, используемых в роли эмиттеров комптоновских нейтронных детекторов. На основе полученных результатов расчётов (элементный состав; способность поглощать нейтроны; наведённая активность; уровень сигнала), а также стоимости металлов делается вывод о наибольшей перспективности металлического Hf в качестве материала эмиттера безынерционного детектора.

Список литературы:

1. Todt, W. H. Sr, Characteristics of self-powered neutron detectors used in power reactors, in: Proceeding of specialists' meeting «In-core instrumentation and core assessments», Mito-spi, Japan, Oct 14–16, 1996, Publisher: Paris, Nucl. En. Ag., Organization for Economic Co-operation and Development, 1997, 181-190.
2. T.C. Ware, Measurement and Analysis of the resolved Resonance cross Section of Natural Hafnium Isotopes, PhD Thesis, School of Physics and Astronomy College of Engineering and Physical Sciences The University of Birmingham, June 2010.
3. Rutherford, E. (1905). Radio-activity. University Press, p. 331.
4. H. Bateman, The solution of a system of differential equations occurring in theory of radioactive transformations, Proc. Cambridge. Phil. Soc., v. 15 (1908-10) 423-427.
5. A. Ulybkin, A. Rybka, K. Kovtun, V. Kutny, V. Voyevodin, A. Pudov, R. Azhazha. Radiation-induced transformation of Hafnium composition. Nuclear Engineering and Technology. <https://doi.org/10.1016/j.net.2019.06.007>

ОСОБЛИВОСТІ ПОШКОДЖУВАНOSTІ МЕТАЛУ ЗВАРНИХ З'ЄДНАНЬ ПАРОПРОВОДІВ ТРІЩИНАМИ ВТОМИ

Дмитрик В.В., Гаращенко О.С., Сиренко Т.О.

Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», м. Харків,
Україна, e-mail: svarka126@ukr.net

У даній роботі розглянуто особливості пошкоджуваності тріщинами втомленості зварних з'єднань труб зі сталей 15X1M1Ф і 12X1MФ, у яких термін експлуатації вже перевищує 270 000 г.

Метою роботи є уточнення особливостей утворення тріщин втоми в металі зварних з'єднань паропроводів, які тривалий час експлуатуються в умовах повзучості і малоциклової втоми.

Щодо великого ступеню пошкоджуваності металу зварних з'єднань паропроводів обумовлена наявністю значної вихідної структурної, хімічної і механічної неоднорідності, яка в міру напрацювання збільшується і веде до утворення тріщин втоми.

Вважаємо, що окремого розгляду вимагає вплив корозійного середовища, яке надає тріщинам втоми в металі зварних з'єднань розгалужений характер.

Важливо уточнити особливості утворення в зварних з'єднаннях першої стадії зародження тріщин втоми, яка за тривалістю значно перевершує останню стадію їх розвитку. При вивченні особливостей зародження тріщин враховано наявність конструктивних концентраторів напруги. Особливості утворення тріщин втоми суттєво відрізняються від їх розвитку. Наявність відмінностей призводить до нагальної потреби розглядати зародження тріщин втоми в металі зварних з'єднань із залученням теорії фізики металів, а їх розвиток - із залученням механіки руйнування з урахуванням концепції Ірвіна-Оравана.

Утворення тріщин втоми в металі зварних з'єднань в значній мірі залежить від їх структурного стану. Вихідна структура довгочасно експлуатованих в умовах повзучості зварних з'єднань перетворюється в ферит-карбідну суміш. Перетворення прискорюється при наявності в результуючій структурі бракувальних структур. До бракувальної структури відносять: наявність великих феритних зерен, згрупованих в ланцюжки на ділянці сплавлення зони термічного впливу; наявність великих аустенітних зерен на ділянці перегріву; наявність глобуляризованого перліту на ділянці неповної перекристалізації. Структурні перетворення обумовлюють фізико-хімічні процеси: самодифузія хрому і молібдену, яка веде до формування сегрегації і утворення нових карбідів VC і Mo₂C; коагуляція карбідів M₂₃C₆ і M₇C₃ (більшою мірою розташованих по межах зерен α-фази); карбідні твердофазні реакції M₃C → M₇C₃ → M₂₃C₆.

У процесі тривалої напрацювання в структурі зварних з'єднань утворюються стійкі смуги ковзання. Вважаємо, що вивчення особливостей утворення стійких смуг ковзання, як об'ємного фактору, має фундаментальне значення. Зародженню і розвитку тріщин втоми сприяє циклічний характер навантажень зварних з'єднань паропроводів. Зауважимо, що кількість пусків-зупинів енергоблоків ТЕС за останні роки приблизно збільшилася на 30-50% і відповідно прискорило розвиток тріщин втоми.

Список літератури:

1. Дмитрик В.В., Баумер В.Н. Карбидные фазы и повреждаемость сварных соединений при длительной эксплуатации // Металлофизика. Новейшие технологии. 2007. т.29. №7. С.937-948.
2. Глушко А.В., Дмитрик В.В., Сыренко Т.А. Ползучесть сварных соединений паропроводов // Металлофизика. Новейшие технологии. 2018. т.40. №5. С.683-700.

ПОВЕДІНКА ТОНКИХ ПЛІВОК КВАЗІКРИСТАЛІВ ТА АПРОКСИМАНТНИХ ФАЗ СИСТЕМИ Ti-Zr-Ni ПРИ РАДІАЦІЙНО-ТЕРМІЧНОМУ ВПЛИВІ В РЕЖИМАХ ПЕРЕХІДНИХ ПРОЦЕСІВ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Суровицький С.В.¹, Герашенко С.С.², Махлай В.А.^{1,2}, Малихін С.В.¹, Копилець І.А.¹, Кондратенко В.В.¹

¹Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут»,

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

Харків, Україна, e-mail: surovitskiy@ukr.net

Передбачається, що плівкові покриття Ti-Zr-Ni квазікристалів, або Ti-Zr-Ni квазікристал / W шарувата система на сталях можуть виконувати захисну роль від водневої крихкості і термозахисту. Для дослідження стійкості квазікристалічної фази і спорідненої фази кристала-апроксиманта до радіаційно-термічної дії в режимах перехідних процесів, які можуть бути характерні при роботі міжнародного термоядерного реактора ITER, використовували спеціальний зразок. Цей плівковий зразок товщиною 14,8 мкм був приготований методом магнетронного розпилення на постійному струмі мішені зі сплаву Ti40Zr43Ni17 (мас.%) В середовищі аргону при тиску 2×10^{-3} мм. рт. Підкладкою була сталь Eurofer. Спочатку обложене покриття було рентген аморфним. Для формування квазікристалічної фази використовували спосіб швидкісного гарту. Для цього зразок був опромінений потоком водневої плазми на квазістаціонарному плазмовому прискорювачі QSPA X-50 (ННЦ ХФТІ) з енергетичної навантаженням 0,6 МДж/м², що приблизно відповідає порогу плавлення вольфраму. Тривалість імпульсу становила 0,25 мс. Потім зразок підлягав вакуумному відпалу при температурі 550 °С тривалістю 8 годин. Так було сформовано початковий стан зразка. Подальші випробування полягали в послідовній обробці водневої плазмою п'ятьма імпульсами з навантаженням 0,1, потім 0,2 і 0,3 МДж/м². Аналіз поверхні проводили скануючої електронної мікроскопії (СЕМ) типу JEOL JSM-6390. Для вивчення структурного стану використовувалася методика рентгенівської дифракції (XRD). Початковий стан зразка характеризується наявністю двох фаз: фази кристала апроксиманта 1/1 (фаза W) з періодом $a_w = 1,428$ нм і ікосаедрічної квазікристалічної фази з параметром квазікристалічності $a_q = 0,5135$ нм. Зміст фаз приблизно однакове. Розмір кристалітів фаз уздовж нормалі до поверхні становив від 12 до 15 нм. Опромінення 5 імпульсами з тепловим навантаженням 0,1 МДж/м² призводить до зміщення основних ліній на дифрактограми і зникнення відображень від W-фази. З'являються нові дифракційні максимуми в положеннях не властивих ні квазікристалів, ні W-фазі. Подальше підвищення теплового навантаження призводить до монотонного зміщення відбиттів і перерозподілу інтенсивності відбиттів. Ідентифікація нових відбиттів дозволила стверджувати, що це відбиття від 2/1 кристала-апроксиманта. З підвищенням навантаження інтенсивність відбиттів цієї фази стає вище, ніж у квазікристала. Параметр квазікристалічності монотонно зростає до 0,5175 нм, а період решітки апроксиманту до 2,308 нм. Спостерігається тенденція до посилення фазового перетворення квазікристала в 2/1 кристал-апроксимант.

EFFECT OF ELECTRONIC IRRADIATION AND PRELIMINARY ULTRASONIC IMPACT ON THE EVOLUTION OF NANOSTRUCTURE AND CREEP OF Zr AND Zr1Nb ALLOY AT 700 K

Savchuk E.S., Karaseva E.V., Mats A.V., Mats V.A., Sokolenko V.I., Tirov D.V.

National Science Center "Kharkov Institute of Physics and Technology" Kharkov, Ukraine,

e-mail: caba04121991@gmail.com

The need to create the materials with the highest radiation resistance and providing required operating resource of the shells of fuel systems is one of the main tasks of reactor materials science. Perspective for using nanostructured Zr and Zr1Nb alloy as structural materials connected with their unique functional and strength properties. However, they have low plasticity and thermomechanical stability, due to the high level of internal stresses. Therefore, it is necessary the search of relaxation influences that do not destroy the nanostructure of the material in order to obtain an optimal complex of mechanical properties.

In this work, the effect of electron irradiation on the creep and evolution of the nanostructures Zr and the Zr1Nb alloy obtained by the method of combined rolling at 77–300 K was investigated, the deformation was ≈ 3.9 . As a result, a nanograin structure with a size of ~ 60 – 80 nm, fairly uniform in volume, was formed.

In order to study the effect of electron irradiation on the structure and properties of the researches materials, the electrons irradiations was carried out with energy $E = 10$ meV and doses $D = 5 \cdot 10^{17} \text{ sm}^{-2}$ and $D = 5 \cdot 10^{19} \text{ sm}^{-2}$. Some deformed specimens before irradiation were subjected to ultrasonic impact with the frequency of ≈ 20 kHz at $T = 300$ K. The ultrasonic tension amplitude was ~ 70 MPa, the continuance of ultrasonic impact was 10 min. The selected preliminary ultrasonic treatment mode, as shown earlier, produces the softening effect on the deformed material [1].

It was shown that electron irradiation with the doses of $D = 5 \cdot 10^{17} \text{ sm}^{-2}$ and $D = 5 \cdot 10^{19} \text{ sm}^{-2}$ and energy $E = 10$ meV does not change the nature of the nanostructure of the researches materials, but initiates return processes at the grain boundaries and in the cross-border areas, which leads to the softening of the material in the process of creep at 700 K.

In the process of creep at 700 K of irradiated nanostructured Zr and Zr1Nb alloy, the structure is transformed by dynamic recrystallization of varying degrees of intensity.

The preliminary relaxation of internal stresses by ultrasound allows one to keep a sufficiently high level of strength and plasticity of nanostructured Zr after electron irradiation by reducing the intensity of dynamic recrystallization in the creep process at 700 K.

Thus, the modification of the structure and properties of nanostructured materials due to the use of relaxation ultrasonic impact before irradiation improves the functional characteristics of the material and extends the possibilities of their use as the structural materials of atomic energy.

References:

1. V.I. Sokolenko, V.M. Gorbatenko, E.V. Karaseva, A.V. Mats, E.S. Savchuk, V.A. Frolov. Ultrasound influence on creep nanostructured Zr. Problems of atomic science and technology, Series: "Vacuum, Pure materials, Supreconductors". – 2016, v.101, №1, p.p 41-44.

ВПЛИВ ПАРАМЕТРІВ РЕЗОНАНСНОЇ ОБЛАСТІ ЯДЕР СЦИНТИЛЯТОРА НА ЕФЕКТИВНІСТЬ РЕЄСТРАЦІЇ ШВИДКИХ НЕЙТРОНІВ

Рижиков В.Д.¹, Онищенко Г. М.^{1,2}, Якименко І. І.², Найденів С.В.^{1,3}, Ополонін О.Д.¹, Махота С.В.¹

¹Інститут Сцинтиляційних Матеріалів, НТЦ “Інститут Монокристалів”, НАН України, пр. Науки, 60, 61001, Харків, Україна;

²Харківський Національний Університет імені В.Н. Каразіна, пл. Свободи, 4, Харків, 61022, Україна, e-mail: ivan.yakymenko@gmail.com;

³Інститут Монокристалів, НТЦ “Інститут Монокристалів”, НАН України, пр. Науки, 60, 61001, Харків, Україна

З'ясовано, що до найбільш важливих параметрів резонансної області ядер можна віднести кількість та часи існування збуджуваних станів в компаунд ядрах, щільність ядерних рівнів та ширину резонансної області. В наших роботах показано, що величина перерізу резонансної області не має значного впливу на приріст ефективності детектора, на відміну від щільності ядерних рівнів. Вимірний відгук в одиницях $\frac{\text{імпульс} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}}{\text{нейтрон} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}}$ для монокристалічних сцинтиляторів ZnWO_4 , CdWO_4 , Gd_2SiO_5 , $\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$ 40x40x40 мм. Сигнали з детекторів підсилювались та реєструвались широкополосним трактом з часом наростання 0.7 нс. Отримані результати відгуку: ZWO - 64 імп./н., CWO - 36, GSO - 5.9, BGO - 2.5. Результати пояснюються реєстрацією миттєвих квантів (п, п'γ) та каскадів затриманих γ-квантів, що випромінюються ізомерними станами ядер, що збуджені в реакції резонансного захвату. Експериментальні результати посцинтиляторам GSO и ZWO, що мають практично однаковий переріз у резонансній області для ядер W и Gd, можна пояснити суттєвим впливом саме каскадних гамма-квантів, сформованих в реакціях нейтронів з ядрами сцинтилятора по мірі їх сповільнення в робочому об'ємі детектора.

Список літератури:

1. Yakymenko, B. Grinyov, V. Ryzhikov, G. Onyshchenko, S. Naydenov, O. Opoloninand, S. Makhota, Sixth International Conference “Engineering of scintillation materials and radiation technologies ISMART”, (Minsk, 2018), pp. 46.
2. V.D. Ryzhikov, G.M. Onishenko, I.I. Yakimenko, S.V. Najdenov, A.D. Opolonin and S.V. Mahota, XVII конференция по физике высоких энергий и ядерной физике [XVII Conference on High Energy Physics and Nuclear Physics], (NSC “KIPT”, Kharkiv, 2019), pp. 96.
3. Ryzhikov, V., Onyshchenko, G., Yakymenko, I., Naydenov, S., Opolonin, A., & Makhota, S. (2019). Research of the Single Crystal and Multilayer Composite Detectors Response Under Irradiation by Fast Neutrons. East European Journal of Physics, (2), 11-18. <https://doi.org/10.26565/2312-4334-2019-2-02>
4. Voronov, A., Naydenov, S., Pritula, I., Onyshchenko, G., Shchus', A., & Yakymenko, I. (2018). Scintillation Monocrystals of KDP: Tland KDP:Ce Doped By Thallium And Cerium For Selective Detection Of Fast Neutrons. East European Journal of Physics, 5(3), 45-52. <https://doi.org/10.26565/2312-4334-2018-3-05>

USAGE MULTISTAGE APPROACH FOR DETAILED DEFINITION OF SPENT NUCLEAR FUEL THERMAL STATE

Alyokhina S.V.^{1,2}, Lunov D. I.²

¹A. Podgorny Institute of Mechanical Engineering Problems of the National Academy of Sciences of Ukraine,

²V. N. Karazin Kharkiv National University, Kharkiv, Ukraine, e-mail: d.lunev21@gmail.com

Two approaches usually are used at thermal safety assessment of the spent nuclear fuel storage: conservative calculation and detailed simulation of thermal state. For the second one the multistage approach was developed which allows to calculate thermal contours of containers' group, single container, spent fuel assembly and fuel rod with taking into account their mutual influence and influence of outer factors (weather conditions and solar irradiation).

All calculations were done for the Dry Spent Nuclear Fuel Storage Facility on Zaporizhska NPP (Fig. 1). Two models were used in the simulation. In the first model, the cask was a solid object with equivalent thermal properties. The power of the SFA is uniformly distributed inside cask. With this model, the boundary conditions (the temperature of the ventilation air and the heat transfer coefficient at the cask surface) were obtained. In the second model, a cask with complex geometry inside (assemblies were simplified as a solid body) and with boundary conditions, which were found in the first model.

Temperature state of containers on the open-air storage platform under wind influence were received. With taking into account the changes inside container's ventilation system the temperature of spent fuel assemblies and maximum temperatures of each fuel rods were calculated. Detailed data about thermal state of spent fuel during dry storage are planned to be used at thermal stress calculations and aging assessment. This method can be adapted for the second storage for spent nuclear fuel (SSNF-2) located on the territory of the Chernobyl Nuclear Power Plant.

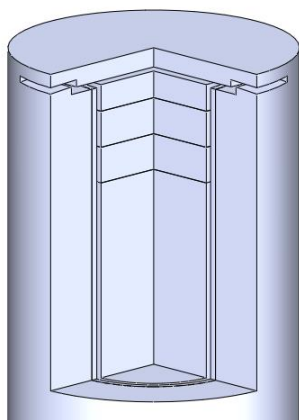


Fig 1. Storage containers for storage of spent nuclear fuel used on Zaporizhzhya NPP

ВПЛИВ ТОВЩИНИ РЕФЛЕКТОРА НЕЙТРОНІВ НА ПОТУЖНІСТЬ РЕАКТОРА, ЩО ПРАЦЮЄ В РЕЖИМІ ХВИЛІ ЯДЕРНОГО ГОРІННЯ

Маловция М.С., Фомін С.П.

Харківський університет імені В.Н. Каразіна, Харків, Україна, e-mail: jcm2027@gmail.com

Проблема забезпечення людства електроенергією відіграє особливу роль в багатьох сферах життя на землі. Ядерна енергетика є одним з найефективніших вирішень енергетичних проблем: вона є екологічною, в масштабі всієї Землі, має велику концентрацію потужності на одиницю площини і не потребує особливих кліматичних умов. Однак, є деякі проблеми які перешкоджають масштабному будівництву АЕС. Однією з таких проблем є безпечність роботи атомних електростанцій, яка увійшла до низки необхідних критеріїв при будівництві нових електростанцій. Цікавою концепцією в плані безпеки реакторів є реактор, що працює в режимі хвилі ядерного горіння (ХЯГ), адже його безпечність забезпечується внутрішніми фізичними механізмами, крім того використання природного палива виключає збагачення з паливного циклу, а високий рівень вигорання зменшує кількість транс-уранових елементів у відпрацьованому ядерному паливі.

Режим ХЯГ, який також відомий під назвою CANDLE [1] або Traveling Wave Reactor (TWR) [2], був математично описаний в роботі Л. Феоктістова [3]. Хвиля ядерного горіння в даному випадку ми називаємо процеси напрацювання і вигорання Pu-239 у сировинному U-238, що починається в наслідок опромінення одної з границь паливної зони нейтронним потоком. Коефіцієнт розмноження в такому режимі роботи реактора не перевищує 1.

Детальна математична модель такого реактору може бути виражена в системі рівнянь дифузії нейтронів разом з рівняннями вигорання та напрацювання ізотопів палива. Така система не має точного аналітичного розв'язку, однак за допомогою деяких спрощень можливо отримати наближений аналітичний розв'язок, який дає простий критерій існування хвилі ядерного горіння [3]. Для більш складних моделей необхідним стає застосування комп'ютерного числового розрахунку.

В нашій роботі ми використовуємо числові розрахунки для вирішення системи не стаціонарних двовимірних рівнянь у циліндричній геометрії, разом із системою рівнянь вигорання та напрацювання ізотопів палива. Розрахунки проводилися у наближенні 26 груп для ланцюга ядерних перетворення, що складається з 10 ізотопів, де 10-й елемент відповідав за продукти поділу, враховувалися конструкційні матеріали (Fe) та теплоносії (Na). В даній роботі розраховувався вплив товщини рефлектора відбивача нейтронів на потужність реактора, що працює в режимі ХЯГ. Результати обчислень показали характер залежності потужності реактора для різних товщин рефлектора, а також динаміку руху хвилі ядерного горіння в стаціонарному режимі.

Список літератури:

1. Sekimoto H., Ryu K., Yoshimura Y. CANDLE: the New Burnup Strategy // Nucl. Sci. Engin. - 2001. – Vol.139. – P.306–317.
2. E. TELLER, M. Ishikawa, L. Wood et al. “Completely automated nuclear reactors for long-term operation”, Int. Conf. on Emerging Nuclear Energy Systems , 1 (1996).
3. Feoktistov L.P. An analysis of a concept of a physically safe reactor. Preprint IAE-4605/4. IAE, Moscow, 1988

ВЫСОКОЭНТРОПИЙНЫЕ СПЛАВЫ – НОВЫЙ КЛАСС ДЛЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Левенец А.В.

ИНЦ ХФТИ, г. Харьков, Украина, e-mail: avlevenets@gmail.com

Развитие ядерной и термоядерной энергетики требует создания материалов с комплексом свойств, удовлетворяющих тяжелым эксплуатационным условиям. В частности, для реакторов Gen IV требуются материалы, которые способны выдерживать высокие температуры и дозы облучения (до 200 сна и более), а также иметь высокую коррозионную стойкость. В качестве таких перспективных материалов рассматриваются высокоэнтروпийные сплавы (ВЭС), разработка и исследование которых проводятся в последние годы. Этот класс материалов кардинально отличается от традиционных сплавов, которые, как правило, имеют основной компонент (железо, никель, алюминий и др.) и значительно меньшее содержание легирующих элементов. ВЭС представляют собой многокомпонентные (4 – 5 и более компонентов) сплавы, причем концентрация всех элементов примерно одинакова, т.е. в этих сплавах фактически нет элемента – основы. Такие сплавы имеют высокую энтропию смешения компонентов (отсюда и название), что приводит к стабилизации структуры неупорядоченного твердого раствора с простой кристаллической решеткой. (Другое название таких сплавов – мультикомпонентные концентрированные сплавы, сокращенно МККС). Кроме высокой энтропии смешения, для ВЭС характерны высокий уровень искажений кристаллической решетки, и низкая скорость диффузии компонентов, что приводит к улучшению механических свойств и повышению радиационной стойкости.

В докладе рассмотрено состояние исследований в области физики радиационных повреждений в ВЭС, приведены примеры сплавов, имеющих повышенную радиационную стойкость, как модельных, так и сплавов на основе малоактивируемых элементов. Например, в одной из первых работ было показано, что набухание существенно снижается с увеличением числа компонентов, и в модельном пятикомпонентном высокоэнтропийном эквивалентном сплаве Кантора CoCrFeMnNi с ГЦК-решеткой при температуре 500 °С и дозе 50 сна набухание составляет менее 0,2%. Такие результаты значительно отличаются от традиционно используемых аустенитных сталей. В последующих работах производилась модификация состава сплавов для исключения нежелательного кобальта. В частности, сравнивалось поведение высокоэнтропийных сплавов системы Fe-Cr-Mn-Ni разного состава и аустенитных нержавеющей сталей AISI-348 и SS316. Показана существенно меньшая склонность ВЭС к радиационному охрупчиванию.

Ряд исследований посвящен изучению ВЭС с ОЦК решеткой, при этом установлено необычное поведение данных сплавов. Так, в сплаве $\text{Ti}_2\text{ZrHfV}_{0,5}\text{Mo}_{0,2}$ при облучении аргоном практически отсутствует радиационное упрочнение, а параметр решетки, в отличие от традиционных сплавов, снижается.

Дальнейшие систематические теоретические и экспериментальные исследования необходимы для понимания процессов, происходящих в сплавах данного класса при облучении, и целенаправленной разработки новых радиационно-толерантных сплавов.

ДО ПИТАННЯ РОЗРОБКИ ВИСОКОЕФЕКТИВНИХ ЗАСОБІВ ЗАХИСТУ ВІД РАДІОАКТИВНОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ НА ОСНОВІ УЛЬТРАДИСПЕРСНИХ ЧАСТИНОК

Клюєв Е.С., Іванов В.А., Степаненков Є.І.

Інститут геотехнічної механіки ім. М.С. Полякова НАН України, Дніпро, Україна,

e-mail: office.igtm@nas.gov.ua

На сьогоднішній день при зведенні будівель і споруд використовують різного роду конструкції з бетону, до складу яких для зміцнення додають гранітну крихту, яка може містити радіоактивні включення. Інтенсивність випромінювання таких включень невелика, а пік енергетичного максимуму зазвичай не перевищує 15-20 кеВ [1]. Однак таке низькоенергетичне випромінювання небезпечно для здоров'я людини, особливо при тривалих впливах на одні й ті ж ділянки тіла людини (наприклад, якщо людина роками спить поруч з такою стінкою, що «випромінює»).

Тому метою даної роботи є створення принципово нових радіаційно-захисних будівельних матеріалів для безумовного усунення шкідливого випромінювання від стін і стель.

Загальновідомо, що найбільш ефективний захист від проникаючого іонізуючого випромінювання здійснюється матеріалами, до складу яких входять елементи з великим атомним номером. Однак їх істотним недоліком є низька щільність, в зв'язку з чим такий матеріал має обмежену область застосування.

Створення нових високоєфективних радіаційно-захисних матеріалів, які позбавлені такого недоліку, можливо з використанням полідисперсних систем, до складу яких входять ультрадисперсні частинки (УДЧ) розміром менше 1 мкм [2]. Унікальні властивості ультрадисперсних систем обумовлені специфічним характером взаємодії таких частинок з квантами проникаючого випромінювання. В результаті цього частинки УДЧ, що співрозмірні з довжиною хвилі, забезпечують відхилення квантів випромінювання від прямолінійного поширення, що, в свою чергу, веде до збільшення довжини їх пробігу, а це еквівалентно збільшенню товщини захисного шару. В результаті проведених теоретичних і експериментальних досліджень авторам вдалося на основі модифікації гіпсової матриці полірітом (ТУ 48-4-244-87) створити високоєфективний РЗ матеріал у вигляді гіпсокартону, який за своїми захисними властивостями в 2-3 рази перевищує нормативи, регламентовані законом Бугера.

Таким чином, виявлені явища призводять до корінної зміни уявлень про полідисперсні середовища. Проведені дослідження підтвердили можливість створення функціональних композиційних матеріалів нового технічного рівня, які забезпечують ефективний захист від іонізуючого випромінювання

Список літератури:

1. Черняев, А.П. Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом / А.П. Черняев. – М.: Физматлит, 2004. – 152 с.
2. Сравнительные исследования радиационно-защитных наполнителей композиционных материалов на основе фосфогипсового вяжущего/ А.Ф.Булат, В.А.Иванов., Е.Л.Звягильский, К.С.Голов, В.И.Большаков // Восточно-Европейский журнал передовых технологий.-- Харьков, 2015. – 6/11(78). – С. 25-29.

ЗАСТОСУВАННЯ СТРИЖНЕВОЇ МОДЕЛІ РЕАКТОРА ВВЕР-1000 ДЛЯ ВИЗНАЧЕННЯ ЗУСИЛЬ НА ОПОРНІ ЕЛЕМЕНТИ З УРАХУВАННЯМ ЖОРСТКІСНИХ ХАРАКТЕРИСТИК

Посох В.О., Колядюк А.С.

ДП «ДНІЦ СКАР», м. Київ, Україна, e-mail: valeriiposokh@gmail.com

Експлуатація реакторів ВВЕР-1000 у понад проектний термін потребує реалізації організаційно-технічних заходів щодо підтвердження функціональних і надійнісних характеристик за результатами спеціального обстеження і оцінки технічного стану [1, 2]. До таких заходів належить і розрахункове обґрунтування міцності і працездатності устаткування реакторних установок, що не підлягають заміні упродовж всього терміну служби, зокрема опорних елементів реактора (ферма опорна, кільце опорне, кільце упорне, сильфон розділовий).

Одним із початкових завдань при розрахунковому обґрунтуванні безпечної експлуатації опорних елементів реактора є розрахунок зусиль на кільце опорне, кільце упорне та сильфон розділовий. Як показує аналіз робіт з продовження терміну експлуатації опорних елементів реактора, задача розрахунку зусиль, як правило, вирішується аналітично, вплив сильфону розділового в розрахунковій схемі не враховується. Більш детальний аналіз показує, що розподіл моменту відносно осі корпусу реактора розглядається як статично визначена задача, що є вкрай спрощеним рішенням. У доповіді запропонований підхід, вперше застосований на енергоблоці № 1 ВП ХАЕС, який полягає в розрахунку зусиль з використанням стрижневої моделі взаємодії корпусу реактора і опорних елементів, що дозволяє врахувати усі необхідні жорсткісні характеристики опорних елементів, підвищити точність результатів, а також значно спростити рішення задачі.

Аналіз сучасних підходів до визначення жорсткості опорних елементів реактора, зокрема в рамках виконання заходів з перепризначення терміну експлуатації реакторних установок, показує, що на практиці прийнято використовувати осесиметричну постановку задачі. Варто зауважити, що застосування осесиметричної постановки в задачах визначення жорсткості можливо використовувати лише за умов наявності осесиметричної геометрії та осесиметричного навантаження (як наслідок, результат матиме осесиметричний вигляд). У випадку опорних елементів реактора має місце несиметричне навантаження, що не дозволяє коректно розрахувати жорсткісні характеристики опорних елементів.

Запропонований у доповіді підхід з використання сучасних обчислювальних технологій та підходів до вирішення задач тривимірного моделювання дозволяє розрахувати зусилля на опорні елементи та визначити жорсткість опорних елементів реактора у повній постановці (без застосування осесиметричного підходу) з врахування усіх геометричних особливостей і врахуванням взаємодії між окремими конструкціями та вузлами опорних елементів.

Список літератури:

1. НП 306.2.099-2004 Загальні вимоги до продовження експлуатації енергоблоків АЕС у понадпроектний строк за результатами здійснення періодичної переоцінки безпеки.
2. НП 306.2.141-2008 Загальні положення безпеки атомних станцій.

РОЗРАХУНКОВЕ ОБҐРУНТУВАННЯ БЕЗПЕЧНОЇ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ТЕПЛООБМІННИКА АВАРІЙНОГО РОЗХОЛОДЖУВАННЯ З ВРАХУВАННЯМ ПРОЕКТНОГО ЗНАЧЕННЯ ЗАТЯГУ ШПИЛЬОК ФЛАНЦЕВИХ З'ЄДНАНЬ

Пирогов Т.В., Посох В.О., Колядюк А.С.

ДП «ДНІЦ СКАР», м. Київ, Україна, e-mail: T.V.Pirogov@gmail.com

Одним з гострих питань обґрунтування безпечної експлуатації обладнання атомних електростанцій України є підтвердження їх міцності та надійності [1] на відповідність вимогам сучасних норм та правил атомної енергетики. Так, зокрема, в ході проведення розрахункового обґрунтування безпечної експлуатації теплообмінників аварійного розхолодження типу 08.8111.335 СБ енергоблоку № 4 ВП ЗАЕС встановлено невідповідність заводських розрахунків міцності [2] вимогам нормативних документів України в атомній енергетиці [3] та [4], оскільки розрахунки міцності виконані у 1982 році у відповідності до діючих у той період норм [5]. Одним з відхилень від вимог діючих норм є неврахування категорії приведених напружень від механічних і температурних впливів, включаючи зусилля затягу, що визначається за складовими напружень розтягу, згину та кручення в шпильках фланцевих з'єднань.

У доповіді наводяться результати аналітичних розрахунків статичної міцності елементів фланцевих з'єднань для неврахованих у проектних розрахунках категорій напружень. Додатково представлені результати розрахунку на статичну міцність з побудовою детальної кінцево-елементної моделі теплообмінника. Для елементів фланцевих з'єднань теплообмінників, та шпильок, що входять в їх склад, зокрема, розроблено окремі кінцево-елементні моделі у вигляді напівперіоду з'єднання із завданням усіх граничних умов, що відповідають умовам експлуатації теплообмінників при режимі нормальних умов експлуатації та гідрравлічних випробувань.

Результати проведених розрахунків, як аналітичних, так і з побудовою детальної кінцево-елементної моделі, демонструють перевищення допустимих значень напружень елементами фланцевих з'єднань теплообмінника, з використанням граничних умов, що відповідають умовам експлуатації теплообмінників при режимі нормальних умов експлуатації та гідрравлічних випробувань.

Список літератури:

1. НП 306.2.099-2004 Загальні вимоги до продовження експлуатації енергоблоків АЕС у понадпроектний строк за результатами здійснення періодичної переоцінки безпеки.
2. Теплообменник аварийного расхолаживания. Расчет на прочность. 61409 РРІ.
3. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-002-86, Энергоатомиздат, М., 1989 г.
4. НП 306.2.208-2016. Вимоги до сейсмостійкого проектування та оцінки сейсмічної безпеки енергоблоків атомних станцій.
5. Нормы расчета на прочность элементов реакторов, парогенераторов, сосудов и трубопроводов атомных станций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок. «Металлургия». Москва, 1973.

МОНТЕ-КАРЛО МОДЕЛЬ ДЕТЕКТОРА ПРЯМОГО ЗАРЯДА В КОДЕ SERPENT ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МОДЕЛЬНЫХ ТОКОВ

Трофименко А.Р., Гальченко В.В., Будик Д.В., Гулик В.И.

ЧАО «СНПО «Импульс», Украина, г. Северодонецк, пл. Победы 2

e-mail: trofymenko.kotlov@gmail.com

В рамках представленной работы с помощью расчетного Монте-Карло кода Serpent [1] была разработана двухмерная модель детектора прямого заряда (далее ДПЗ) в центральном измерительном канале ТВСА 438MT (см. рис. 1). Было рассчитано средние десяти- и двухгрупповые микроскопические сечения захвата нейтронов в материале эмиттера ДПЗ (Rh103) (см. табл. 1).

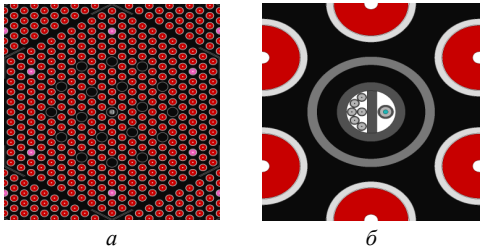


Рисунок 1 - Serpent визуализация модели ТВСА 438MT (а) и ДПЗ (б)

Результаты получены при следующих параметрах расчетной модели ТВСА 438MT: 1) температура топлива - 860 [K]; 2) темп. теплоносителя - 575 [K]; 3) концентрация бора в теплоносителе - 0,6 [г/кг]; 4) плотность теплоносителя - 0,7421 [г/см³]; 5) глубина выгорания ядерного топлива в ТВС - 0,0 [МВт·сут/кгU].

Таблица 1 - Средние десяти- и двухгрупповые микроскопические сечения захвата нейтронов в материале эмиттера ДПЗ (Rh103)

Нижняя граница энергетической группы, МэВ	Верхняя граница энергетической группы, МэВ	Среднее микроскопическое сечение поглощения Rh103, барн	
2,0155E-09	2,1558E-07	95,26	91,06 +/- 1,53
2,1558E-07	6,25000E-07	75,20	
6,25000E-07	8,7573E-07	155,14	7,77 +/- 0,18
8,7573E-07	1,3973E-06	905,65	
1,3973E-06	3,6791E-05	18,75	
3,6791E-05	1,1831E-04	1,24	
1,1831E-04	3,8050E-04	9,50	
3,8050E-04	1,2237E-03	2,94	
1,2237E-03	3,9352E-03	2,06	
3,9352E-03	4,3531E+00	0,36	

Разработанную двухмерную Serpent-модель ДПЗ планируется использовать в дальнейшем исследовании влияния параметров ТВС на микроскопические сечения поглощения нейтронов в эмиттере ДПЗ. Конечная цель - получение модельных токов для информационного обеспечения национального программного комплекса ImCore, который разрабатывается в ЧАО «СНПО «Импульс» для СВРК украинских АЭС.

1 Leppänen J., Pusa M., Viitanen T., et al. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. Annals of Nuclear Energy. 2015. Vol. 82. pp. 142-150.

МОНТЕ-КАРЛО МОДЕЛЬ КОНТЕЙНЕРА HI-STORM В КОДЕ SERPENT ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ ОТ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ ЦХОЯТ УКРАИНЫ

Трофименко А.Р., Носовский А.В., Гулик В.И.

Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Киев, Украина

e-mail: trofymenko.kotlov@gmail.com

В рамках представленной работы с помощью расчетного кода Serpent [1] был смоделирован контейнер HI-STORM 190 с размещенным в нём МЦК-31 заполненный отработанным ядерным топливом (далее ОЯТ) ВВЭР-1000 (см. рис. 1).

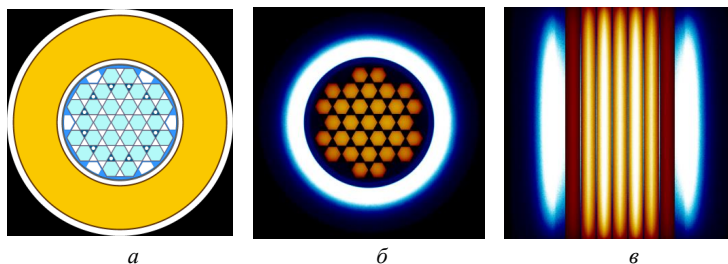


Рисунок 1 - Serpent-визуализация модели HI-STORM 190 с МЦК-31 (а), реакций рассеяния нейтронов (б, в)

В результате Serpent-расчета, на наружной поверхности контейнера HI-STORM 190 в центральном сечении, были определены и пересчитаны в мощность дозы плотности нейтронных потоков в зависимости от энергии (см. табл. 1). Пересчет проведен согласно методике изложенной в отчете [2].

Таблица 1 - Результаты Serpent-моделирования и пересчета мощности дозы

Нижняя граница энергетической группы, МэВ	Верхняя граница энергетической группы, МэВ	Плотность потока нейтронов, нейтрон/(с·см ²)	Мощность дозы нейтронного излучения, мЗв/час
1,000E-11	5,500E-03	5,700E+00	2.154E-04
5,500E-03	3,750E+00	4,451E+00	3.753E-03
3,750E+00	2,000E+01	4,973E-01	8.134E-04

Согласно табл. 1 суммарная мощность дозы на поверхности контейнера HI-STORM 190 с МЦК-31, загруженным ОЯТ ВВЭР-1000 составляет 4.782E-03 мЗв/час. Однако необходимо отметить, что из-за значительной доли неопределенностей, а именно изотопного состава бетона и ОЯТ данный результат является предварительным. Дальнейшие исследования требуют уточнения исходных данных и валидации полученных результатов с помощью других Монте-Карло кодов, к примеру, MCNP.

1. Leppänen, J., et al. (2015) "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150.
2. Актуализированный предварительный отчет по анализу безопасности ЦХОЯТ / ДС-17/17-07 /Глава 7. Биологическая защита // Редакция 1.

РЕЗУЛЬТАТИ РОЗРОБКИ НАЦІОНАЛЬНОГО ПЛАНУ ДІЙ З УПРАВЛІННЯ СТАРІННЯМ

Кузнецова Х.В., Шугайло О.П., Черняк Я.П., Москалішин Р.І.

ДНТЦ ЯРБ, Київ, Україна, e-mail: kv_kuznetsova@sstc.com.ua

Відповідно до Директиви Ради 2014/87/Євратом передбачено проведення міжнародних партнерських перевірок з безпеки ядерних установок за визначеними темами. Для першої тематичної партнерської перевірки обрано напрям "управління старінням". Україна приєдналась до цієї ініціативи у 2016 році і у 2017 році на сайті Держатомрегулювання оприлюднено документ "Національний звіт до першої тематичної партнерської перевірки за напрямком "управління старінням" 1.

За завданням ENSREG перевіркою охоплено енергоблоки АЕС та дослідницькі реактори з потужністю більше 1 МВт.

Тематична перевірка спрямована на вирішення задач щодо аналізу існуючих положень стосовно управління старінням, визначення передового досвіду, а також напрямків, які потребують вдосконалення, обміну досвідом експлуатації і визначення загальних проблем, забезпечення відкритої і прозорої бази для розробки заходів з удосконалення підходів та усунення виявлених недоліків.

У Національному звіті 1 розглянуті такі питання: загальна інформація, вимоги до програми управління старінням та її впровадження, електричні кабелі, прихована система трубопроводів, корпус реактора, бетонні конструкції захисної оболонки, дослідницький ядерний реактор та загальні оцінки та висновки.

Національний звіт 1 було проаналізовано державами-членами Європейського союзу та відзначено доволі високий рівень України в питаннях, що стосуються управління старінням. Водночас виявлено низку питань, що потребують покращення практики управління старінням, розроблення і реалізації відповідних заходів (детальна інформація наведена у Звітах 3 та 4). Для реалізації заходів розроблено Національний план дій "ENSREG: Перша тематична партнерська перевірка. Національний план дій з управління старінням (Україна)" 2, який також оприлюднено на сайті Держатомрегулювання.

Питання управління старінням розглядається як один із основних факторів забезпечення безпеки ядерних установок на етапі проектною і довгостроковою експлуатації. Для більшості енергоблоків АЕС України проектний строк експлуатації (30 років) вже вичерпаний або знаходиться на стадії завершення.

Основною метою управління старінням є забезпечення безпеки і максимальної ефективності експлуатації шляхом впровадження технічно та економічно доцільних заходів та модернізацій, спрямованих на своєчасне виявлення і стримування в допустимих межах деградації елементів енергоблоків внаслідок старіння. Саме на ці аспекти сфокусовано Національний план дій.

В цій роботі представлені загальні результати розробки Національного Звіту 1 та Національного плану дій з управління старінням 2.

Список літератури:

1. "Національний звіт до першої тематичної партнерської перевірки за напрямком "управління старінням";
2. "ENSREG: Перша тематична партнерська перевірка. Національний план дій з управління старінням (Україна)";
3. European Nuclear Safety Regulator's Group ENSREG 1st Topical Peer Review Report "Ageing Management". October 2018;
4. European Nuclear Safety Regulator's Group ENSREG 1st Topical Peer Review "Ageing Management" Country specific findings. October 2018.

МОДЕЛЮВАННЯ ДЕМОНТАЖУ МЕТАЛЕВОЇ ФЕРМИ ПІДСИЛЕННЯ ПОКРІВЛІ ОБ'ЄКТА «УКРИТТЯ». РОЗРАХУНОК НАКОПИЧЕНИХ ДОЗ ПЕРСОНАЛУ ПРИ ВИКОНАННІ РАДІАЦІЙНО-НЕБЕЗПЕЧНИХ РОБІТ

Пашинов М.В.

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

e-mail: maxpachinov@gmail.com

Металева ферма підсилення – конструкція, яка була встановлена на південній частині покрівлі об'єкта «Укриття» (далі ОУ) з метою стабілізації конструкцій покрівлі та забезпечення довготривалого (до пуску нового безпечного конфайнменту (далі НБК) в експлуатацію) утримання елементів покрівлі в стабільному стані. Демонтаж даної конструкції - стане першим етапом проекту раннього демонтажу нестабільних конструкцій ОУ.

Створений програмний комплекс VRDose, дозволяє прорахувати накопичені дози персоналу на всіх етапах робіт, а також візуально показати всі деталі і етапи робіт.

Маючи детальний звіт з аналізу безпеки (далі ЗАБ) з демонтажу металевої ферми підсилення, в якому наведено великий перелік розрахованих накопичених доз опромінення, є можливість не тільки перевірити точність розрахунку даного програмного засобу, а й зменшити сумарну дозу опромінення для персоналу і вартість проведення радіаційно-небезпечних робіт.

Для розрахунку кінцевих доз опромінення на всіх етапах радіаційно-небезпечних робіт використовувалась тривимірна модель ОУ

До переліку робіт, які будуть мати найбільший радіаційний вплив на персонал входять:

- Захист трубопроводів системи МСПП;
- Проведення маркування фарбою кронштейнів, що кріплять ферму до покрівлі ОУ;
- Зрізання за допомогою механічної різки кріплень ходових містків до щитів покрівлі;
- Стропування фрагментів ферми та їх демонтаж.

Особливістю програмного комплексу VRDose є розроблені моделі персоналу, які можна використовувати для наочності. Для кожного члену персоналу створені індивідуальні дозиметри, які дозволяють отримувати значення накопичених доз під час радіаційних робіт. Тому в даному комплексі можливо отримувати точні значення накопичених доз в будь-який момент часу. А формувати радіаційний вплив можливо, використовуючи точні значення вимірів потужності дози в місці виконання робіт.

В даній роботі виконано моделювання демонтажу всієї металевої ферми підсилення. Результати моделювання порівнюються з існуючими даними в ЗАБ. Аналіз порівняння проводився для кожного виду робіт, та дозволив отримати точні кінцеві величини накопичених доз персоналу.

Використання даного підходу дозволяє не тільки підвищити точність розрахунку накопиченої дози, а й зменшити фінансові затрати на виконання радіаційно-небезпечних робіт. Гнучка робота з 3D моделями дозволяє завантажувати в програмний комплекс моделі будь-якої складності, а відео-матеріали, отримані в програмному комплексі, можливо використовувати, як інформаційні та навчальні матеріали для персоналу.

КОНТРОЛЬ НАПРЯЖЕНИЯ ЗАРЯДА КОНДЕНСАТОРОВ В ГЕНЕРАТОРЕ ИМПУЛЬСНЫХ НАПРЯЖЕНИЙ НА УСКОРИТЕЛЕ РЭП

Батраков А.Б., Глушко Е.Г., Зинченко А.А., Лонин Ю.Ф., Пономарев А.Г., Федотов С.И.

ІНЦ «Харківський фізико-технічний інститут» НАН України

61108, Харьков Академическая, 1, Украина, e-mail: batrakov67@gmail.com

Существующий способ зарядки высоковольтных конденсаторов генератора импульсного напряжения (ГИНа) с контролем входного зарядного напряжения не позволяет получить достоверную информацию о заряде ГИНа. Контроль напряжения на конечных конденсаторах четырехканального ГИНа позволяет контролировать процесс зарядки и получения идентичного зарядного напряжения в каждом канале ГИНа. На рис. 1 представлена блок-схема устройства, разработанного для контроля зарядного напряжения ГИНа.

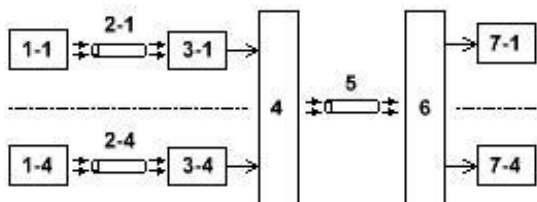


Рис.1 Блок-схема устройства для контроля зарядного напряжения ГИНа.

Схема контроля измерения следующая. Модули 1-1÷1-4 представляют собой релаксационные генераторы преобразователя напряжения заряда конденсаторов в последовательность световых импульсов, частота следования которых пропорциональна этому напряжению. Далее сигналы по оптоволоконному линейному тракту 2-1÷2-4 передаются на приёмники - преобразователи световых импульсов 3-1÷3-4 и преобразуются в электрический сигнал совместимый с входом приёмника цифровой системы передачи данных 4 (ЦСПД). Она предназначена для преобразования параллельных форматов данных в последовательный формат, передачи их по оптоволоконному тракту и обратного преобразования последовательного формата в параллельный. Режим записи информации происходит по 19 входам с периодом в 5 мкс. В передающей части ЦСПД цифровая последовательность передаётся по оптоволоконному тракту 5 на приёмную часть цифровой системы передачи данных 6. Далее информация передаётся на индикаторы напряжения 7-1÷7-4.

Список литературы:

1. Батраков А.Б., Бондаренко С.П., Лонин Ю.Ф., Пономарев А.Г., Сотников Г.В. Оптимизация параметров релятивистских электронных пучков для генерации мощного рентгеновского тормозного излучения. // *ВАНТ, Серия: "Плазменная электроника и новые методы ускорения"* №4 2010. (с. 21-24)
2. Batrakov A.B., Glushko E.G., Yegorov A.M., Zinchenko A.A., Lonin Y.F., Ponomarev A.G., Fedotov S.I. Diagnostic module for the radiation beam system «Temp» // *Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Plasmaphysics* (23). 2017. №1 (107). P. 112 – 114.
3. В.П. Дьяконов. Лавинные транзисторы и их применение в импульсных устройствах. М., «Сов. радио», 1973.
4. Е.П. Бочкарь, А.И. Захаров, А.П Соколов. ПТЭ, 1986, №1. (с. 204)
5. Г.А. Месяц. Генерирование мощных наносекундных импульсов. М., «Сов. радио», 1974

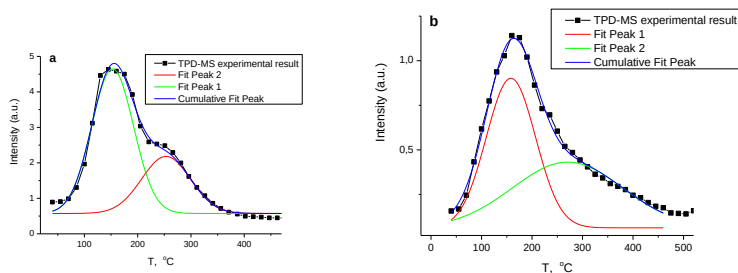
АНАЛИЗ ТЕРМОСТИМУЛИРОВАННОГО ВЫДЕЛЕНИЯ ВОДОРОДА ИЗ ОБРАЗЦОВ СТАЛЕЙ

Кузнецов В.Н., Коченко А.В., Калинин А.Н., Чиванов В.Д., Данильченко С.Н.

Институт прикладной физики НАН Украины, Сумы, Украина, e-mail: daniiserg50@gmail.com

Методом температурно-программируемой десорбционной масс-спектрометрии (ТПД-МС) исследованы образцы ферритной (23Г1А) и аустенитной (08Х18Н10) стали после электролитического насыщения водородом. Фазовый состав образцов подтвержден методом рентгеновской дифракции. Условия наводороживания: электролиз в 1М растворе H_2SO_4 при плотности тока $0,5 \text{ A/cm}^2$; время насыщения – 6 часов при комнатной температуре; время между выемкой образца из ячейки и началом измерений – не менее 2-х часов. ТПД-МС исследование проведено путем вакуумной температурной экстракции с масс-спектрометрической регистрацией выделившихся летучих компонент (прибор МХ-7304); исходный вакуум в установке – $3 \cdot 10^{-2} \text{ Pa}$; скорость нагрева – $15 \text{ }^\circ\text{C/мин}$.

Спектры десорбции водорода как для ферритной (а), так и для аустенитной (б) стали выявили по две составляющие с различной степенью разрешения (рис.).



Кинетический анализ был выполнен в предположении, что уравнение термоактивируемой реакции удаления водорода имеет вид: $d\theta / dt = K \cdot (1 - \theta)^n$, где K – константа скорости реакции; θ – нормированное количество всего выделяющегося водорода, изменяемое в пределах $0 \leq \theta \leq 1$; t – время; n – порядок реакции; для K справедлива формула Аррениуса: $K = K_0 \cdot \exp(-E_{акт} / RT)$, где R – универсальная газовая постоянная, T – абсолютная температура.

	Пик1 («низкотемпературная» составл-я)					Пик2 («высокотемпературная» составл-я)				
	Темп. макс., $^\circ\text{C}$	$n=0$		$n=1$		Темп. макс., $^\circ\text{C}$	$n=0$		$n=1$	
		$E_{акт}$, kJ/mol	K_0 , s^{-1}	$E_{акт}$, kJ/mol	K_0 , s^{-1}		$E_{акт}$, kJ/mol	K_0 , s^{-1}	$E_{акт}$, kJ/mol	K_0 , s^{-1}
феррит	153	36,9	$1,8 \cdot 10^4$	45,4	$3,5 \cdot 10^5$	250	26,2	$1,9 \cdot 10^2$	30,1	$6,7 \cdot 10^2$
аустенит	158	37,4	$2,0 \cdot 10^4$	46,4	$4,5 \cdot 10^5$	270	20,5	$2,4 \cdot 10$	26,8	$1,3 \cdot 10^2$

Идентичность кинетических параметров первого пика указывает на одинаковую форму нахождения водорода в обоих образцах стали. Очевидно, это водород поверхностной локализации. Кинетические параметры второго («высокотемпературного») пика имеют более существенные различия, что может свидетельствовать о различающейся кинетике температурного удаления водорода из приповерхностных слоев α -Fe и γ -Fe. Данные параметры могут служить маркерами локализации водорода в различных сталях.

МЕТОДОЛОГІЯ КАЛІБРУВАННЯ ЕКСПЕРТНОЇ ДОСЛІДНИЦЬКОЇ СИСТЕМИ В УМОВАХ НБК ОУ

Стадник С.М., Годун Р.Л., Кучмагра О.А., Одинокін Г.І., Скорбун А.Д.

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України м. Чорнобиль, Україна, s.stadnyk@isnpnp.kiev.ua

Згідно з результатами вимірювань штатною системою контролю ядерної безпеки (СКЯБ ІАСК) НБК ОУ спостерігається зростання нейтронної активності в місцях скупчення ядерно небезпечних матеріалів, що діляться. Безпосередній доступ до цих матеріалів відсутній, а блоки детектування густини потоку нейтронів знаходяться на периферії.

На даний час ефективність моніторингу нейтронної активності недостатня, оскільки в зоні локалізації цих матеріалів знаходяться лише три детектори реєстрації. Для вирішення цієї проблеми пропонується вести в експлуатацію експертну дослідницьку систему. Створена експертна дослідницька система надає можливість реалізувати додаткові точки моніторингу нейтронної активності та температури.

Введення в експлуатацію експертної системи вимагає наявності методології калібрування її вимірювальних каналів. Враховуючи основні принципи радіаційної безпеки (принцип виправданості, оптимізації і неперевиконання) і того факту, що апаратура для реєстрації та зберігання вимірюваних величин знаходиться на значному віддаленні від місць розташування детекторів вимірюваних величин, методологія калібрування вимірювальних каналів експертної дослідницької системи передбачає використання комплексного підходу, тобто окремої перевірки нормалізуючої частини вимірювального тракту і блоків детектування. З урахуванням науково-дослідного статусу системи такий підхід є прийнятним і достатнім для забезпечення поставлених системі завдань.

Для перевірки/калібрування нормалізуючої частини трактів ВК ЕДС використання методу заміщення, коли на вхід каналів подається еталонний сигнал, що імітує сигнал від детектора. Оцінка метрологічних характеристик ВК ЕДС базується на статистичній обробці (визначенні середньоквадратичного відхилення, відносної і систематичної похибок) результатів квазінеперервних вимірювань.

Для перевірки самих БД (на базі камер поділу КНТ-31 і КНТ-31-1), які внаслідок роботи в умовах високих радіаційних полів та забруднення не можуть бути доставлені у спеціалізовані лабораторії, пропонується використовувати внутрішні сигнали іонізуючої камери (альфа-активності радіатора) в умовах постійного нейтронного випромінювання (тобто без вилучення камери з робочого середовища). Стабільність статистичних параметрів швидкості рахунку альфа-фону у визначеному «вікні» підтверджує стабільність метрологічних характеристик нейтронного вимірювального каналу – коефіцієнта перетворення густини потоку нейтронів та величину основної похибки коефіцієнта перетворення.

Список літератури:

1. Методологія калібрування вимірювальних каналів «Експертної дослідницької системи» / ПІБ АЕС 01.00.00.00 МК. – 2019. – ред. 1. – С. 21.
2. О.А. Кучмагра, Г.І. Одинокін, А.Д. Скорбун, С.М. Стадник, А.С. Садовніков Використання альфа-активності радіатора камери поділу для контролю працездатності нейтронного вимірювального каналу // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. – 2016. – Вип. 27. – С. 97 – 101.
3. Дмитриев А.Б., Малышев Е.К.. Нейтронные ионизационные камеры для реакторной техники. / М.: Атомиздат – 1975. – С. 94.
4. Калашникова В.И., Козодаев М.С. Детекторы элементарных частиц. / М.: Наука – 1996. – С. 407.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МОДУЛЬНЫХ РЕАКТОРОВ МАЛОЙ МОЩНОСТИ В ЭНЕРГЕТИКЕ УКРАИНЫ

Рошуор А.Д.

ОП ЮУАЭС, Южноукраинск, Украина, e-mail: roshuor@i.ua

В последнее время в энергетическом секторе Украины складывается неблагоприятная ситуация вызванная значительной изношенностью генерирующих мощностей, а также недостатком манёвренных мощностей для балансировки объединённой энергосистемы Украины. Ситуация также усугубляется стремительным увеличением генерации электроэнергии из возобновляемых источников, таких как ВЭС и СЭС, которые являются электростанциями с негарантированной мощностью. Эти факторы могут вызвать разбалансировку энергосистемы.

Национальная энергетическая компания «Укрэнерго» в своём «Отчёте по оценке соответствия (достаточности) генерирующих мощностей» за 2018 год делает выводы, что существующие в системе генерирующие источники фактически находятся на стадии истощения физических возможностей суточного регулирования и рациональных режимов работы электростанций, поэтому уже в ближайшее время необходимо выполнение их реконструкции, а также введение новых высокоманёвренных мощностей [1].

Решить данные проблемы может строительство модульных реакторов малой мощности. По классификации МАГАТЭ к малым относятся реакторы, у которых электрическая мощность не превышает 300 МВт. Многие государства сосредотачивают усилия на разработке малых модульных реакторов. Во всем мире насчитывается примерно 50 проектов и концепций ММР [2].

В данном докладе будет рассмотрена работа ММР компании Holtec International SMR-160. На его примере будет проанализирована возможность решения следующих задач:

1. Создание новых манёвренных мощностей для балансировки энергосистемы;
2. Замещение генерирующих мощностей срок эксплуатации, которых истекает в ближайшем десятилетии;
3. Обеспечение питания собственных нужд действующих АЭС при системной аварии в энергосистеме Украины и посадке на «ноль» региона АЭС (на примере Южноукраинской АЭС).

По утверждениям компании Holtec International SMR-160 способен быстро приспосабливаться к изменяющимся потребностям в электрической сети [3]. Также он имеет ряд существенных преимуществ при вводе в эксплуатации по сравнению с традиционными большими реакторными установками. Эти и другие особенности также позволяют работать ММР совместно с традиционными АЭС, что значительно повысит надёжность питания собственных нужд энергоблоков.

Список литературы:

1. Звіт з оцінки відповідності (достатності) генеруючих потужностей (доопрацюваний), Державне підприємство, Національна енергетична компанія Укренерго, 2018 р., с. 39.
2. Официальный сайт МАГАТЭ - <https://www.iaea.org/ru/temy/malye-modulnye-reaktory>
3. Официальный сайт дочерней компании Holtec International SMR LLC - <https://smrllc.com/faqs/#Q36>

ИНСТРУМЕНТЫ УЛУЧШЕНИЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ОТДЕЛЬНОГО РАБОТНИКА, РАБОЧИХ ГРУПП И РУКОВОДИТЕЛЕЙ КАК НЕОТЪЕМЛЕМАЯ ЧАСТЬ В СИСТЕМЕ ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Ладиненко Я.С.

ГП «НАЭК «Энергоатом» ОП «Южно-Украинская АЭС», Южноукраинск, Украина,

e-mail: jan.ladinenko@gmail.com

В докладе рассмотрена проблема влияния человеческого фактора на безопасность АЭС. Приведено описание модели защитных барьеров, которая позволяет продемонстрировать, как происходит нарушение даже при наличии многочисленных защитных мер. Выполнен анализ общих принципов предотвращения ошибок.

С целью минимизации влияния человеческого фактора на безопасность АЭС, в ОП ЮУАЭС внедрены и активно применяются две системы:

- 1) система инструментов предотвращения ошибок персонала;
- 2) система инструментов руководителя по предотвращению ошибок и улучшению деятельности подчиненного персонала.

Основные задачи вышеупомянутых систем сводятся к помощи персоналу эффективно и безошибочно выполнять рабочее задание.

В докладе детально изложена структура инструментов предотвращения ошибок персонала, которая включает в себя:

- владение ситуацией;
- применение процедур;
- эффективная коммуникация;
- контроль при выполнении;
- контроль после выполнения.

Приведено описание условий применения того или иного инструмента: до, во время или после работы.

Помимо структуры инструментов предотвращения ошибок персонала, в докладе рассмотрена структура системы инструментов руководителя по предотвращению ошибок и улучшению деятельности подчиненного персонала, которая включает в себя:

- бенчмаркинг (перенимание наиболее передового опыта);
- наблюдения;
- самооценки;
- производственные показатели;
- независимый контроль;
- рассмотрение рабочей продукции;
- расследование событий, произошедших по вине персонала;
- опыт эксплуатации;
- управление изменениями;
- учет ошибок и почти произошедших событий;
- анкетирование персонала.

Выполнен анализ эффективности использования инструментов предотвращения ошибок персонала на ЮУАЭС, а также шаги, которые применяются по дальнейшему совершенствованию и использованию инструментария.

РАДИАЦИОННЫЕ ЗАЩИТЫ ИЗ РАЗНЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВКЕ И ХРАНЕНИИ ОЯТ СУХИМ МЕТОДОМ

Рудычев В.Г.¹, Азаренков Н.А.¹, Гирка И.А.¹, Рудычев Е.В.²

¹ХНУ им. В.Н.Каразина, ²ННЦ «ХФТИ», Харьков, Украина, e-mail: rudychevv@gmail.com

Одной из основных функций при транспорте и сухом хранении ОЯТ это обеспечение радиационной защиты. Как правило, радиационная защита от гамма-квантов и нейтронов выполняются из различных материалов. В настоящее время существует значительное количество конструкций контейнеров хранения и транспортных контейнеров, выполненных из разных материалов: сталь, чугун, свинец, бетон, поглощающие нейтроны материалы и т.п. В качестве характеристик контейнеров приводятся размеры радиационной защиты, указывается количество тепловыделяющих сборок в контейнере, их тип, выгорание и время хранения, которые обеспечивает заданную мощность дозы вне контейнера для данной защиты.

Наибольшую γ -активность ОЯТ с временем хранения более 3-х лет, создают 4 нуклида, испытывающих бета-распад с последующим излучением γ -квантов от дочерних нуклидов: $^{90}\text{Sr} \rightarrow ^{90}\text{Y}$, $^{106}\text{Ru} \rightarrow ^{106}\text{Rh}$, $^{137}\text{Cs} \rightarrow ^{137}\text{Ba}$, $^{144}\text{Ce} \rightarrow ^{144}\text{Pr}$, а также ^{134}Cs и ^{154}Eu [1]. Отсутствуют данные о вкладе вышеприведенных радионуклидов в мощность дозы излучения вне контейнера и сравнение эффективности материалов защиты. Анализ транспорта γ -квантов через защиты разной толщины и элементного состава, сравнение эффективности защит из различных материалов и определение вклада в мощность дозы отдельных изотопов ОЯТ является целью настоящей работы. Также исследуется влияние радиационной защиты от γ -квантов на изменение характеристик нейтронного излучения ОЯТ. В качестве источника излучения выбран многоцелевой контейнер (МЦК) Holtec International, который будет использоваться как для хранения, так и транспортировки 31 отработавшей тепловыделяющей сборки (ОТВС) ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 в центральном хранилище отработавшего ядерного топлива (ЦХОЯТ), размещенного в зоне отчуждения Чернобыльской АЭС.

В пакетах MCNP и PHITS методом Монте-Карло выполнено моделирование источника излучения содержащего МЦК с 31 ОТВС, окруженных защитой разных материалов. Использовалась методика учета отдельных долгоживущих нуклидов (выдержка ОЯТ свыше 3 лет), вносящих основной вклад в мощность дозы (МД) вне защиты [2]. Выполнены расчеты транспорта γ -квантов от 6 изотопов и нейтронов (определяются на 99% актиноидом ^{244}Cm) через защиты одинаковой массовой толщины из Fe, Pb и обедненного U, бетона и обедненного диоксида урана UO_2 . Рассчитаны спектральные и угловые распределения γ -квантов за защитами, эквивалентными толщине из железа 15; 20; 25; 30 и 35 см, что соответствует массовой толщине защиты из обедненного урана: 6.22; 8.30; 10.37; 12.44 и 14.52 см, а для бетона (плотность 2.3 г/см³) 51.3; 68.3; 85.4; 102.5 и 119.6 см.

Полученные данные характеристик γ -излучения дают возможность рассчитать МД для произвольного изотопного состава ОЯТ на заданный момент времени хранения. Показано, что для всех видов и толщин защиты максимальное значение мощности дозы (МД) создают γ -кванты испускаемые ^{154}Eu содержащегося в ОЯТ ВВЭР-1000 (выгорание 55 МВт·сут./кгU, выдержка свыше 3 лет). С увеличением времени хранения ОЯТ вклад ^{154}Eu в МД увеличивается.

1. Монография в серии «Безопасность атомных станций»: «Безопасность сухого хранения отработавшего ядерного топлива» авторов: Рудычев В. Г., Алёхина С. В. и др., Харьков-2013, 200 ст.
2. V.G. Rudychev, I.O. Girka, Y.V. Rudychev, Influence of certain radionuclides on outer radiation of spent nuclear fuel at dry storage, Problems of Atomic Science and Technology, 2016, N5(105). Series: Nuclear Physics Investigations (67), p.48-54.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ПЛАЗМЕННЫХ ПОКРЫТИЙ ДЛЯ ЗАЩИТЫ ЭЛЕМЕНТОВ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТРОЙСТВ

Литовченко С.В., Береснев В.М., Мазилин Б.А., Горюх Д.В.

Харьковский национальный университет имени В. Н. Каразина, Харьков, Украина,

e-mail: mazilin@karazin.ua

Обеспечение безопасности функционирования энергетических объектов требует применения новых материалов с улучшенными свойствами и способностью сохранять эти свойства в течение предусмотренного срока эксплуатации. В последнее время перспективным вариантом обеспечения нового комплекса эксплуатационных свойств является применение функциональных композитных покрытий, в частности таких, что содержат нано- или ультрадисперсные армирующие составляющие. В последнее время значительное внимание уделяется исследованиям физико-механических свойств наноматериалов, полученных в виде покрытий различными методами осаждения. Наибольшее распространение в промышленности получили химическое (CVD) и физическое (PVD) осаждения. Полученные указанными методами нанокристаллические покрытия на основе различных многоэлементных соединений демонстрируют новые свойства – повышенную прочность, высокую твердость, износостойкость, коррозионную и термическую стойкость [1, 2].

В настоящее время ионно-плазменные технологии, в частности, магнетронное распыление, используются во многих областях науки и достаточно широко применяются для формирования функциональных покрытий. Известны варианты нанесения плазменных покрытий на циркониевые сплавы. Покрытия на основе хрома повышают надежность ТВЭЛов в нештатных ситуациях [3].

За счет многослойной архитектуры покрытий и интегрирования свойств различных слоев можно целенаправленно влиять на структуру и физико-механические свойства изделий. Новые возможности открывает использование металлокерамических мишеней, содержащих частицы AlN, SiC, TiB₂ и др. соединений [4]. Покрытия, полученные с использованием таких мишеней, характеризуются высокими коррозионными и механическими свойствами, термической стабильностью и хорошей адгезией к различным подложкам – сталям, цветным сплавам, тугоплавким материалам, что позволяют рассматривать их в качестве приемлемых функциональных материалов для защиты деталей трубопроводов, вентильной и регулирующей арматуры, конструкционных и других элементов различных энергетических устройств.

Список литературы:

1. BASF Handbook on Basics of Coating Technology / A. Goldschmidt, H.-J. Streitberger – 3rd Ed., BASF Coatings AG, Hannover, Germany, 2018.
2. Influence of deposition parameters on the structure and properties of nitride coatings / A.D. Pogrebnjak, N.A. Azarenkov, V.M. Beresnev, S.V. Lytovchenko // Manufacturing nanostructures. One central press (OCP), 2014.
3. Vacuum-arc chromium-based coatings for protection of zirconium alloys from the high-temperature oxidation in air / A.S. Kuprin, V.A. Belous, V.N. Voyevodin, et al // Journal of Nuclear Materials 465 (2015) p. 400–406.
4. Gradient Nanostructured Coatings Obtained by Magnetron Sputtering of a Multiphase AlN–TiB₂–TiSi₂ Target / A.D. Pogrebnjak, A.V. Pshyk, E. Coy, et al // The Physics of Metals and Metallography, 2016, V. 117, No. 10, pp. 990–1002.

СТРУКТУРА, ЖАРСТОЙКОСТЬ И МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА СПЛАВОВ Fe-Cr-Al, ЛЕГИРОВАННЫХ Y, Mo И Zr

Колодий И.В., Белоус В.А., Василенко Р.Л., Воеводин В.Н., Куприн А.С., Ростова А.Ю., Тихоновский М.А., Толмачёва Г.Н., Тортика А.С.

НИИЦ "Харьковский физико-технический институт", Харьков, Украина

e-mail: kolodiy@kipt.kharkov.ua

После аварии на атомной станции Фукусима в рамках концепции ATF (топлива, толерантного к авариям) одним из перспективных вариантов для замены традиционных циркониевых сплавов для оболочек ядерного топлива являются сплавы на основе системы Fe-Cr-Al. Отличительной особенностью этих сплавов является образование тонкой защитной плёнки оксида алюминия при окислении, а легирование может привести к повышению стойкости к высокотемпературному окислению и повышению механических свойств.

Цель данной работы – исследование влияния добавок легирующих элементов на структуру, жаростойкость и механические свойства промышленного (X23Ю5Т) и экспериментальных сплавов на основе Fe-Cr-Al. Для исследования были взяты сплавы следующего состава (в масс.%):

1. Промышленный сплав (фехраль) марки X23Ю5Т;
2. X23Ю5Т после переплава;
3. $\text{Fe}_{72,5}\text{Cr}_{21}\text{Al}_6\text{Y}_{0,5}$;
4. $\text{Fe}_{72}\text{Cr}_{21}\text{Al}_6\text{Y}_1$;
5. $\text{Fe}_{70}\text{Cr}_{21}\text{Al}_6\text{Y}_1\text{Mo}_2$;
6. $\text{Fe}_{63}\text{Cr}_{23}\text{Al}_9\text{Y}_1\text{Mo}_2\text{Zr}_2$;

Фазовый анализ сплавов проводился на рентгеновском дифрактометре ДРОН-2.0 в Co-K α излучении. Исследования микроструктуры образцов сплавов выполняли на сканирующем микроскопе JSM-7001F с приставкой OxfordLink ISIS 300 для EDX анализа. Высокотемпературное окисление проводили путем отжига в печи на воздухе ($T = 1300^\circ\text{C}$ в течение 3 часов). После окисления образцы взвешивались на лабораторных весах ВЛР-20.

В исходном состоянии по данным РСА практически все образцы однофазные и содержат ОЦК фазу (твёрдый раствор замещения), параметр решетки которой увеличивается по мере увеличения содержания легирующих элементов. В образце №6 кроме этого выявлено следы фазы Лавеса ZrFe_2 .

После высокотемпературного окисления во всех образцах наблюдается увеличение веса без осыпания (отслоения). На поверхности образцов формируется плотная оксидная плёнка темно-серого цвета. Наименьшее увеличение веса ($0,3 \text{ мг/см}^2$) наблюдалось у образцов, легированных Y и Mo (№5), а наибольшее ($7,2 \text{ мг/см}^2$) – у образцов, дополнительно легированных Zr (№6). Такое поведение сплавов при окислении связано с формированием на их поверхности различных по фазовому составу оксидных слоёв. По данным РСА после окисления во всех образцах формируется плёнка оксида алюминия Al_2O_3 - α . Значения параметров решетки ОЦК фазы немного меньше, чем в исходном состоянии, хотя также сохраняется тенденция их увеличения с ростом содержания легирующих элементов. В образце №6 (легирован Zr) кроме оксида алюминия Al_2O_3 - α также выявлено оксид железа Fe_2O_3 - α и тетрагональный оксид циркония ZrO_2 -t, то есть при окислении формируется сложный по составу оксидный слой с худшими защитными свойствами.

Проведенные исследования показали, что легирование выбранными химическими элементами приводит к изменению жаростойкости сплавов на основе FeCrAl. Наилучший результат показал сплав №5 (легированный Y и Mo).

ВЛИЯНИЕ ТЕРМО-МЕХАНИЧЕСКОЙ ОБРАБОТКИ НА СТРУКТУРУ И СВОЙСТВА МАРТЕНСИТНОЙ СТАЛИ Т91

**Сторожилов Г.Е., Воеводин В.Н., Тихоновский М.А., Ростова А.Ю., Кальченко А.С.,
Андриевская Н.Ф., Василенко Р.Л.**

Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт»

Харьков, Украина, e-mail: rostova@kipt.kharkov.ua

Мартенситная сталь Т91 широко применяется в энергетических установках ТЭС, а также рассматривается в качестве материала-кандидата для ядерных и термоядерных реакторов нового поколения [1]. Термо-механическая обработка (ТМО), при правильном подборе степени деформации и оптимальных температур отпуска, позволяет не только уменьшить размер зерна до ультрамелкозернистого состояния, но и получить однородное распределение мелких карбидов [2].

В данной работе в качестве ТМО использован разработанный в ННЦ ХФТИ метод многоциклового «осадки-выдавливания» (МОВ), хорошо зарекомендовавший себя при получении ультрамелкозернистых материалов, как в лабораторных, так и в промышленных условиях [3].

В данной работе МОВ стали Т91 проводили в двух температурных интервалах: в аустенитной области и при последовательном снижении температуры деформации в ферритной области. Последующая термообработка проводилась при температурах 730...550 °С в течение 1...50 ч для стабилизации структуры и выделения карбидных фаз.

Методами оптической и трансмиссионной электронной микроскопии установлено, что средний размер зерна стали Т91 в результате МОВ снижается от 20 мкм в исходном состоянии до 140 нм после 5 циклов МОВ. С увеличением количества циклов и снижением температуры «осадки-выдавливания» одновременно с уменьшением среднего размера зерен происходит увеличение степени однородности их распределения по размерам.

Полученное ультрамелкозернистое состояние стали наиболее стабильно при температуре термообработки 550 °С. Так, отпуск в течение 25 ч не приводил к существенным изменениям размеров зерен и микротвердости. Повышение температуры отпуска до 650 °С приводит к росту зерна, увеличению объемной доли и плотности выделений карбидных фаз и, как следствие, снижению твердости.

Список литературы:

1. R.L. Klueh. Ferritic/Martensitic Steels for Advanced Nuclear Reactors. Trans. Indian Inst. Met., 2009, 62, p. 81 – 87.
2. Javier Vivas et al. Effect of Ausforming Temperature on the Microstructure of G91 Steel // Metals, 2017, iss. 7 , v. 236, p.p 1 – 11.
3. О.В. Чорний та ін. Патент 42487 А Україна, МПК 7 H01B12/00 «Спосіб виготовлення ніобій-титанового надпровідника». Бюл. № 9. Заявл. 12.03.2001; Опубл. 15.10.2001.

БОРУВАННЯ ВНУТРІШНЬОЇ ПОВЕРХНІ ЗАВОРОТУ ТРУБОПРОВОДУ ПАРОГЕНЕРАТОРУ МЕТОДОМ ВОДНЕВОГО ВІДНОВЛЕННЯ ТРИХЛОРИДУ БОРУ

Журавльов О.Ю., Шиян О.В., Стригуновський С.В., Широков Б.М.

Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут» 61108, м. Харків,
вул. Академічна, 1; тел. 057-335-68-16, факс 057-335-07-55, e-mail: girik081179@gmail.com

Кавітаційний знос комутаційних трубопроводів контурів парогенераторів призводить до серйозних локалізованих руйнувань конструкційних матеріалів. Особливо часто такі аварії виникають в зонах вигинів трубопроводів [1, 2]. Розв'язання проблеми можливе шляхом захисту зони вигинів трубопроводів захисними покриттями на основі бориду заліза, які загальмують кавітаційні процеси зносу. Боровані сталі володіють досить високою зносостійкістю в порівнянні з цементованими або нітроцементованими сталями за рахунок утворення твердих боридів заліза.

Одним з прогресивних напрямків в сучасному матеріалознавстві є освоєння і розвиток газофазних методів осадження матеріалів [3]. Отримані конденсати характеризуються високою, близькою до теоретичної щільністю, низьким вмістом домішок, в процесах осадження можуть бути отримані сплави металів і різні тугоплавкі сполуки у вигляді боридів, нітридів, карбідів, силіцидів, оксидів. Це дає можливість наносити захисні, розділові, корозійностійкі, зносостійкі покриття на деталі складної форми.

За результатами проведених термодинамічних розрахунків водневого відновлення трихлориду бору, газодинаміки течії парогазової суміші $\text{BCl}_3 : \text{H}_2$, вивчення кінетики швидкості росту покриттів на основі бориду заліза визначені параметри газофазного осадження покриттів на аустенітній сталі. Рентгенографічні дослідження показали, що покриття має лише 1 фазу Fe_2B . Параметри решітки даної фази складають $a = 5,117\text{\AA}$; $c = 4,243\text{\AA}$. У покритті присутня текстура (100), тобто зерна бориду заліза Fe_2B , які мають переважно орієнтовані кристалолографічні площини $\{100\}$ паралельно поверхні зразка, рис 1.

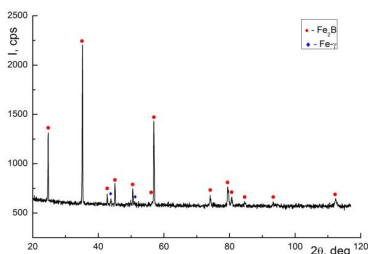


Рис. 1. Рентгенографічні дослідження борованої сталі

Список літератури:

1. Л. Ожигов, А. Митрофанов, С. Крайнюк. Експлуатаційне зношування трубопроводів другого контуру енергоблоків ВВЕР-1000. Вісник Тернопільського національного технічного університету. 2013. Том 69. № 1, с.55-62.
2. Л.С. Ожигов, Г.Н. Картмазов, И.Ю. Добровольская, Ю.А. Богатырев, А.С. Митрофанов, В.И. Змий, В.В. Кунченко, А.А. Андреев, Н.Ф. Карцев, Н.Д. Рыбальченко, И.М. Короткова. Покрyтия для защиты стали 20 от коррозионно-эрозийного износа в среде второго контура ввэр-1000. Вопросы атомной науки и техники. 2013. №5(87), с. 137-141.
3. К. Пауэлл, Д. Оксли, Д. Блочер. Осаждение из газовой фазы. М.: Атомиздат, 1970.

ВИЗНАЧЕННЯ ХАРАКТЕРИСТИК ТРІЩИНОСТІЙКОСТІ СТАЛІ 22К ЗА РЕЗУЛЬТАТАМИ УДАРНИХ ВИПРОБУВАНЬ ЗРАЗКІВ ШАРПІ

Кравчук А.В., Кондряков Є.О., Харченко В.В.

*Інститут проблем міцності ім. Г.С. Писаренка НАН України, м. Київ, Україна
01014, м. Київ, вул. Тимірязєвська, 2, e-mail: kravchuk.a@ipp.kiev.ua*

Вирішенням проблеми оцінки залишкового ресурсу та обґрунтуванням продовження строків експлуатації відповідальних конструкцій, займаються науковці різних галузей сучасної техніки, зокрема в атомній енергетиці, як в Україні, так і за кордоном. При оцінці ресурсу корпусів реакторів АЕС проводяться випробування зразків-свідків (ЗС) для визначення ступеню деградації матеріалу внаслідок радіаційного та термічного окрихчування. Комплекс випробувань ЗС включає в себе випробування на розтяг, ударну в'язкість та тріщиностійкість.

Визначальну роль у цих дослідженнях відіграють випробування на тріщиностійкість, які є дорогими, складними, вимагають висококваліфікованої робочої сили, спеціального обладнання та вимагають великої кількості матеріалу. Кількість матеріалу ЗС є досить обмеженою, особливо для високих рівнів флюенсу, останнім часом ЗС, використовують методики відновлення зразків та мініатюрні зразки.

Проте в останні роки набули поширення методи отримання характеристик тріщиностійкості за результатами ударних випробувань зразків Шарпі, які є доволі простими і дешевими, не вимагають великої кількості матеріалу та також входять до комплексу випробувань ЗС.

Існують кореляційні методи [1], які за енергією руйнування зразка дозволяють отримувати характеристики тріщиностійкості. Зазвичай, вони розробляються для конкретного типу матеріалу і для певної ділянки кривої в'язко-крихкого переходу. Результати кореляційних методів використовують як якісну характеристику, яка показує наявність чи відсутність змін механічних характеристик матеріалу.

З розвитком інформаційних технологій з'явилась можливість підвищити інформативність випробувань за рахунок оснащення ударних машин високошвидкісними системами реєстрації даних [2], які дозволяють записати повну діаграму деформування та руйнування зразка, на основі якої розробляються аналітичні методи розрахунку характеристик тріщиностійкості. Найбільш поширеними серед них є аналітичний 3-х параметричний метод Шиндлера [3] та метод нормалізації Шаоді [4].

В даній роботі було проведено серію ударних випробувань зразків Шарпіта компактних зразків на тріщиностійкість зі сталі 22К.

Побудовано криві залежності характеристик тріщиностійкості від температури за різними методами, які свідчать про певну збіжність результатів на ділянці крихкого руйнування та в'язко-крихкого руйнування.

Список літератури:

1. Rolfe, S. T. and Novak, S. R. Slow-bend K_{IC} testing of medium-strength high-toughness steels. In: Review of Developments in Plane Strain Fracture Toughness Testing, ASTM STP 463. 1970 Philadelphia, PA, pp. 124–159
2. Харченко В.В. Инструментированный копер для ударных испытаний: основные элементы, анализ работоспособности / Харченко В.В., Кондряков Е.А., Жмака В.Н., Бабуцкий А.А. // Сб. «Надёжность и долговечность машин и сооружений». – 2006. – №27. – С. 120 – 127.
3. Schindler H.J., Tipping Ph Instrumented impact testing of pre-cracked Charpy-type specimens to obtain fracture toughness data for in master curve methodology - IAEA Specialists Meeting on Master Curve Testing and Results Application 17-19.09.2001 - Prague, Czech Republic, 2001. 8 p.
4. Chaouadi R.J., L. Puziolante, Procedure to Estimate the Crack Resistance Curve from the Instrumented Charpy V-notched Impact Test, 2009. ICF-12, Toronto, Canada.

ВИКОРИСТАННЯ МЕТОДУ ВАГОВИХ ФУНКЦІЙ ДО АНАЛІЗУ КРИХКОЇ МІЦНОСТІ ШАХТИ РЕАКТОРУ

Дубик Я.Р.¹, Іщенко О.А.^{1,2}, Костенко В.С.¹, Філонова Ю.С.^{1,2}

¹ТОВ «ІПП-Центр», Київ, Україна

²НТУУ КПІ ім. Сікорського, Київ, Україна, e-mail: i_94@ukr.net

На сьогоднішній день в Україні тривають роботи з обґрунтування позапроектного терміну експлуатації енергоблоків АЕС з реакторами ВВЕР-1000. Одним з критичних елементів в оцінці позапроектною періоду експлуатації є внутрішньокорпусні пристрої (ВКП), а саме шахта реактору (ШВК). Матеріал ВКП – аустенітна сталь 08X18H10T, за рахунок нейтронного опромінення, відбувається деградація матеріалу, та суттєво понижується в'язкість матеріалу. Саме тому оцінка крихкої міцності є одним з видів розрахунку що визначає позапроектний термін експлуатації ШВК. При продовженні термінів експлуатації ВКП розраховується велика кількість аварійних сценаріїв, також аналізується декілька місць, орієнтацій та співвідношень осей тріщини, тому доцільним є використання інженерних методів розрахунку напружень та температур, а також оцінка КІН з використанням методу вагових функцій.

Метою цієї роботи є аналіз крихкої міцності шахти реактору під час перетікання проектних аварій з використанням методу вагових функцій імплементованого у розроблене програмне забезпечення SIFMaster.

Для швидкого аналізу у SIFMaster попередньо виконується розрахунок напружень на основі теплогідрравлічних даних з зовнішньої та внутрішньої сторони ШВК. На Рис.1 наведено розподіл напружень у часі, для одного з сценаріїв групи LOCA, а на Рис.2 зміна коефіцієнта інтенсивності напружень (КІН) у часі. Наведені результати відносяться до зони постулювання тріщини навпроти патрубка головного циркуляційного трубопроводу, де можливе потраплення холодних язиків при заливів охолоджуючої рідини при аварії. Незважаючи на досить високі значення КІН, умови крихкої міцності виконуються за рахунок незначної деградації матеріалу ШВК вище активної зони. За рахунок використання розробленого програмного забезпечення SIFMaster, значно скорочується час розрахунків, оскільки хоча КІН розраховуються для однієї зони, але одночасно для всіх типорозмірів тріщин.

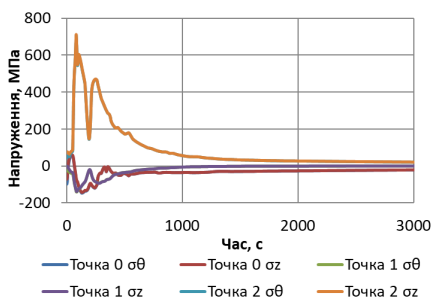


Рис. 1 Розподіл напружень в часі



Рис.2. КІН в часі

Розроблено програмне забезпечення для аналізу крихкої міцності на основі методу вагових функцій. Показано ефективність у його використанні, що дозволяє отримувати оцінку міцності у задовільний час з високою точністю.

КУЛЬТУРА КИБЕРБЕЗОПАСНОСТИ, КАК СОСТАВЛЯЮЩАЯ ЧАСТЬ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Малеев С.С.

ОП «Запорожская АЭС», Энергодар, Украина, e-mail: sergeymalieiev@gmail.com

Вопросы, касающиеся кибербезопасности вошли в TOP-10 вопросов, которыми обеспокоена общественность, согласно отчета по Всемирному экономическому форуму в Давосе за 2019 год.

Активно уделяется внимание проблемам кибербезопасности и в Украине.

Основополагающими свойствами киберзащиты являются понятия: конфиденциальность, целостность, доступность. Для обеспечения киберзащиты с учетом основных ее свойств создаются модели угроз. Самым распространенным разделением моделей угроз является за местоположением источника угрозы (внутренние, внешние). Согласно статистике за последние 4 года количество внутренних киберинцидентов составляет порядка 65%.

Как и киберугрозы, так и нарушители кибербезопасности делятся на внешние и внутренние. 70% всех внутренних нарушений кибербезопасности предприятия осуществляется категорией «Пользователи» при этом основной причиной кибернарушений является неосмотрительные или неосведомленные действия.

Нарушения или непонимание персоналом политик кибербезопасности привели к всемирно известным киберинцидентам на объектах критической инфраструктуры.

Кибербезопасность атомных станций напрямую зависит от действий персонала и человеческого фактора. Поэтому определение термина культуры кибербезопасности можно трактовать как квалификационную и психологическую подготовленность всех лиц, так и целенаправленную деятельность предприятия, при которой обеспечение кибербезопасности является одной из приоритетных целей и внутренней потребностью, приводящая к самосознанию ответственности и к самоконтролю при выполнении всех работ, влияющих на безопасность в целом.

В понятиях культуры безопасности и культуры кибербезопасности много общего: схожесть определений, задачи, пути их достижения.

В своих проявлениях культура кибербезопасности состоит из двух главных компонентов. Рамки одного определяются политикой предприятия и действиями руководителей, а второй проявляется в реакции отдельных лиц, работающих в этих рамках.

Основными путями становления культуры кибербезопасности на уровне предприятия является заявление о политике в области кибербезопасности, формирование структуры управления, обеспечение материальными и людскими ресурсами, анализ опыта и принятия мер по совершенствованию, подготовка персонала и оценка его квалификации, создание системы поощрения и наказания, проведение аудитов, организация информирования о киберинцидентах.

Главной целью культуры кибербезопасности на индивидуальном уровне является повышение осознанности персонала по вопросам кибербезопасности, которое достигается за счет критического и осмысленного отношения к должностным обязанностям, ознакомления и строгого соблюдения требований нормативной документации, постоянного обучения и повышения квалификации.

Комплексная программа повышения осведомленности персонала по вопросам кибербезопасности может состоять из таких инструментов как обучение персонала, наглядная агитация, внутренняя рассылка электронной почты, создание электронной базы знаний и позволит уменьшить количество киберинцидентов по причине человеческого фактора.

ПРОБЛЕМИ ВРАХУВАННЯ ПІД ЧАС ОЦІНКИ СЕЙСМОСТІЙКОСТІ БАКІВ З РІДИНОЮ СПЕЦИФІЧНИХ ФОРМ ВІДМОВ, ПОВ'ЯЗАНИХ З ВПЛИВОМ КОЛИВАНЬ РІДИНИ

Підгасцький Т.В.^{1,2}, Зінковський А.П.², Рижов Д.І.¹, Мустафін М.А.¹, Павлів Є.А.¹

¹Державне підприємство "Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки"

²Інститут проблем міцності імені Г. С. Писаренка НАН України, Київ, Україна,
e-mail: tv_pidhaietskyi@sstc.com.ua

При виконанні оцінки сейсмостійкості обладнання АЕС України проводяться розрахунки баків з рідиною у відповідності до НП 306.2.208-2016 [1], ПНАЭ Г-7-002-86 [2] та Методики МТ-Т.0.03.326-13 [3]. У розрахунках, як правило, використовується лінійно-спектральна теорія, що полягає у представленні сейсмічного впливу у вигляді спектрів відгуку та використання принципів модальної суперпозиції [2].

Наявність рідини призводить до зміни власних частот та форм коливань конструкцій та обладнання, додаткового динамічного впливу на їх стінки та днище [1]. Однак детальний аналіз і визначення закономірностей впливу коливань рідини в баку на характеристики коливань системи «бак-рідина» не проводився.

Розрахунки сейсмостійкості баків з рідиною зазвичай ґрунтуються на розділенні маси рідини на частину, що рухається разом зі стінками баку (імпульсивна маса), та частину, що коливається з виникненням хвиль на вільній поверхні (конвективна маса). Для конвективної частини маси рідини повинен використовуватися спектр відгуку з 0,5% коефіцієнтом демпфування, а для конструкції баку – 5% [3]. Рекомендації щодо правильного (комбінованого) використання спектрів відгуку присутні, наприклад, у API Standard 650 [4], розробленому Американським Нафтовим Інститутом. Цей документ часто використовують при оцінці сейсмостійкості баків з рідиною, оскільки тонкостінні баки за своїми параметрами виходять за межі застосовності формул для розрахунку стійкості циліндричних оболонок за ПНАЭ Г-7-002-86 [2]. Однак, критерії прийнятності (допустимі напруження) з документу API Standard 650 [4] відрізняються від ПНАЭ Г-7-002-86 [2], використання яких регламентовано Методикою МТ-Т.0.03.326-13 [3].

Доповідь присвячена опису:

- проблемних питань при врахуванні взаємодії імпульсивної та конвективної маси рідини з стінками баків, сейсмостійкість яких аналізується;
- неповноти національної нормативно-методичної бази для вирішення завдань гідропружності для конструкцій, що взаємодіють з рідиною;
- перспектив визначення закономірностей впливу способу моделювання рідини в баку, її рівня і форми самого бака на характеристики коливань системи бак-рідина та, як наслідок, формування рекомендацій щодо оптимальної форми баків, рівня їх наповненості для підвищення сейсмостійкості бакового господарства АЕС.

Список літератури:

1. НП 306.2.208-2016 Вимоги до сейсмостійкого проектування та оцінки сейсмічної безпеки енергоблоків атомних станцій.
2. ПНАЭ Г-7-002-86 Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.
3. МТ-Т.0.03.326-13 Методика расчётного анализа сейсмостойкости элементов действующих АЭС в рамках метода граничной сейсмостойкости.
4. API Standard 650 «Welded Tanks for Oil Storage».

ЕКСПЕРТНІ ОЦІНКИ СТОСОВНО БЕЗПЕЧНОГО ФУНКЦІОНУВАННЯ КРАНОВОГО ОБЛАДНАННЯ СВЯП-2

Сапон М.М., Кондратьєв С.М.

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», Київ, Україна, e-mail: mm_sapon@sstc.com.ua

Наразі на майданчику ДСП «Чорнобильська АЕС» (далі – ЧАЕС) відбувається спорудження сховища відпрацьованого ядерного палива сухого типу (далі – СВЯП-2). На даний час все відпрацьоване ядерне паливо (далі – ВЯП) ЧАЕС, а це більш як 20 тисяч відпрацьованих тепловиділяючих збірок (далі – ВТВЗ), зберігається у сховищі ВЯП мокрого типу ЧАЕС – СВЯП-1. Передбачається перевезення ВЯП зі СВЯП-1 на СВЯП-2 з подальшою його підготовкою до довгострокового зберігання та довгострокове зберігання ВЯП. Реалізація проекту СВЯП-2 виконується відомою американською компанією HoltecInternational. Проектний строк СВЯП-2 – 100 років.



Рис. 1 Гаряча камера СВЯП-2

Безпечне функціонування кранового обладнання СВЯП-2 є дуже важливим з огляду на те, що основна частину транспортно-технологічних операцій з ВЯП виконується саме крановим обладнанням та з огляду на значну кількість операцій (кількість ВТВЗ) які треба буде виконати дистанційно (без доступу персоналу в гарячу камеру СВЯП-2) для підготовки всього ВЯП до довгострокового зберігання.

Головна вимога – це запобігання пошкодженню твел при операціях з ВЯП.

У доповіді представлений аналіз технологічного процесу дистанційного поводження з ВЯП в гарячій камері (Рис. 1) СВЯП-2 в контексті потенційних загроз пов'язаних з крановим обладнанням, що можуть призвести до пошкодження твел. Це, зокрема, потенційно можливі відмови обладнання, помилки персоналу, колізії обладнання тощо.

Також представлений аналіз запобігання цим загрозам спираючись на конструкційні рішення кранового обладнання СВЯП-2, враховуючи досвід участі у його випробуваннях. Зокрема, конструкційні рішення обладнання, елементи безпеки, організаційні заходи, додаткові рішення, що реалізовані під час приймальних випробувань обладнання, що направлені на забезпечення безпеки при операціях с ВЯП на СВЯП-2 (надійність операцій з ВЯП та запобігання падінню, неконтрольованим переміщенням та пошкодженню ВЯП в аварійних умовах тощо).

РАЗРАХУНОК НА МІЦНІСТЬ ЕЛЕМЕНТІВ КРІПЛЕННЯ ВИГОРОДКИ РЕАКТОРУ ВВЕР-1000

Дубик Я.Р.¹, Васильченко Б.М.¹, Філонов В.В.^{1,2}, Філонова Ю.С.^{1,2}

¹ТОВ «ІПП-Центр», Київ, Україна

²НТУУ КПІ ім. Сікорського, Київ, Україна, e-mail: bohdan.vasylychenko@ukr.net

На сьогоднішній день в Україні тривають роботи з обґрунтування позапроектного терміну експлуатації енергоблоків АЕС з реакторами ВВЕР-1000 [1]. Основним обмежуючим фактором роботи енергоблоків у понад проектний термін є феномен радіаційного розпухання внутрішньокорпусних пристроїв (ВКП) під дією потоку високоенергетичних нейтронів [1, 2]. З точки зору міцності найбільш навантаженими є елементи кріплення вигородки [2], а саме шпильки що зтягують кільця між собою, та різьбові труби що кріплять нижнє кільце вигородки до гранованого поясу. За рахунок розпухання кільця вигородки суттєво деформуються, причому ця деформація є нерівномірною, отже елементи кріплення зазнають додаткове як розтягуючи так і згинні навантаження. Крім цього за рахунок нейтронного опромінення матеріал внутрішньокорпусних пристроїв (ВКП) зазнає значної деградації, тобто змінюються механічні характеристики матеріалів. Таким чином в'язкий матеріал ВКП – сталь 08X18N10Т стає крихким та на перший план виходить аналіз крихкої міцності елементів кріплення [2].

Метою цієї роботи є аналіз крихкої міцності елементів кріплення вигородки з врахуванням додаткових зусиль від розпухання.

На Рис.1 наведено скінчено-елементну сітку різьби з тріщиною. Найбільша складність полягає у побудові тріщини на гвинтовій поверхні, а це є необхідною умовою отримання коректних значень коефіцієнтів інтенсивності напружень, оскільки за рахунок підйому витка різьби маємо змішаний характер руйнування. Проведені розрахунки (Рис. 2) для консервативних розмірів тріщин, свідчать про виконання умов міцності до 60-ї паливної кампанії включно.

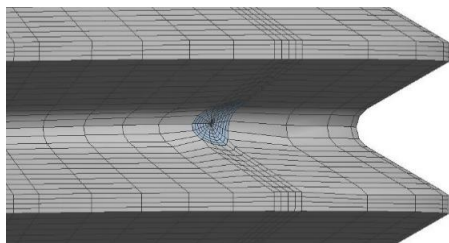


Рис. 1 СЕ сітка різьби з тріщиною

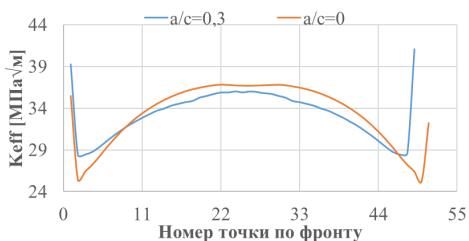


Рис. 2 KIH по фронту тріщини

Розроблені скінчено-елементні моделі різьби з вбудованою тріщиною дозволяють оцінити крихку міцність елементів кріплень вигородки. Показано що для аналізу крихкої міцності необхідно використовувати коефіцієнт інтенсивного напружень змішаного типу.

Список літератури:

1. Filonova, Y., Filonov, V., Dubyk, Y. (2018), "Reactorbafflecooling CFD frame work for swelling assessment," Proc. of the ASME ICONE 26-82365
2. Dubyk Y., Filonov, V., Filonova, Y.(2019), "Swelling of the WVER-1000 Reactor Core Baffle", Proc. of the SMiRT-25 Conference

ФОРМУВАННЯ ПРАВОВИХ КОМПЕТЕНЦІЙ МОЛОДІ ЯК ЕЛЕМЕНТУ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ

Скібчик А.В.

ІТТУ ВП «РАЕС», м. Вараш, Україна, e-mail: anna72664@gmail.com

Сучасний стан українського суспільства змушує акцентувати увагу на необхідності формування у молоді правових компетенцій як елементу культури безпеки. Досягнути цього можна шляхом використання та впровадження інтерактивних освітніх методів підготовки працівників. Внутрішня усвідомлена потреба дотримуватися принципів культури безпеки може виникнути в людині-фахівця, яка є відповідальною та свідомою частинкою суспільства, якій не властиві правовий нігілізм та заперечення власної суспільної відповідальності. Нашим завданням є знайти оптимальну систему підготовки спеціалістів, щоб знання основних правових норм та принципів культури безпеки сприймалося не як примус, а як життєва необхідність. Звідси випливає і актуальність даної наукової роботи: підвищити рівень культури безпеки, соціальної відповідальності та правової культури молоді – майбутніх фахівців через систему правової освіти. Метою даної роботи є підвищення рівня правової освіти громадян із застосування суспільно-професійного потенціалу підприємства ДП НАЕК «Енергоатом» ВП «Рівненська Атомна Електрична станція» на базі професійно-технічного училища, як закладу освіти і підготовки всесторонньо розвинутої особистості з стійкими цінностями громадянина України.

У даній роботі досліджуються причини низького рівня правової культури серед громадян. Встановлюється зв'язок між рівнем сформованості правових компетенцій молоді та реалізації принципів культури безпеки серед персоналу. У дослідженні акцентується увага на новітніх освітніх методах роботи з персоналом як основного способу подолання правового нігілізму серед української молоді. Наголошується, що пріоритетну роль у правовому вихованні мають відігравати активні форми масової роботи, які стимулюють творчість, ініціативу, самостійне та критичне мислення і базуються на принципі багатосторонньої взаємодії. Варто зауважити, що основні принципи культури безпеки краще закріплюються серед молодих фахівців, у яких в процесі професійної підготовки були сформовані правові компетентності. Дана наукова робота покликана привернути увагу до актуальних проблем формування свідомої позиції громадянина, через систему заходів право-виховного характеру. Основна ідея, що розкривається у ході дослідження, - продуктивним та свідомим працівником може бути лише той, хто має чітку громадянську позицію, усвідомлює свою відповідальність як частинки суспільства. Сформувати таку систему цінностей допомагає активна право-виховна діяльність, що має бути не лише частиною освітнього процесу, а й невід'ємною складовою виробничої діяльності працівників компанії.

Список літератури:

1. Про затвердження Загальних вимог до системи управління діяльністю у сфері використання ядерної енергії: наказ Державної інспекції ядерного регулювання від 19 грудня 2011 р. № 190 // Офіційний вісник України. – 2012. – № 4. – С. 178.
2. Про Національну програму правової освіти населення: указ Президента України від 18 жовтня 2001 р. № 992/2001 // Офіційний вісник України. – 2001. – № 43. – С. 36.
3. Про схвалення Концепції розвитку громадянської освіти в Україні: розпорядження Кабінету міністрів України від 3 жовтня 2018 р. № 710-р // Офіційний вісник України. – 2018. – №80. – С. 356.

ПРОТИРАДОНОВІ ЗАХОДИ В СХОВИЩАХ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ

Солодовнікова Л.М.¹, Тарасов В.О.², Сізова Н.Д.³

¹ДНУ «НТК «Інститут монокристалів» НАН України

пр. Науки, 60, г. Харків, 61072, Україна, e-mail: lidy@ukr.net

²Інституту сцинтиляційних матеріалів НАН України

пр. Науки, 60, м. Харків, 61072, e-mail: tarasov@isk.kharkov.com

³Харківський національний університет будівництва та архітектури

вул. Сумська, 40, м. Харків, Україна, 61002, e-mail: sizova@ukr.net

Сховища радіоактивних відходів містять відпрацьовані джерела урану-238 та радію-226 які виділяють радон-222 в повітря будівель закритих сховищ РАВ, у робочі майданчики, захисні зони, зони спостережень та в атмосферне повітря відкритих сховищ РАВ. Зниження рівня радононебезпеки сховищ РАВ є актуальною всесвітньою проблемою, яка вирішується у розвинутих країнах шляхом розробки протирадонних заходів.

На підставі досліджень показників радононебезпеки сховищ РАВ закритого та відкритого типу, а саме об'ємної активності сховища твердих радіоактивних відходів Харківського спецкомбінату УкрДО «Радон» та густини потоку радону з поверхні II секції хвостосховища «Сухачівське» колишнього ВО «Придніпровський хімічний завод» були запропоновані ефективні противорадонні заходи, які поліпшать радіаційну обстановку досліджених сховищ РАВ.

Для зменшення рівня радононебезпеки сховища ТРВ Харківського ДМСК і відповідно зниження дозового навантаження на персонал категорії А в роботі розраховано кратність повітрообміну приміщення будівлі сховища ТРВ, що досягається за допомогою використання примусової системи вентиляції.

Кратність воздухообміну в приміщенні сховища n розраховуємо відповідно до формули [1]:

$$n = \frac{A_0 \cdot v \cdot S - C_b \cdot \lambda \cdot V}{C_b \cdot V} = 2,65 \text{ раз/год}$$

де C_b – активність радону в приміщенні сховища ТРВ, 50 Бк·м⁻³;

λ – постійна розпаду радону (0,00756 1/год);

n – кратність повітрообміну в приміщенні, год⁻¹;

V – внутрішній обсяг досліджуваного приміщення, 718 м³;

v – швидкість перенесення радону з чарунки в приміщення сховища, 3,6 м/год;

S – площа чарунки, 36м²;

A_0 – об'ємна активність радону-222, яка виділяється при висоті чарунки $h = 0$ м, 735 Бк/м³.

Виходячи з цього, для досягнення в приміщенні сховища ТРВ ХДМСК безпечної для виробничого персоналу об'ємної активності радону 50 Бк/м³, при швидкості надходження радону-222 в приміщення сховища 3,6 м/год, необхідно за допомогою примусової вентиляції забезпечувати триразовий обмін повітря протягом години.

Радононебезпечні ділянки II секції хвостосховища Сухачівське необхідно покрити ізоляційними покриттями з щільних глин, мулистих пісків та суглинків [3]. Товщина захисного шару, що забезпечує повне екранування радону-222, розраховується за формулою [3]:

$$h_e = \frac{\ln \left[\frac{q_0}{q} + \sqrt{\left(\frac{q_0}{q} \right)^2 - 1} \right]}{\sqrt{\frac{\lambda}{D_e}}}$$

λ – постійна розпаду радону (0,00756 1/год);

Результати розрахунків мінімальних товщин протирадонових покриттів з щільних глин, мулистих пісків та суглинків для радонебезпечних ділянок II секції хвостосховища Сухачівське наведено в таблиці 1.

Таблиця 1. Мінімальні товщини протирадонових покриттів для радонебезпечних ділянок II секції хвостосховища Сухачівське

Матеріал протирадонового покриття	Коефіцієнт дифузії радону в матеріалі протирадонового покриття, D_e , м ² /с	Розрахована товщина покриття, h_e , м	Густина потоку радону без протирадонового покриття, q_0 , Бк/м ² ·с	Густина потоку радону на поверхні протирадонового покриття, q , Бк/м ² ·с	Зменшення потоку радону після нанесення покриття, рази
Щільні глини	$2,5 \cdot 10^{-6}$	3,529	0, 373	0,029	13
Мулисті піски	$4 \cdot 10^{-7}$	1,412	0, 373	0,029	13
Суглинки	$1,5 \cdot 10^{-6}$	2,634	0, 373	0,029	13

Список літератури:

1. Радиация. Дозы, эффекты, риск: Пер. с англ. – М.: Мир, 1990. – 79с.
2. Clavensjo B. Radonbook. Measures against radon/ B.Clavensjo, G.Akerblom. Stockholm: Formas, 2007, - 140p.
3. Measurement and calculation of radon releases from NORM residues. — Vienna: international atomic energy agency, 2013. p. ; 24 cm. — (technical reports series, issn 0074–1914; no. 474)
4. Карамушка В.П., Камнев Е.Н., Кузин Р.Е. Рекультивация объектов добычи и переработки урановых руд. – М., Издательство «Горная книга», 2014. – 183с.:ил.

ДОСЛІДЖЕННЯ ДЕЯКИХ ТЕПЛОФІЗИЧНИХ ОСОБЛИВОСТЕЙ ПРОЦЕСУ НАНЕСЕННЯ ЗАХИСНОГО ПІРОВУГЛЕЦЕВОГО ПОКРИТТЯ НА МОДЕЛЬ МІКРОТВЕЛУ

Сімейко К.В., Сидоренко М.А.

Інститут газу Національної академії наук України, м. Київ, Україна, e-mail: simeyko@ukr.net

Однією з найбільш важливих проблем сучасної атомної енергетики є забезпечення експлуатаційної безпеки діючих та проектних АЕС [1]. Одним з перспективних технічних рішень для збільшення безпеки АЕС є використання реакторних установок з мікровелами [2].

Дослідження процесу нанесення піровуглецевого покриття на моделі мікровелу дозволить одержати масив експериментальних даних процесу та технологічних характеристик для створення у подальшому реактору з електротермічним псевдозрідjenним шаром для нанесення піровуглецевого покриття на мікросферичне ядерне паливо.

В Інституті газу НАН України спільно з ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут» проводяться дослідження, щодо визначення оптимальних теплофізичних параметрів процесу нанесення піровуглецевого захисного покриття на модель мікровелу.

Проведені дослідження можуть частково охарактеризувати, з точки зору теплофізичних параметрів, процес нанесення піровуглецевого покриття на моделі мікровелу на лабораторних реакторах з електротермічним псевдозрідjenним шаром (ЕТПШ) Інституту газу НАН України.

На основі проведених досліджень, проведено конструкційні роботи реактору з ЕТПШ, який найбільш підходить для нанесення піровуглецевого покриття на моделі мікровелу, що найбільш наближені до мікросферичного ядерного палива [3] для використання у реакторах типу ВТГР та НТР.

Публікація містить результати досліджень проведених за Грантом Президента України за конкурсним проектом: «Дослідження теплофізичних особливостей процесу нанесення захисного піровуглецевого покриття на модель мікровелу» відповідно до Розпорядження Президента України №242/2019-рп.

Список літератури:

1. Теплофизика аварий ядерных реакторов: монография / [А.А. Ключников, И.Г. Шараевский, Н.М. Фиалко и др.]. – НАН Украины, Ин-т проблем безопасности АЭС. – Чернобыль (Киев. обл.): Ин-т проблем безопасности АЭС, 2012. – 528 с. – (Серия Теплофизика атомных электростанций)
2. Семейко К.В. Перспективы использования микровзлов в атомной энергетике / К.В. Семейко // Энергетика и ТЭК. – Минск. – 2015. – № 7/8. – С. 14 – 16.
3. Пат. 134056 Україна, МПК G21C 1/02 (2006/01), G21C 3/28 (2006.01), C23C 16/32 (2006.01). Мікровел ядерного реактору / К.В. Сімейко, О.Г. Глинських, О.П. Кожан, В.М. Дмитрієв, М.А. Сидоренко; заявник і патентовласник: Інститут газу НАН України. – № u 2018 12397; заявл. 13.12.2018; опубл. 25.04.2019, Бюл. № 8. – 4с.

ИЗВЛЕЧЕНИЕ АКТИНОИДОВ ИЗ ПЛАЗМЕННОГО ФИЛЬТРА МАСС

Юферов В.Б., Катречко В.В., Ильичева В.О., Винников Д.В., Свичкар А.С.,

Шарый С.В., Швец О.М., Ткачев В.И., Озеров А.Н.

Национальный научный центр "Харьковский физико-технический институт",

Харьков, Украина, e-mail: v.yuferov@kft.kharkov.ua

Одним из перспективных безводных методов переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и радиоактивных отходов (РАО) при замыкании ядерного топливного цикла является плазменная сепарация. В настоящее время отрабатывается концепция макета плазменного фильтра масс облученного оксидного топлива [1] с производительностью 15 ... 20 тонн в год нерадиоактивной модельной смеси.

Реализовать сбор целевых ионов заданного диапазона масс ($M = 232 \dots 277$ а.е.м.) возможно в локализованной области цилиндрической вакуумной камеры, так называемом кармане. В коллекторе-кармане ионы актиноидов будут осаждаться на его внутренней поверхности, уменьшая количество примесных актиноидов в ПД. При этом, вместе с ионами UO_2^+ в коллекторе-кармане возможно собрать ионы других актиноидов и их оксидов.

Профиль коллектора-кармана по длине составляет 1 м, по высоте 0.1 м. Площадь осаждения ионов в кармане ~ 15 м². Кольцевое отверстие для входа целевых ионов в карман имеет ширину 0.2...0.4 м. Внутри кармана расположены кольцевые сетки с высоким коэффициентом прозрачности для возможного получения однородного распределения осадка по поверхности.

После окончания процесса сепарации, для извлечения осажденного слоя актиноидов из коллектора-кармана может использоваться система продува, которая состоит из: подсистемы напуска смеси газов при температуре ~ 500 °С, контейнера для накопления оксидов актиноидов, вакуумированных труб, вакуумного насоса, вакуумных клапанов, компрессора. В цилиндрической вакуумной камере находится отверстие с быстродействующим вакуумным клапаном для напуска газовой смеси под давлением в область кармана. На внутренней поверхности кармана находится кольцевое отверстие для выхода оксидов актиноидов под действием разности давлений, созданной вакуумным насосом, с возможностью перекрытия быстродействующим вакуумным клапаном. Система вакуумных клапанов обеспечивает герметичность системы, и предотвращает проникновение актиноидов из области кармана.

Напуск смеси заданных (инертных) газов-носителей, например, аргона, с добавлением кислорода, позволяет из UO_2 получить порошкообразное соединение U_3O_8 при нагреве ~ 500 °С. Оксидизация UO_2 , количество которого в ОЯТ составляет более 90%, приводит к существенному изменению сил, действующих в сконденсированном слое, к его растрескиванию, изменению параметров кристаллической решетки UO_2 и превращению UO_2 в U_3O_8 , после чего порошок U_3O_8 вместе с другими оксидами актиноидов выдувается потоком той же смеси газов из кармана в контейнер для сбора оксидов актиноидов.

Список литературы:

1. V.B. Yuferov, V.O. Ilichova, V.V. Katrechko, S.V. Shariy, A.S. Svichkar, M.O. Shvets, V.I. Tkachov, D.V. Vinnikov, A.N. Ozerov. The conceptual design of a demo-imitation separator the model of a plasma mass filter for irradiated oxide uranium fuel. Problems Of Atomic Science And Technology. 2018, № 6. Series: Plasma Physics (118), p. 289-292.

МИКРОТОПОГРАФИЧЕСКИЕ И СТРУКТУРНЫЕ ИЗМЕНЕНИЯ ПОВЕРХНОСТИ ВОЛЬФРАМА И МОЛИБДЕНА ПРИ НИЗКОЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ ОБЛУЧЕНИИ ГЕЛИЕМ

Старченко И.В., Саданов Е.В.

Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт», Харьков, Украина, e-mail: igor.starchenko@gmail.com

Эксперименты по изучению низкоэнергетического радиационного влияния на структуру поверхности вольфрама и молибдена проводились методом полевой ионной микроскопии при облучении непосредственно в камере микроскопа. На острийные образцы подавался отрицательный потенциал, который обеспечивал автоэлектронную эмиссию и ионизацию атомов гелия (изображающий газ), которые бомбардировали поверхность образца с энергиями $\sim 100\text{--}150$ эВ, что существенно ниже порога образования пар Френкеля. Облучение происходило при температурах 77 и 1000 К при двух различных интенсивностях до флюэнсов $1,2 \cdot 10^{18}$ ион/см².

После облучения было зафиксировано существенное изменение микротопографии поверхности, а также наличие дефектного слоя, толщина которого коррелирует с глубиной пробега падающих частиц. Было обнаружено, что изначально атомно-гладкая поверхность становится бугристой с высотой микровыступов до 1 нм. Анализ показал, что этот эффект не связан с процессами распыления или поверхностного массопереноса, а вызван выходом из объема групп междоузельных атомов, которые возникают в приповерхностном слое в результате имплантации атомов гелия в решетку. В отдельных случаях был зарегистрирован выход на поверхность призматических петель. Выдавливание петель наблюдалось и у вольфрама, и у молибдена. Процессы выхода материала из объема всегда сопровождались формированием в кристалле обедненных зон, которые состоят из гелий-вакансионных комплексов. Было исследовано распределение таких зон по размерам.

В пределах приповерхностного дефектного слоя было зафиксировано наличие коротких отрезков винтовых дислокаций, что указывает на высокий уровень механических напряжений в приповерхностном слое, содержащем имплантированный гелий. Таким образом пластическая деформация является дополнительным фактором изменения микротопографии поверхности под облучением. Количество случаев наблюдения дислокаций в молибдене было выше чем в вольфраме.

Установлено, что появление микровыступов на поверхности в процессе облучения повышает локальную напряженность над ними и приводит к усилению потока облучающих частиц в область выступа, где происходит ускоренное накопление гелия. В итоге это способствует вскрытию газонаполненной области под микровыступом и развитию взрывных дуговых процессов приводящих к разрушению образца. По-видимому, обнаруженный сценарий может объяснить инициацию униполярных дуг на первой стенке термоядерных устройств.

НЕДОЛІКИ ПРАЦЮЮЧИХ ДЕАЕРАТОРІВ НА АЕС ТА СПОСОБИ ЇХ ВИРІШЕННЯ

Корольов О.В., Юндін В.В.

Одеський національний політехнічний університет, м. Одеса, Україна, e-mail: vyvundin@gmail.com

Деаераційні установки виконують важливу роль в тепловому господарстві АЕС і ТЕС, видаляючи з води корозійно-небезпечні гази. Однак робота супроводжується рядом проблем, у

тому числі головні: вібрація дірчастих листів і провал недегазованої води. Для визначення цих проблем та їх усунення, потребуються аналізи та модернізація обладнання, з ціми недоліками.

Вібрація дірчастих листів, обумовлена схлопуванням парових бульбашок при їх конденсації в недогрітій воді. Провал недегазованої води, визначений специфічним відривом парового бульбашка від дірчатого листа, з наступним утворенням кумулятивної струйки неочищеної води. Негативний вплив на якість деаерації роблять не стільки явище і величина провалу води, скільки факт провалу води на початковій ділянці барботажу, де рідина не пройшла обробку в шарі, максимально заражена газами і має мінімальну температуру.

Для виконання даної експериментальної роботи, було зроблено експериментальний стенд, який являє собою: циліндричну ємність, компресор, кріплення імітатору, імітатори дірчатого листу. Експеримент проводився для вивчення залежності провалу води від кількості отворів на дірчатому листі.

Дослідження показали, що очікуваний провал води через отвори імітаторів дірчатого листа росте з ростом діаметру та кількістю отворів відповідно.

За результатами експерименту можна рекомендувати для проектування струминно-барботажних деаераторів вибирати питому витрату пари через отвори дірчатого листа близько до значень $25 - 30 \text{ кг/м}^2 \cdot \text{с}$.

Список літератури:

1. Корольов О.В., Літвін А.М. Хайер Бек М. / Экспериментальное исследование процессов вдува пара в холодную воду // Труды Одесского политехнического университета. – 1997. – №1 С.2 – 4.
2. Олікер І.І., Пермяков В.А. / Термическая деаэрация воды на тепловых электростанциях// Ленинградское отделение «Энергия». – 1992. – 80 с.
3. Курник Л.М., Кузнецов О.В. / Модернизация барботажных вакуумных деаэраторов промышленных ТЭЦ и котельных // Київ «Техніка». – 1992. – 72 с.
4. Труб І.О., Літвін О.П. / Вакуумные деаэратеры //Москва «Энергия». –1967. – 37с.
5. Шарапов В. И., Цюра Д. В. / Термические деаэратеры // Ульяновск: УлГТ. – 2003. – 560 с.
6. Майер В.В. Кумулятивный эффект в простых опытах. —М.: Наука Гл. ред. физ-мат. лит., 1989. — 192 с.

ОСОБЕННОСТИ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА ЛОКАЛЬНЫХ ОБЛАСТЕЙ В ИНТЕРФЕЙСАХ «СТАЛЬ-МЕДЬ» ТВЕРДОФАЗНО И ДИФфуЗИОННОСВАРНЫХ СИСТЕМ

Дуванов С.М.

Институт прикладной физики НАН Украины, Сумы, Украина, e-mail: smduvanov@ukr.net

В докладе представлен обзор результатов ранее проведенных экспериментов по изучению элементного состава и морфологии шлифов в области переходных слоев систем «аустенитная сталь марки 12X18H10T – прослойка из Cu и Nb – сплав Zr1Nb» (система ASS-Cu-Nb-Zr1Nb) и «нержавеющая сталь марки А2 – медь» (система SSA2-Cu). Системы ASS-Cu-Nb-Zr1Nb и SSA2-Cu были получены методами «горячей» прокатки в вакууме и диффузионной сварки, соответственно. Для изучения элементного состава локальных областей интерфейсов были применены такие методы как сканирующая электронная микроскопия с рентгеновским микроанализом (SEM EDX), вторичная ионная масс-спектрометрия с разрешением 25 мкм (micro-SIMS) и регистрация характеристического рентгеновского излучения с возбуждением

протонами МэВ-ных энергий с локальностью около 2-3 мкм (micro-PIXE) (в режиме регистрации обратно рассеянных электронов и вторичного рентгеновского излучения). SEM EDX- и micro-SIMS-анализ были выполнены в режиме сканирования по линии, а micro-PIXE (или ядерная сканирующая микроскопия с микроанализом – ЯСМ МА) – двухмерное картирование концентраций элементов. Оптическая и SEM-микроскопия были использованы для анализа морфологии переходных областей шлифов твердотельных систем.

В частности было обнаружено, что такие микропримеси как Ti, S и другие распределяются неоднородно в интерфейсных слоях соединения «сталь-медь» системы ASS-Cu-Nb-Zr1Nb. Подобные неоднородности в распределении примесей Ti, S, Al были найдены в теле сварочного шва из стали марки А82 системы “сталь марки 304L – сварочный шов из стали марки А82 – сталь 304L” в литературе. SEM-микроскопия позволила выявить включения новой фазы в межкристаллитных областях прослойки из Cu, в интерфейсах ASS-Cu и «сталь-медь» систем ASS-Cu-Nb-Zr1Nb и SSA2-Cu, соответственно. ЯСМ МА-микроскопия показала неоднородное распределение Fe и Cr в микроскопических включениях в переходных слоях Cu системы SSA2-Cu. В докладе отмечается важность использования ЯСМ МА-микроскопии для отработки технологий твердофазной и диффузионной сварки, а также для оценки качества пробоподготовки образцов для SEM EDX-, micro-SIMS- и других методик локального анализа.

Полученные результаты могут быть важны как с научной точки зрения (прояснение механизмов коррозионного и радиационно-ускоренного растрескивания под напряжением – SCC и RASCC, соответственно), так и потенциально ценными в решении такой практической задачи как продление срока эксплуатации элементов конструкции реакторов типа ВВЭР и других радиационно-энергетических установок.

ОЦІНКА ЕФЕКТИВНОСТІ СИСТЕМИ КОНТРОЛЮ ЯДЕРНОЇ БЕЗПЕКИ КОМПЛЕКСУ НБК-ОУ

Годун Р.Л., Дорошенко А.О., Муляр Д.О.

*Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України,
вул. Кірова 36-а, м. Чорнобиль, Україна, 07270, e-mail: a.doroshenko@ispnpp.kiev.ua*

Для забезпечення ядерної безпеки (ЯБ) об'єкту «Укриття» (ОУ) необхідно проводити безперервний моніторинг щільності потоку нейтронів (ЩПН) та температури в місцях локалізації основних паливовмісних мас (ПВМ). На сьогоднішній день безперервний моніторинг температури ПВМ відсутній, а функцію моніторингу ЩПН покладено на регламентну систему контролю ядерної безпеки (СКЯБ), яка включає 19 вимірювальних каналів (ВК) ЩПН та потужності експозиційної дози (ПЕД).

З моменту введення НБК в проєктне положення група ВК СКЯБ, розміщених в підреакторному просторі, реєструє збільшення ЩПН до 60 %, що пов'язано зі зміною температурно-вологісного режиму всередині ОУ [1, 2]. Статистична обробка довгих рядів вимірювань ЩПН виявила зростання відношення дисперсії до середнього, що свідчить про зміну ефективного коефіцієнту розмноження нейтронів всередині скупчень ПВМ. Також статистична обробка результатів вимірювань показала наявність групи неінформативних ВК. Детектори цих ВК були встановлені на значному віддаленні від локалізації скупчень ПВМ. Ці ВК СКЯБ створюють холосте навантаження на систему, потребують обслуговування як і всі інші детектори, проте не дають ніякої важливої інформації.

Технологічний регламент ОУ визначає приміщення ОУ, де необхідно забезпечити контроль ЯБ (центральный зал, реакторний простір, підреакторне приміщення 305/2, південний басейн витримки, приміщення 210/6, приміщення 304/3). Через складність проведення бурових

робіт та невдалий вибір місць установки детекторів ВК поблизу найбільш ядерно-небезпечних скупчень розміщено лише 3 – 5 точок моніторингу. При цьому центральний зал та скупчення в зоні проплавлення простінку між приміщенням 305/2 та 307/2 взагалі не мають точок контролю нейтронної активності, амоніторинг ПЕД має низьку інформативність (так як гамма– випромінювання від актів поділу на кілька порядків менше від фону). Таким чином на даний момент схема розміщення БД СКЯБ не забезпечує моніторинг всіх потенційно небезпечних скупчень ПВМ ОУ, відповідно підготовлена пропозиція щодо перекомутації СКЯБ та переміщення обладнання неінформативних ВК в оптимальні точки контролю в центральному залі та приміщенні 305/2.

Окрім того в СКЯБ існують проблеми із програмним забезпеченням та перешкодо-стійкістю у зв'язку з тим, що при проведенні будівельних робіт НБК «Арка» був пошкоджений контур заземлення вимірювальних систем і вся вимірювальна техніка була скомутована на загальну землю (це спричиняє появу великої кількості шумів на наведених перешкод в сигналах ВК). Введення в ПО СКЯБ додаткового алгоритму обробки вимірювань значно зменшить кількість перешкод зі збереженням інформативності ВК [3].

Список літератури:

- 1 Ye. D. Vysotsky, R. L. Godun, A.O. Doroshenko. Statistical analysis of neutron activity, registered by the nuclear safety monitoring system (NSmsiams) NSC-SO. Збірник тез третьої міжнародної конференції "Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища" INUDECО. Славутич. – 2018. С.64.
2. Высотский Е.Д., Годун Р.Л., Дорошенко А.О. - Нейтронная активность и критичность скопления ТСМ в условиях НБК ОУ. Проблемы безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. – 2018. - Вип. 30. – С. 78-87.
3. Высотский Е.Д., Савельев М.В.- Анализ некоторых аномалий в показаниях ППН СКЯБ Объекта «Укрытия». Збірник тез Другої міжнародної конференції "Проблеми зняття з експлуатації об'єктів ядерної енергетики та відновлення навколишнього середовища" INUDECО. Славутич. – 2017. С. 24

ОЦІНКА ХАРАКТЕРИСТИК МЕХАНІЧНИХ ВЛАСТИВОСТЕЙ МАТЕРІАЛІВ ТРУБОПРОВІДІВ АЕС МЕТОДОМ ІНСТРУМЕНТОВАНОГО ІНДЕНТУВАННЯ **Кравчук Р.В.**

*Інститут проблем міцності імені Г. С. Писаренка НАН України, Київ, Україна,
e-mail: kravchuk.r@ipp.kiev.ua*

Запорукою безпечної експлуатації відповідального обладнання у проектний або понад проектний період виступає всебічний моніторинг стану матеріалів конструкцій. Одними з параметрів за якими здійснюється контроль поточного стану матеріалів є механічні характеристики, зокрема границі міцності і текучості, відносні видовження та звуження. Найбільш коректним методом їх визначення є випробування на розтяг, що потребують певного об'єму матеріалу для виготовлення зразків. Вирізка заготовок для зразків призводить найчастіше до порушення цілісності та подальшого ремонту конструкцій. Через це в останній час розвиваються непрямі методи контролю, що дозволяють визначати поточні механічні властивості не тільки зразка матеріалу, а й матеріалів реальних конструкцій без завдання їм незворотних пошкоджень та без значного впливу на процес експлуатації.

На сьогоднішній день, в Україні поточний контроль стану металу відповідального обладнання АЕС проводиться за механічними характеристиками, які визначаються за

допомогою одного з неруйнівних методів – з результатів вимірювання твердості. В Росії для контролю механічних характеристик матеріалів обладнання АЕС крім вимірів твердості використовується метод інструментованого індентування. Слід зазначити, що цей метод є одним із перспективних методів неруйнівного контролю поточного стану конструкційних матеріалів. В порівнянні з традиційною твердістю, метод інструментованого індентування дозволяє визначати характеристики механічних властивостей металів із меншою похибкою. Однак використання цього методу на об'єктах атомної енергетики України обмежене його відсутністю в діючих нормативних документах, які до того ж, як показує практика, потребують більш детального обґрунтування.

В рамках даної роботи було проведено комплексні дослідження щодо оцінки механічних характеристик матеріалів трубопроводів, визначених за результатами вимірів твердості згідно нормативних документів атомної енергетики України та Росії і методом інструментованого індентування згідно стандарту Інституту проблем міцності імені Г. С. Писаренка НАН України. Зокрема проведено порівняльний аналіз методик визначення механічних характеристик сталей 08X18N10T, 16ГC та 09Г2C. Визначено відхилення значень характеристик міцності за результатами випробувань на твердість та індентування від таких, що отримані при випробуваннях на розтяг. Встановлено, що застосування методу інструментованого індентування для неруйнівного контролю металу дає більш кращий результат.

ОБҐРУНТУВАННЯ ЕФЕКТИВНОСТІ ВИКОРИСТАННЯ ҐЦН ПРИ АВАРІЯХ З ВИНИКНЕННЯМ ПАРОВОЇ ПОДУШКИ В РУ БЛОКУ №2

Карпович А.В.

ВП «Рівненська АЕС», м. Вараш, Україна, e-mail: KarpAV@rnpp.atom.gov.ua

На даний час на всіх енергоблоках ВП РАЕС впроваджені інструкції з ліквідації аварій (ІЛА), які містять чіткий алгоритм дій персоналу на випадок аварій для виключення помилок при переведенні РУ в безпечний стан. Невід'ємною частиною ІЛА являється їх аналітичне обґрунтування (АО), в якому розрахунковими та інженерними методами підтверджена ефективність дій.

В рамках виконання АО ІЛА не було проаналізовано, який вплив на РУ вносить ввімкнення ҐЦН після виникнення в корпусі реактору парової подушки для аварій з повною або частковою втратою тепловідводу від першого контуру.

Необхідність такого аналізу виникла в зв'язку з наявністю необґрунтованих рекомендацій ввімкнення ҐЦН після появи парової подушки в процедурах ІЛА блоків №1,2 РАЕС (тип ВВЕР-440), а також відсутністю такого аналізу в якості інформативного для керівництва станції, хоча в ІЛА блоків №3,4 РАЕС (тип ВВЕР-1000) присутня наступна рекомендація: “ ЕСЛИ НЕ УДАЕТСЯ УДАЛИТЬ парогазовый пузырь под крышкой реактора ИЛИ ТРЕБУЕТСЯ СНИЖЕНИЕ давления 1-го контура, ТО проконсультируйтесь с руководством станции о дальнейших действиях”.

Моя робота направлена на вирішення вище приведеного недоліку, що в свою чергу забезпечить підвищення рівня безпеки та ефективності експлуатації АЕС.

Варто відмітити, що в АО ІЛА підтверджена достатність тепловідводу при природній циркуляції, яка з'являється після відновлення подачі живильної води в ПГ, однак цей аналіз не може використовуватись в якості аварій представника, оскільки не дивлячись на покращений тепловідвід, ввімкнення ҐЦН при виникненні парового пухиря під кришкою реактора може привести до його схлопування та різкого зниження тиску в першому контурі, що в свою чергу створить умови для запуску систем безпеки.

В якості базового сценарію було змодельовано повну втрату подачі живильної води в ПГ та примусової циркуляцію через РУ.

При виконанні аналізу отриманих результатів було відмічено дві критичні точки формування парового пухиря:

1. Рівень в РУ впав до 8,74 м, що відповідає відмітці холодної петлі.
2. Точка початку неконтрольованого росту температури оболонок ТВЕЛ.

Для кожної точки були проведені розрахунки з використанням підживлення одного ПГ з допомогою одного насоса АЖЕН чи ЖЕН з ввімкненням відповідного ГЦН та без ГЦН.

Отримані результати підтвердили достатність тепловідводу за рахунок природної циркуляції, яка довшє заохолоджує паровий пухир, що забезпечує значно менше падіння тиску в РУ і спрацювання меншої кількості систем безпеки, однак не дивлячись на дані переваги температурний режим РУ на пізній стадії аварії без використання ГЦН приводить до потрапляння в зону холодноломкості корпусу реактору.

Враховуючи вищесказане можна стверджувати наступне:

1. враховуючи ризик пошкодження цілісності корпусу реактора, використання ГЦН є обов'язковим на пізній стадії аварії з появою парової подушки.
2. виконане мною аналітичне обґрунтування ефективності дій по використанню ГЦН після проведення експертизи повинно бути невід'ємною частиною АО ІІА РАЕС-2
3. в майбутньому можна розглянути можливість внесення змін в АО ІІА, з метою надання рекомендацій оперативному персоналу по не використанню ГЦН на ранній стадії аварії з появою парового пухиря, однак це потребує додаткових аналітичних обґрунтувань та аналізу доцільності таких змін.

КРИТИЧЕСКИЕ РАЗМЕРЫ СТОЯЧИХ ВОЛН ЯДЕРНОГО ГОРЕНИЯ

Лелеко Ю.Я., Ганн В.В.

ЦПАЗ НТК ЯТЦ ННЦ ХФТИ, Харьков, Украина, e-mail: makswell.com@gmail.com

В последние годы большое внимание уделяется такой разновидности волны ядерного горения как стоячая волна ядерного горения в движущейся делящейся среде. Исследованы характеристики этих волн, условия их существования, проанализированы преимущества стоячих волн перед бегущими. Однако, большинство результатов имеют численный характер, что усложняет процесс проектирование таких систем. В работе изложена теория стоячих волн ядерного горения в реакторах, имеющих плоскую, цилиндрическую или сферическую форму активной зоны. Плоская стоячая волна возникает в процессе ядерного горения в среде, движущейся с двух сторон к началу координат с постоянной скоростью V при условии, что материал, попадающий в начало координат непрерывно удаляется из реактора, а профиль волны и органы управления реактора – покоятся. Цилиндрическая волна возникает в случае, когда ядерное горение распространяется радиально от оси, а топливо U-238 (которое мы считаем несжимаемой средой) непрерывно двигается из бесконечности по направлению к оси со скоростью $V(r) = Vr/R$. Материал, подошедший к оси, удаляется из системы. Сферическая волна возникает в случае, когда ядерное горение распространяется радиально от центра, а топливо U-238 непрерывно двигается из бесконечности к центру реактора со скоростью $V(r) = Vr/R$. Материал, подошедший к центру, удаляется из системы. В этих случаях возникают стоячие волны ядерного горения. Получены простые аналитические решения уравнений для нейтронного потока, флюенса и концентраций изотопов урана и плутония в материалах стоячих волн различной симметрии. Исследованы границы устойчивости стоячих волн ядерного горения, построены диаграммы состояний таких реакторов. Установлено, что для

волн с различными симметриями существует одно минимальное значение флюенса нейтронов в выгружаемом топливе. Показано наличие критических размеров стоячих волн, меньше которых волна не существует. Получены аналитические выражения для минимальных размеров стоячих волн плоской, цилиндрической и сферической формы. Подтверждена возможность работы реакторов на стоячей волне горения подпитываемых обеднённым ураном. Для бегущей цилиндрической волны ядерного горения прямым моделирование с помощью кода MCNPX было продемонстрировано наличие минимальных размеров для существования данного типа волн.

ІНФОРМАЦІЙНО-ПРОСВІТНИЦЬКА ДІЯЛЬНІСТЬ ХМЕЛЬНИЦЬКОЇ АЕС ЯК СКЛАДОВА ФОРМУВАННЯ ЕКОЛОГІЧНОЇ КУЛЬТУРИ МОЛОДІ

Тараторкіна Ю.В.

ВП «Хмельницька АЕС», Нетішин, Україна, e-mail: yu.taratorkina@gmail.com

Просвітницька діяльність АЕС історично зумовлена, а відкритість та доступність інформації передбачена діючим законодавством України. Таким чином, керуючись у роботі розпорядженням КМУ, інформаційні центри АЕС України проводять освітні заходи для шкільної та студентської молоді [2].

Беручи до уваги світову тенденцію позиціонування атомної енергетики як галузі енергетики, що поряд з відновлювальними джерелами, є низьковуглецевою, варто формувати позитивне ставлення молоді до атомної енергетики як до джерела енергії, що сприяє збереженню клімату планети [1].

Разом з тим проведений аналіз підручників з екології засвідчив, що автори відносять атомну енергетику до галузей, які забруднюють навколишнє середовище, або, у кращому випадку, до потенційно небезпечних. Така категоризація сприяє формуванню негативного ставлення до АЕС та обмежує світогляд молоді. Опитування учнів Хмельницької та Рівненської областей, що відвідували факультатив «Знайомство з атомною енергетикою», свідчить про низький рівень обізнаності щодо ролі атомної енергетики у збереженні озонового шару планети.

З метою формування позитивного ставлення до атомної енергетики інформаційний центр Хмельницької АЕС включає у свою просвітницьку діяльність формування екологічної культури молоді. З цією метою проводяться профорієнтаційні, ознайомлювальні і тематичні екскурсії із відвідуванням лабораторій АЕС, станції знезалізнення води, свердловин питної води, очисних споруд, об'єктів гідротехнічного цеху. Для студентів під час практичних візитів на АЕС забезпечується спілкування із спеціалістами відділу охорони навколишнього середовища та гідротехнічного цеху.

Однією з форм роботи, що показала позитивні результати, є виїзні зустрічі у школи регіону, де фахівці інформаційного центру читають лекції, після чого проводиться забір проб води та ґрунту для виконання досліджень сертифікованою еколого-хімічною лабораторією Хмельницької АЕС.

З метою вивчення можливості співпраці з Хмельницькою АЕС організовані візити вчителів дисциплін природничого циклу. Дані досліджень лабораторій, зокрема хімічного цеху, відділу охорони навколишнього середовища та цеху радіаційної безпеки, слугують першоджерелами достовірної інформації для написання учнівських науково-дослідних робіт. Крім того спеціалісти ХАЕС керують написання робіт учнями, що обрали атомну енергетику об'єктом своїх досліджень.

Інформаційний центр заохочує учнів та студентів брати участь у міжнародних конкурсах, організованих МАГATE, EURATOM та WNU, і надає допомогу у підготовці заявок учасників. Це сприяє залученню до дослідження тематики атомної енергетики молодді, зорієнтованої на вивчення циклу гуманітарних та соціальних дисциплін, оскільки форма участі передбачає підготовку англійською мовою есе та відео сюжету, а також презентацію обраного проекту широкому загалу.

Низка творчих проєктів, проведених Хмельницькою АЕС, сприяє формуванню позитивного ставлення до питань впливу АЕС на довкілля учнів середньої школи та старшокласників. Для втілення художнього задуму діти переосмислюють місце атомної енергетики у житті людини та вплив АЕС на довкілля.

Таким чином, застосовуючи диференційований підхід до організації просвітницької роботи Хмельницька АЕС охоплює різні групи молоді, формуючи позитивне ставлення до атомної енергетики і, як результат, усвідомлення ролі атомної енергетики для збереження клімату планети.

Список літератури:

1. Open Letter to Heads of Government of the G-20 from Scientists and Scholars on Nuclear for Climate Change [Електронний ресурс] // Environmental Progress. – 2018. – Режим доступу до ресурсу: <http://environmentalprogress.org/big-news/2018/10/25/open-letter-to-heads-of-state-of-the-g-20-from-scientists-and-scholars-on-nuclear-for-climate-change>.
2. Розпорядження Кабінету Міністрів України «Про затвердження плану заходів щодо проведення просвітницької роботи з населенням, яке проживає в зонах спостереження атомних електростанцій» від 01.02.2012 №58-р [Електронний ресурс]. – Режим доступу до ресурсу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/58-2012-%D1%80>.

АНАЛІЗ ПОРУШЕНЬ У РОБОТІ АЕС УКРАЇНИ ЧЕРЕЗ ДЕФЕКТИ ЦИФРОВИХ ІНФОРМАЦІЙНИХ ТА КЕРУЮЧИХ СИСТЕМ

Філон В.В.

Харківська філія Державного підприємства «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», Харків, Україна, e-mail: vv_filon@sstc.com.ua

У 2019 році ДНТЦ ЯРБ виконаний аналіз експлуатаційних подій, викликаних дефектами цифрових інформаційних та керуючих систем (ІКС) атомних електростанцій. Цей аналіз виконаний аналогічно до підходів технічного звіту Об'єднаного дослідницького центру Європейської комісії (European Commission Joint Research Centre – JRC) [1].

За період з 2013 по 2018 роки на енергоблоках АЕС України відбулося 83 порушення, із них 23 порушення внаслідок ІКС. За результатами аналізу встановлено, що із загальної кількості порушень через ІКС 12 порушень викликані дефектами цифрових ІКС.

Виконана класифікація порушень залежно від причин та наслідків, наведено опис порушень та їх корінних причин, що виникли через компоненти цифрових ІКС. Групування порушень через цифрові ІКС виконано у відповідності до джерел дефектів, у якості яких розглядаються: компоненти, що входять до складу периферійної частини ІКС; компоненти, що входять до складу центральної частини ІКС; кабельні лінії.

Для запобігання та усунення порушень через компоненти цифрових ІКС суттєве значення має дослідження зв'язку корінних причин таких порушень з етапами життєвого циклу ІКС. Аналіз корінних причин порушень внаслідок неправильного функціонування цифрових ІКС

визначив їх зв'язок з наступними етапами життєвого циклу: проектування, монтаж, експлуатація.

Необхідно окремо відзначити, що за розглянутий період більшість порушень виникла через відмови аналогових ІКС та неелектронних компонентів цифрових ІКС. Це пояснюється тим, що при розробці, виготовленні і впровадженні цифрових ІКС розробниками приділена велика увага дотриманню принципів резервування, незалежності, різноманітності, використанню сучасних високонадійних електронних елементів, застосуванню технічного діагностування, верифікації, валідації тощо. Завдяки цьому досягається висока надійність, оскільки одиничні відмови окремих елементів не призводять до відмов ІКС в цілому, швидко виявляються та усуваються.

Список літератури:

1. Miguel P. V. JRC Technical Report. Operating Experience with digital I&C Systems at Nuclear Power Plants. European Commission. Joint Research Center. 2018.

ОСОБЛИВОСТІ ВПРОВАДЖЕННЯ РЕЖИМУ НОРМОВАНОГО ПЕРВИННОГО РЕГУЛЮВАННЯ ЧАСТОТИ НА ЕНЕРГОБЛОКАХ АЕС УКРАЇНИ

Червоненко І. І.

Харківська філія Державного підприємства «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», Харків, Україна, e-mail: ii_chervonenko@sstc.com.ua

Концепція ДП «НАЕК «Енергоатом» щодо впровадження режиму нормованого первинного регулювання частоти (НПРЧ), при паралельній роботі енергоблоків АЕС у складі об'єднаної енергосистеми (ОЕС) України, передбачає модернізацію систем і устаткування енергоблоків ВВЕР для приведення їх характеристик до вимог стандартів та методик СОУ-Н ЕЕ ЯЕК 04.156, СОУ-Н ЕЕ ЯЕК 04.159 та СОУ-Н ЕЕ ЯЕК 04.160. Це зумовлено необхідністю підтримання частоти мережі на стабільному рівні (50 Гц) з незначними відхиленнями, які виникають через порушення балансу між генерацією і споживанням активної потужності. При цьому складність регулювання електричної потужності енергоблока АЕС з реактором типу ВВЕР полягає в реалізації одночасного координованого регулювання потужності реактора і потужності турбогенератора.

Показано, що однією з проблем, впровадження режиму НПРЧ на енергоблоках АЕС України, є невідповідність характеристик устаткування. Це зумовлює необхідність модифікації наступного обладнання:

- системи регулювання турбоагрегатів;
- системи автоматичного регулювання потужності реактора (АРП);
- системи збудження генератора;
- схеми вимірювань електричних параметрів АЕС;
- системи станційного управління.

Також суттєвим фактором, який обмежує участь у НПРЧ є характеристики тепловиділяючих збірок, які дозволяють зміну потужності реактора у вузькому діапазоні.

ДНТЦ ЯРБ виконав експертизу ядерної та радіаційної безпеки документів щодо можливості енергоблоків ВВЕР-1000 приймати участь в НПРЧ в ОЕС України на базі «пілотного» енергоблоку №1 Запорізької АЕС. Відповідно до наданих документів передбачається всебічне дослідження роботи енергоблока при переході від базового режиму

роботи в режим НІПРЧ в діапазоні допустимих змін теплової потужності реактора $\pm 2\%$ від номінального значення.

Результати проведених випробувань на «пілотному» енергоблоці №1 ВП ЗАЕС показали, що енергоблок технічно готовий до участі у НІПРЧ при паралельній роботі у складі ОЕС України. При цьому впровадження режиму НІПРЧ можливе без доопрацювання алгоритмів АПІ.

ISSUES OF USING DIGITAL CONTROLS TEMPERATURE FIELDS OF NUCLEAR POWER EQUIPMENT AT NUCLEAR POWER PLANTS

Levchenko V.V.¹, Bikovsky Yu.M.², Derevyanko O.V.³, Pogosov A.Yu.³

¹SE "Zaporizhzhya NPP" Energodar, Promyshlennaya 133 Zaporizhzhya region, Ukraine, 71504, e-mail: levmaster77@gmail.com

²Odessa, Ukraine, bym.evrika@gmail.com

³Odessa National Polytechnic University, 65044, Ukraine, Odessa, Shevchenko av., 1

The aim of the study is a comprehensive analysis of the technological behavior of the digital (intelligent) temperature sensor DS18B20 under the influence of various modulation effects, which are characteristic of the conditions for its use in the operational monitoring of the state of equipment at nuclear facilities [1]. Available technical descriptions of this sensor in the literature [2] or technical information on the official website of the manufacturer of such measuring transducers [3-11] do not contain sufficient information about its metrological characteristics when exposed to factors specific to the operation of nuclear power engineering at nuclear power plants: vibration, compression, ionizing radiation, etc. In this regard, the study of the operation of such a sensor in special conditions is interesting from the point of view of the possibility of practical use of this kind of primary measuring transducers at nuclear power generating enterprises of Ukraine. This scientific and practical interest is determined by the fact that such sensors have a number of advantages demanded by the practice of operating nuclear power units, in connection with the need to modernize and improve the instrumentation and automation systems used at nuclear power plants.

The relevance of these studies is related to the current trend of transition to digital methods of transmitting primary measuring signals via communication channels in measuring and computing complexes developed for nuclear energy.

It is not possible to fully present the results of studies that take into account all kinds of effects on the sensor in one report or one publication, so in this case the results of studies that take into account only one type of exposure are presented - the effects that are not typical for standard conditions of use of the sensor according to the manufacturer's plan, namely - the impact of increasing compression forces on its body. These studies were the answer to our questions: how will the increase in compression force affect the measuring ability of the sensor under study, and if this affects, how and to what extent? It is precisely these issues that until recently remained unclear - and mainly the question of the limits of the susceptibility of the DS18B20 to external compression of the case. But they currently seem important for further research. The results of other studies prior to this are published earlier [1,12-14 and etc].

Analysis of the reaction of the temperature sensor to an increase in the compression force applied to its body. One of the most effective destabilizing factors during the operation of any sensor is the mechanical effect on its structural elements, therefore, studying the issues of sensors' resistance to this type of workload allows finding ways to avoid reducing the accuracy and reliability of the received signal information.

As a result of the studies, practical confirmation of the assumption about the influence of mechanical loads on the shape of the sensor output signal was obtained and the dependences of the

sensor output signal on the value of the applied external mechanical load were determined during a series of bench experiments.

Empirically, an information sign was identified that allows you to timely remotely detect a change in mechanical pressure on the sensor housing without the need for access to it.

Experimental studies were conducted of a remotely controlled reaction of a temperature sensor operating for its intended purpose, with an increase in the application of force (and, accordingly, pressure) to its body. It was found that under the influence of a compression force of up to 1350 N, the temperature readings of the sensor practically coincide with the data of the control thermometer located nearby. This indicates a high noise immunity of the sensor and, undoubtedly, refers to its advantages. However, a further increase in the force on the sensor by only 30 N characteristically distorted the output signal (which can be regarded as an information sign of a dangerous limit) and subsequently led to the physical destruction of the measuring transducer.

Monitoring the output signal of the sensor using the identified characteristic sign of a dangerous change in pressure (force per unit area) will allow in the process of its practical application, firstly, to detect extremely unsafe effects on its body and, secondly, it will allow timely tracking a tendency to develop the consequences of such an impact on the operational prevention of sensor malfunction and loss of operability.

In turn, this should contribute to increasing the reliability of measuring the temperature of power equipment elements, which are important for technological control and monitoring of changes in the properties of materials, as well as the reliability of monitoring the corresponding temperature fields in multi-position placement of digital sensors with single-wire communication lines that are convenient for such applications, such as DS18B20 [8,15-17].

Findings. Questions were raised about the use of digital temperature control tools for the temperature fields of nuclear power equipment at nuclear power plants and, above all, the effects of increasing the compression force on the DS18B20 sensor body. The results of the experiments revealed the permissible limits of the parameters of the mechanical effect on digital temperature sensors that are not traditional for nuclear power facilities, which allows expanding the program of further research aimed at the scientific support of modernization of control and monitoring systems at nuclear power plants. Knowing the real limits of the parameters of mechanical action on the DS18B20 sensor will allow us to determine the boundary conditions when developing a mathematical model of digital temperature sensors for further numerical experiments. The program of these experiments should be aimed at obtaining more detailed, precise information. The ultimate goal of bench experiments and mathematical modeling, provided that the sensors under consideration are put into operation of nuclear power plants, can be the creation of appropriate software and hardware systems as elements of expert support systems for the operator of nuclear energy facilities and other industrial enterprises.

References:

- 1 Yu.M. Bykovsky, V.V. Levchenko. On the assessment of the possibility of using digital sensors in temperature measurement channels at Ukrainian nuclear power plants. - collection of scientific works of SNUNEP No. 3 (35), 2010. - 280p.
- 2 DS18B20 Technical Description [Electronic resource]. - Access mode: <http://www.maxim-ic.com>
- 3 DS18B20 programmable resolution 1-wire digital thermometer [Electronic resource]. - Access mode: <https://www.maximintegrated.com/en/products/analog/sensors-and-sensor-interface/DS18B20.html>
- 4 Intelligent measuring instruments. [Electronic resource]. - Access mode: <http://plasma.karelia.ru/~ekostq/PUBLIC/IntSrlzm/index.html>.

- 5 Nechaev Yu.I. Intellectualization of measuring information. [Electronic resource]. - Access mode: http://skif.pereslavl.ru/~csa/kurs_5/5intinf.htm
- 6 Gary A. Mintcell The time has come for smart sensors.[Electronic resource]. - Access mode: <http://www.asutp.ru/?p=600389>.
- 7 B.V. Nobleman. Fundamentals of metrology and radio measurements: a textbook for universities. - M.: Radio and Communications, 1993.– 320p.
- 8 Pogosov A.Yu., Derevyanko O.V. Metrological support of NPP operation .– Odessa: Science and technology, 2016.– 204 p.
- 9 Reliability and efficiency in technology: Handbook. / Ed. tip: B.C. Av-duevsky (previous) and others // V.5 .: Design analysis of reliability. / Ed. B.I. Patrusheva and A.I. Rembedy. –M.: Engineering, 1988.– 223 p.
- 10 Vodovozov A.A. Digital elements of automation systems. - Vologda: The Beginning, 2007.– 108 p.
- 11 Handbook of Applied Statistics. In 2 t.: Per. from English / Ed. E. Lloyd, W. Lederman, Yu.N. Tyurina. –M .: Statistics, 2009.– 510 s.
- 12 Patent invention No. 110811 Ukraine. Method for diagnosing the state of a digital intelligent sensor, Yu. M. Bykovsky, VV Levchenko
- 13 Bykovsky Yu.M., Levchenko VV, Pogosov O.Yu. Experimental study of the influence of electromagnetic fields on digital temperature sensors with single-wire communication lines to study the possibility of their use in NPP control systems // Nuclear and Radiation Safety No. 2 (82), 2019. - P.14-18.
- 14 Levchenko VV Bykovsky Yu. M., Pogosov O.Yu. New Possibilities of Application of Digital Measurement Converters for Control of Temperature Fields at the Stage of Nuclear Power Plant Suspension and Environmental Monitoring // Problems of Decommissioning of Nuclear Power Facilities and Environmental Restoration (INUDEC 19): Proceedings of the IV International Conference (24th International Conference) –26 April-2019, Slavutich). - Chernihiv: National Technical University, 2019. - P.136-146.
- 15 Osadchuk V. S. et al. Influence of pressure on the parameters of semiconductor structures. Automation and information-measuring equipment. Scientific works of VNTU, 2009
- 16 Network interface MicroLAN [Electronic resource]. - Access mode: http://icmicro.narod.ru/info_ru/microlan/microlan.htm
- 17 1-Wire and iButton [Electronic resource]. - Access mode: <http://www.maxim-ic.com/products/1-wire-and-ibutton.mvp>

МОДЕЛЮВАННЯ ХАРАКТЕРИСТИ ЯДЕРНИХ МАТЕРІАЛІВ ОБ'ЄКТУ «УКРИТТЯ» ДЛЯ СТВОРЕННЯ ПРОТОТИПУ КОНТЕЙНЕРА

Купріяничук С.В.

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

e-mail: kuprianchuk.s@gmail.com

Основна ідея дослідження полягає у розробці конструкції контейнера для паливовмісних матеріалів, що утворились внаслідок аварії на 4-му блоці Чорнобильської атомної електростанції в 1986 році.

Оскільки будова, геометрія, фізичні, хімічні та радіаційні характеристики паливовмісних матеріалів вивчені не в повному обсязі, як наприклад, відпрацьоване ядерне паливо, реалізація критеріїв безпеки для поводження та зберігання контейнерів призначених для їх зберігання, не є тривіальним завданням.

Під час транспортування та зберігання паливовмісних матеріалів об'єкта «Укриття» контейнер повинен забезпечувати безпечний рівень потужності дози на поверхні, забезпечення підкритичності паливовмісних матеріалів, контейнер має бути стійкий до різних погодних умов та ін. Ці критерії були використані для розробки вхідних даних для двовимірної моделі типової паливної чарунки для реактора РБМК-1000. Основними вхідними даними моделі є геометричні розміри конструкційних елементів паливної чарунки, концентрація ізотопів ^{235}U , ^{236}U , ^{234}U і ^{238}U , питома густина і температура компонентів паливних елементів, час опромінення та час охолодження. Дана модель була використана для генерації бібліотек вигорання палива з часом та визначення ізотопних композицій за допомогою модуля TRITON-NEWT з пакету SCALE.

За допомогою отриманих бібліотек проводилося моделювання та визначення ізотопного складу відпрацьованого ядерного палива, зміни активності елементів з часом, інтенсивності та розподілу енергії джерел фотонів та нейтронів використаний модуль ORIGEN.

Отримані дані про ізотопний склад та його характеристики були використані для створення прототипу моделі захисного контейнера за допомогою коду MCNP. Ця модель являє собою джерело (паливовмісний матеріал), розміщене всередині контейнера з нержавіючої сталі. В результаті розрахунків визначається потужність дози на поверхні контейнеру з урахуванням відповідних потоків фотонів та нейтронів. Крім того, в дослідженнях проведені розрахунки залежності зміни потужності дози за різної товщини шару металу та різної відстані від поверхні контейнеру.

Моделювання було проведене для отримання консервативних результатів, які дозволять розробити більш досконалу модель захисного контейнера для зберігання паливовмісних матеріалів об'єкта «Укриття».

МЕТОДИКА І РЕЗУЛЬТАТИ ТЕПЛОВОГО РОЗРАХУНКУ ПРЯМОТОЧНОГО ПАРОГЕНЕРАТОРА ДЛЯ АЕС МАЛОЇ ПОТУЖНОСТІ

Чжоу Сяолун, Кравченко В.П., Парфьонова С.Ф.

Одеський національний політехнічний університет, м. Одеса, Україна,

e-mail: kravchenko@opu.ua

Одним з перспективних напрямків розвитку атомної енергетики в світі є створення АЕС малої потужності (АЕСМП). Ліцензування, проектування, виготовлення і монтаж такої АЕС більш просте завдання, ніж для АЕС великої потужності. Основним недоліком АЕСМП є їх велика питома вартість. Перспектива використання АЕСМП цікава і для України, яка може налагодити їх виробництво, використання та продаж. У роботі розглядається один з основних елементів АЕСМП - парогенератор (ПГ). За прототип вибрав ПГ ЯЕУ КЛТ-40С, який має великий досвід експлуатації.

Тепловий розрахунок є основою для гідравлічного розрахунку, розрахунку на міцність, гідравлічну стійкість та інших. Він полягає у визначенні площі поверхні теплообміну. Для її визначення ПГ розбивається на п'ять ділянок: 1 - конвективного підігріву однофазної рідини; 2 - поверхневого кипіння; 3 - розвиненого кипіння; 4 - погіршеного теплообміну (кипіння в об'ємі); 5 - Перегріву пари. На кожній ділянці застосовується своя формула для визначення коефіцієнта тепловіддачі до робочого тіла.

Тепловий розрахунок починається з конструктивного розрахунку, згідно з яким за заданими незалежними параметрами (діаметр теплообмінних трубок (ТОТ), крок їх розташування, швидкість теплоносія і швидкість живильної води на вході в ТОТ) визначаються кількість ТОТ, число рядів змійовиків і діаметр корпусу. Слід зазначити особливості

розглянутої конструкції, в якій і швидкість живильної води і швидкість теплоносія є незалежними змінними.

Сьогодні для проектування теплообмінників використовуються комп'ютерні коди. Однак їх висока вартість обмежує їх застосування для наукових цілей. Тому виникає завдання створення комп'ютерної програми для проведення теплового розрахунку, що в подальшому дозволить проведення оптимізаційних досліджень. У роботі представлені основні використовувані формули для розрахунку коефіцієнта тепловіддачі, а також отримані залежності площі теплообміну від незалежних конструктивних параметрів. Критерієм правильності розробленої методики і отриманих результатів є їх зіставлення з результатами розрахунку за допомогою комп'ютерного коду ASPEN-TECH.

СОРБЦІЙНІ МАТЕРІАЛИ НА ОСНОВІ БЕНТОНІТОВИХ ГЛИН ДЛЯ БЕЗПЕЧНОГО ПОВОДЖЕННЯ З РАДІОАКТИВНИМИ ВІДХОДАМИ

Задвернюк Г.П., Ремез С.В.

¹ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України»

²Інститут колоїдної хімії та хімії води ім. А.В. Думанського Київ, Україна,

e-mail: zadvernyuk@ukr.net

Бентонітові глини широко застосовуються, як у промисловості, так і у технологіях захисту навколишнього середовища. Завдяки високій здатності до набухання, бентоніти використовують як гідроізоляційні бар'єри. Використання бентонітового буферу передбачається у багатьох сучасних проєктах глибоких підземних сховищ високоактивних відходів. Ізоляційні властивості бентоніту обумовлені його низькою водопроникністю, здатністю до набухання, пластичністю, високою сорбційною ємністю.

Проте, традиційні мінеральні бар'єри, можуть тріскатися внаслідок осідання чи висушування. Подолати ці недоліки можна за допомогою полімерів.

Як основний компонент сорбційних матеріалів використовували бентонітову глину Черкаського родовища, склад якої представлений лужноземельним монтморилонітом (не менше, ніж 85%). Також в ній присутні домішки високодисперсного кварцу і кальциту (до 15%). Для експериментів також використовували катіонні та аніонні поліакриламіді. Сорбційні матеріали отримували шляхом змішування бентоніт-полімерного компоненту з піском у різних співвідношеннях і досліджували їх фізико-хімічні характеристики та сорбційну здатність по відношенню до ^{137}Cs . У поєднанні з водою утворюється міцна гелева структура у результаті хімічних зв'язків між частинками глини, піском і полімером. Це призводить до суттєво покращення властивостей матеріалу, у порівнянні з бентонітом, оскільки пісок надає механічної міцності, бентоніт-полімерний гель – необхідної еластичності. Основні властивості матеріалу: низька проникність, здатність протистояти осіданню завдяки високій еластичності, утворення гелю запобігає вимиванню, висока здатність до утримання вологи, висока сорбційна здатність по відношенню до ^{137}Cs завдяки високому вмісту монтморилоніту.

Експерименти показали, що кращі ізолюючі властивості мають матеріали з використанням аніонних поліакриламідів (до 1%) з низьким ступенем гідролізу і з невеликою молекулярною масою. Оптимальний вміст піску становив 20%.

АНАЛИТИЧЕСКИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ЯДЕРНО-КРИМИНАЛИСТИЧЕСКОЙ ЛАБОРАТОРИИ В ННЦ ХФТИ

Кутний Д.В., Ванжа С.А., Медведев А.В., Белкин Ф.В., Бурдейный Д.Д., Зима Г.В.

ННЦ «Харьковский физико-технический институт» НАН Украины,

e-mail: vanzhast@kipt.kharkov.ua

Проблеме незаконного оборота ядерных материалов и радиоактивных веществ начали уделять повышенное внимание в 1990-х гг. в связи с выявлением случаев ядерной контрабанды. При этом возникал ряд вопросов, связанных с идентификацией, назначением, степенью опасности, происхождением и путями транспортировки задержанных материалов. Ответы на данные вопросы могла дать только специализированная экспертиза. Так постепенно развивалось новое направление исследований — ядерная криминалистика.

Целью ядерной криминалистики является анализ ядерных и других радиоактивных материалов для установления источника их происхождения и маршрутов перемещения в контексте расследований, проводимых правоохранительными органами. Комплекс аналитических методов, которые используются для этих целей стает незаменимым средством при проведении криминальных расследований фактов незаконного оборота ядерных материалов.

Концепцией развития ядерной криминалистики в Украине Национальному научному центру «Харьковский физико-технический институт» отведена роль региональной экспертно-криминалистической организации в Восточном регионе страны.

В докладе рассмотрены оборудование и аналитические возможности ННЦ ХФТИ НАН Украины для идентификации ядерных и других радиоактивных материалов.

Приведены результаты ядерно-криминалистической экспертизы радионуклидных источников, изъятых из незаконного оборота по запросу Госатомрегулирования Украины. Источники находились в стеклянных колбах прямоугольного и круглого сечения и представлял собой: гранулы желто-зеленого цвета и мелкодисперсный порошок желтого цвета. Мощность экспозиционной дозы на поверхности колб составляла 2,55 и 1,15 мкЗв/ч, соответственно.

ВЛИЯНИЕ ПРЕДВАРИТЕЛЬНОЙ ИОННО-ПЛАЗМЕННОЙ ОБРАБОТКИ НА КАВИТАЦИОННУЮ СТОЙКОСТЬ СПЛАВА ВТ-6 С ВАКУУМНО-ДУГОВЫМИ ПОКРЫТИЯМИ

Клименко И.О., Белоус В.А., Куприн А.С., Коваленко В.И., Леонов С.А., Маринин В.Г., Овчаренко В.Д., Решетняк Е.Н., Ростова А.Ю., Толмачева Г.Н.

Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт», Харьков, Украина, e-mail: ilyaklimenko91@gmail.com

Титановые сплавы, обладающие высокой прочностью и малым удельным весом, являются перспективным материалом для лопаток мощных паровых турбин атомных и тепловых электростанций. В условиях кавитационной эрозии в потоке пара, происходит интенсивная эрозия поверхности лопаток, которая уменьшает срок их службы, снижая экономическую эффективность. Увеличение ресурса работы лопаток и, как следствие, увеличение времени между ремонтом турбины, можно добиться за счёт поверхностного модифицирования материала лопатки. Вакуумно-дуговое осаждение защитных покрытий, является эффективным методом увеличения кавитационной стойкости титановых сплавов [1]. Применение предварительной ионно-плазменной обработки поверхности может существенно улучшить защитные свойства покрытий.

В роботі досліджено вплив попередньої іонно-плазмової обробки на структуру і фізико-механічні властивості покриттів TiN, TiZrN і TiCrN формуваних при тиску азоту 2 Па на підложках з титанового сплаву Ti-6Al-4V. Іонно-плазмову обробку проводили при температурі підложки $\sim 650^\circ\text{C}$ в плазмі двохступінчатого вакуумно-дугового розряду при тиску азоту $\sim 0,3$ Па в часі 15–30 хв.

Показано, що попередня іонно-плазмова обробка титанового сплаву Ti-6Al-4V з наступним осадженням TiN покриття суттєво зменшує його ерозійний знос, порівняно з покриттями (TiN, TiZrN, TiCrN), осадженими на не модифіковану поверхню.

Список літератури:

1. A.S. Kuprin, V.D. Ovcharenko, S.A. Leonov, G.N. Tolmachova, V.A. Belous, E.N. Reshetnyak, I.O. Klimenko, M. Kmech. Cavitation erosion of Ti-6Al-4V alloy with vacuum-arc TiN and CrN coatings // *БАИТ*. 2018. №5(117), с. 103-108.

ДОСЛІДЖЕННЯ ПЕРЕОРІЄНТАЦІЇ ГІДРИДІВ В ОБОЛОНКАХ (Zr-1% Nb) МАКЕТІВ ТВЕЛ ПІД ВНУТРІШНІМ ТИСКОМ ПРИ ВИПРОБУВАННІ, ЩО ІМІТУЄ ПЕРЕВАНТАЖЕННЯ ВЯП І АВАРІЇ З ГРАНИЧНИМ НАГРІВАННЯМ ОБОЛОНОК ДО 410°C

Редкіна А.П., Черняєва Т.П., Грицина В.М., Красноруцький В.С., Петельгузов І. А., Слабоспицькая Е.А.

Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут», Харків, Україна, e-mail: gordaya@kipt.kharkov.ua

В роботі представлені результати експериментальних досліджень переорієнтації гідридів, яка може мати місце в оболонках твेलів в умовах, що імітують штатні і деякі аварійні режими поводження з ВЯП з граничним нагріванням оболонок до 410°C . Проведено випробування з нагріванням макетів твелів з оболонками зі сплаву Zr-1%Nb з різним вмістом водню під внутрішнім тиском (холодний тиск під оболонкою 3, 4 і 5 МПа) до температури 410°C , витримкою при цій температурі 8 годин і наступним охолодженням. Встановлено, що при вмісті водню 400 ppm інтенсивна переорієнтація гідридів в оболонках макетів твелів при термічних випробуваннях починається при тангенціальній напруженості $\approx 55\text{--}60$ МПа при 410°C . Зі зменшенням вмісту водню інтенсивність впливу випробувань на переорієнтацію гідридів значно знижується. Термоцикування та витримка ВЯП в ССВЯП призводить до значного посилення переорієнтації гідридів. В оболонках з концентрацією водню 400 ppm, при випробуваннях з 3-х кратним термоцикуванням $180^\circ\text{C} \leftrightarrow 410^\circ\text{C}$ відбувається практично повна переорієнтація гідридів.

Проведено механічні випробування зразків з різним вмістом водню до і після випробувань.

MODELLING GEOPHYSICAL FLOWS AS A PART OF ANALYSIS ACCIDENTS ON NUCLEAR POWER PLANTS

Redondo J. M.¹, Alyokhina S.², Kostikov A.²

¹*Department of Physics, Technical University of Catalonia, Barcelona, Spain*

²*A. Podgorny Institute of Mechanical Engineering Problems of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kharkiv, Ukraine, alyokhina@ipmach.kharkov.ua*

Every year the role and importance of the nuclear power in the world is increased due to economical and sometimes ecological situation in the countries. It requires to pay more attention to the safety of operation of power reactors as well as whole nuclear power plant, and facilities on the back-end of the nuclear fuel cycle.

Safety analysis of any nuclear installation must be carried out with detailed analysis of appropriated accidents that could happen during its operation. Accident analysis includes wide list of physical and numerical investigations that should be carried out (for example [1, 2]). It helps in the case when hazard to the people and environment occurs and allow to develop action for the reducing accidents results.

Special attention is required for the accidents with explosion. These accidents are accompanied by dissemination of the radioactive micro- and nanoparticles in the atmosphere and could occur pollution of the large area.

Numerical simulation is a useful tool for the analysis of the accidents with explosion, especially for the prediction of the spread of pollution in the atmospheric and water resources. However, simulation of the geophysical flows is a not common task and requires development of the mathematical model with taking into account atmospheric turbulent processes.

In this research flow model for numerical simulation is based on finite volume method and large-eddy simulation is used. This model consists of balance equations for mass, momentum and energy (for potential temperature) equations. The numerical aspects of flow model are lying in using proper orthogonal decomposition (POD) method. Model in details is presented in the some published works of author [3, 4, 5].

Analysis of the ways that model could be used for the simulation of the nuclear accidents with explosion shown that movement direction of the atmospheric air could be predicted and included to the safety analysis report of the nuclear installation.

References:

1. Alyokhina, S. Thermal analysis of certain accident conditions of dry spent nuclear fuel storage, Nuclear Engineering and Technology, 2018, vol. 50, no. 5, pp. 717-723.
2. Alyokhina, S., Kostikov, A., Kruhlov, S., Safety issues of the dry storage of the spent nuclear fuel, 2017, Problems of Atomic Science and Technology, vol. 108, no. 2, pp. 70-74.
3. Tellez-Alvarez, J., Koshelev, K., Strijhak, S. & Redondo, J.M., Simulation of turbulence mixing in the atmosphere boundary layer and analysis of fractal dimension, PhysicaScripta, 2019, vol. 94, no. 6.
4. Fraunie, P., Berreba, S., Chashechkin, Y.D., Velasco, D. & Redondo, J.M. Large eddy simulation and laboratory experiments on the decay of grid wakes in strongly stratified flows", Nuovo Cimentodella Societa Italiana di Fisica C, 2008, vol. 31, no. 5-6, pp. 909-930.
5. Mahjoub, O.B., Granata, T. & Redondo, J. M. Scaling laws in geophysical flows, Physics and Chemistry of the Earth, Part B: Hydrology, Oceans and Atmosphere, 2001, vol. 26, no. 4, pp. 281-285.

ПЕРЕВІРКА МІЦНОСТІ КОЛЛЕКТОРІВ ТЕПЛОНОСІЯ ПАРОГЕНЕРАТРУ ПГВ-1000 ПРИ РІЗНИХ РЕЖИМАХ РОБОТИ ЕНЕРГОБЛОКУ

Кравченко В.П., Латій О.Ю.

Одеський національний політехнічний університет, м. Одеса, Україна,

e-mail: ls230898@gmail.com

У 80-х роках минулого сторіччя практично на всіх АЕС з ВВЕР-1000 мало місце пошкодження «холодних» колекторів теплоносія парогенераторів (ПГ) з появою крізної тріщини. Це приводило до потрапляння теплоносія до другого контуру і необхідності заміни ПГ. У зв'язку з цим, для визначення механізмів пошкодження були проведені численні експериментальні і розрахункові дослідження. В результаті цих досліджень було виконано цілий ряд заходів на діючих АЕС, які в подальшому запобігли виникненню подібних пошкоджень. Поява крізної тріщини пояснювалася цілим комплексом проектних, технологічних та експлуатаційних причин. Деякі складові були названі, але не досить обгрунтовані.

Метою роботи є дослідження міцності вихідних колекторів ПГВ-1000 при різних режимах роботи блоку.

В ході роботи було прораховано три режими: номінальний, гідро випробувань та режим роботи з відключеними ПВТ. Для всіх режимів визначалися сумарні напруження, що враховували тискові навантаження та термічні напруження у радіальному, тангенціальному та осьовому напрямках. В роботі наведені залежності вказаних навантажень по товщині стінки колектора (184 мм).

Розрахунки показали, що при номінальному режимі роботи та при проведенні гідро випробувань критерій міцності виконується. Самим несприятливим режимом для колекторів є режим роботи з відключеними ПВТ. Цей режим здійснюється при крізному ерозійно-корозійному зносі змійовиків ПВТ, що призводить до відключення одної чи обох груп ПВТ і, відповідно, зниженню температури живильної води на вході в ПГ до значення $t_{\text{жв}} = 192$ °C чи 165 °C. Проведені у ОНПУ дослідження гідродинаміки у просторі ПГ, показали, що підведена живильна вода викидається паром на погрузний дирчастий лист, стікає по закраїні і потрапляє до колектору теплоносія. Саме в цьому місці була розташована друга по величині тріщина по перфорації пошкоджених колекторів. Тобто колектор сприймає коливання температури живильної води. Тому потрібен розрахунок навантаження колектора при температурній різниці $289 - 165 = 124$ °C. При такому температурному перепаді виникають напруження, які перевищують мінімально допустиме навантаження для сталі 10ГН2МФА. Згідно проведеним розрахункам, на зовнішній стінці колектора дійсна напруга дорівнює 231,7 МПа при допустимому значенні 188 МПа, тобто перевищує допустиме значення на 26 %. В комплексі з мало цикловою втомленістю від коливань температури живильної води це може привести до виникнення крізної тріщини у вихідному колекторі теплоносія ПГВ-1000 з потраплянням радіоактивного теплоносія 1-го контуру у 2-й.

Наукове видання

XV МІЖНАРОДНА
НАУКОВО-ТЕХНІЧНА КОНФЕРЕНЦІЯ
МОЛОДИХ ВЧЕНИХ ТА ФАХІВЦІВ
«ПРОБЛЕМИ СУЧАСНОЇ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ»
13 – 15 ЛИСТОПАДА 2019 РОКУ

ТЕЗИ ДОПОВІДЕЙ

Українською, російською та англійською мовами

Редактор Воеводін В.М.
Коректор Левенець А.В.
Комп'ютерна верстка Лобач К.В.

Підписано до друку 08.11.2019
Формат - 60х84/16.
Ум.-друк. аркушів 4.42.
Друк цифровий. Папір офсетний.
Наклад - 100 прим. Замовлення № 183

Видавництво «Фінарт»
Свідоцтво про занесення до Державного реєстру суб'єкта
видавничої діяльності ДК 589 від 07.09.2001 р.



9 786177 211883