

НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ ЦИВІЛЬНОГО ЗАХИСТУ УКРАЇНИ

(повне найменування вищого навчального закладу)

ФАКУЛЬТЕТ ОПЕРАТИВНО-РЯТУВАЛЬНИХ СИЛ

(повне найменування інституту, назва факультету (відділення))

КАФЕДРА СПЕЦІАЛЬНОЇ ХІМІЇ ТА ХІМІЧНОЇ ТЕХНОЛОГІЇ

(повна назва кафедри (предметної, циклової комісії))

Пояснювальна записка

до кваліфікаційної роботи

за першим (бакалаврським) рівнем вищої освіти

на тему: «Електрохімічний моніторинг швидкості корозій конструкційного матеріалу ТВЕЛів»

Виконала: здобувач вищої освіти
4 курсу за першим (бакалаврським)
рівнем вищої освіти, групи ХТк-20-245
галузі знань (освітньо-професійної
програми)

16 «Хімічна інженерія та біоінженерія»,
(«Радіаційний та хімічний захист»)

Діана БИТЧЕНКО

(Ім'я та ПРІЗВИЩЕ)

Керівник

Юліана ГАПОН

(Ім'я та ПРІЗВИЩЕ)

Рецензент

Максим КУСТОВ

(Ім'я та ПРІЗВИЩЕ)

Харків – 2024

НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ ЦИВІЛЬНОГО ЗАХИСТУ УКРАЇНИ

Факультет оперативно-рятувальних сил
Кафедра спеціальної хімії та хімічної технології
Галузь знань 16 «Хімічна інженерія та біоінженерія»
Спеціальність 161«Хімічні технології та інженерія»
(назва)

Освітньо-професійна програма «Радіаційний та хімічний захист»
(назва)

Рівень вищої освіти перший (бакалаврський)

ЗАТВЕРДЖУЮ

Начальник кафедри спеціальної
хімії та хімічної технології

_____ Євген СЛЕПУЖНИКОВ

«_____» _____ 20__ року

ЗАВДАННЯ НА ПІДГОТОВКУ КВАЛІФІКАЦІЙНОЇ РОБОТИ ЗДОБУВАЧА ВИЩОЇ ОСВІТИ

Битченко Діани Олексіївни
(прізвище, ім'я, по батькові)

1.Тема роботи: «Електрохімічний моніторинг швидкості корозії
конструкційного матеріалу ТВЕЛів»

керівник роботи Гапон Юліана Костянтинівна, кандидат технічних наук
(прізвище, ім'я, по батькові, науковий ступінь, вчене звання)

затверджені наказом НУЦЗ України від «31» січня 2024 року № 20

2. Строк подання здобувачем вищої освіти роботи 04 квітня 2024 року

3.Кваліфікаційна робота виконується на матеріалах: тепловиділяючий
елемент, сплав Zr1Nb, сірчана кислота, боратна кислота, гідроксид калію,
гідроксид амонію, гідроксид натрію.

4. Зміст кваліфікаційної роботи (перелік питань, які потрібно розробити):
проаналізувати фактори виникнення надзвичайних ситуацій на АЕС;
визначити методи досліджень корозії ТВЕЛів; встановити швидкості корозії
ТВЕЛів гравіметричним та потенціометричним методами; дослідити
кінетичні залежності мікрогальванопар при корозійному руйнуванні ТВЕЛів;
розробити заходи з охорона праці.

5. Перелік графічного матеріалу (з точним зазначенням обов'язкових
креслень/слайдів):

Мультимедійна слайди у кількості 10 штук.

6. Консультанти за розділами кваліфікаційної роботи:

Розділ	Прізвище, ініціали та посада консультанта	Підпис, дата	
		завдання видав	завдання прийняв
4	Мінська Н.В, доцент кафедри СХХТ	01.03.2024	07.03.2024

7. Дата видачі завдання 31 січня 2024 р.

КАЛЕНДАРНИЙ ПЛАН

№ з/п	Назва заходів кваліфікаційної роботи	Строк виконання заходів роботи	Відмітка про виконання
1.	Отримання завдання	31.01.2024	
2.	Збір інформації та аналітичний огляд літератури	02.02.2024	
3.	Підготовка досліджувальних зразків та вибір стандартизованих методик	15.02.2024	
4.	Проведення корозійних досліджень конструкційних матеріалів ТВЕЛів	26.02.2024	
5.	Охорона праці при роботі з небезпечними хімічними речовинами	07.03.2024	
6.	Оформлення пояснювальної записки до кваліфікаційної роботи	13.03.2024	
7.	Подання роботи на рецензування	26.03.2024	
8.	Подання роботи на передзахист	04.04.2024	
9.	Подання роботи на захист	08.04.2024	

Завдання одержав

здобувач вищої освіти _____

(підпис)

Діана БИТЧЕНКО

(Власне ім'я ПРІЗВИЩЕ)

Завдання надав

керівник роботи _____

(підпис)

Юліана ГАПОН

(Власне ім'я ПРІЗВИЩЕ)

РЕФЕРАТ

Звіт про КР: 53 с., 10 рис., 8 табл., 54 джерела.

Ключові слова: атомна електростанція, водо-водяний енергетичний реактор, корозія, тепловидільна збірка, тепловидільний елемент, цирконієві сплави.

Об'єкт досліджень: процеси корозії цирконієвих конструкційних елементів тепловиділяючих збірок.

Мета роботи: встановлення впливу кислотності середовища на електрохімічні процеси корозії конструкційних сплавів Zr1Nb тепловиділяючих елементів.

Стислий зміст роботи та висновки:

Метою кваліфікаційної роботи є встановлення впливу кислотності середовища на електрохімічні процеси корозії конструкційних сплавів Zr1Nb тепловиділяючих елементів. Проведено аналіз фізичних та хімічних процесів, що впливають на пошкодження та руйнування оболонки тепловиділяючого елемента. Досліджено швидкість корозії гравіметричним та потенціометричним методами. Експериментальні дослідження показали, що гравіметричний метод зазвичай більш чутливий до втрати маси, тоді як потенціометричний метод може надати більше інформації про характер електрохімічних процесів. Встановлено, як кислотність водного середовища впливає на товщину оксидної плівки з часом та встановлено, що максимальна товщина оксидної плівки складає 7-9 мкм при температурі проєктних аварій (до 1200 °С). В роботі розглянуто основні шкідливі виробничі фактори на робочих місцях персоналу АЕС та визначено, що з усіх шкідливих факторів, іонізуюче випромінювання несе найбільшу небезпеку для життя та здоров'я людини, а також для довкілля.

Область використання: тепловиділяючі елементи атомних реакторів типу ВВЕР-1000.

ЗМІСТ

ВСТУП.....	7
1. АНАЛІЗ ФАКТОРІВ ВИНИКНЕННЯ НАДЗВИЧАЙНИХ СИТУАЦІЙ НА АЕС.....	8
1.1 Стан атомної енергетики в Україні та країнах ЄС.....	8
1.2 Огляд типів реакторів на АЕС.....	11
1.3 Вимоги та критерії, щодо забезпечення межі пошкодження оболонки тепловиділяючих елементів.....	14
1.4 Загальні відомості про конструкцію та основні параметри тепловиділяючого елемента.....	17
1.5 Аналіз фізичних явищ та процесів, що впливають на пошкодження та руйнування оболонки тепловиділяючого елемента.....	21
1.6 Висновки та обґрунтування напрямку досліджень.....	22
2. МАТЕРІАЛИ ТА МЕТОДИ ДОСЛІДЖЕНЬ КОРОЗІЇ ТВЕЛІв.....	23
2.1. Гравіметричний метод дослідження швидкості корозії.....	23
2.2. Потенціометричний метод дослідження швидкості корозії.....	26
2.3. Застосування мобільний рентгенівського флуоресцентного аналізатору NITON XL2 для визначення хімічного складу досліджуваного матеріалу....	27
3. ВИЗНАЧЕННЯ ШВИДКОСТІ КОРОЗІЇ ТВЕЛІв.....	29
3.1. Аналіз впливу зовнішніх факторів на поверхню оболонки ТВЕЛІв.....	29
3.2. Результати визначення глибинного показника швидкості корозії ТВЕЛІв за допомогою гравіметричного методу.....	33
3.3. Результати визначення глибинного показника швидкості корозії ТВЕЛІв за допомогою потенціометричного методу.....	35
3.4. Результати дослідження кінетичних залежностей мікрогальванопар при корозійному руйнуванні ТВЕЛІв.....	37

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ РПЗ-02		
Изм.	Лист	№ докум.	Підпис	Дата			
Розроб.		Битченко Д.О			Літ.	Лист	Листів
Перев.		Гапон Ю.К.				5	53
Н. Контр.		Скородумова О.Б.			ХТк-20-245		
Затвердив		Слепужніков Є.Д.					
Електрохімічний моніторинг швидкості корозій конструкційного матеріалу ТВЕЛІв							

3.5. Дії підрозділів ДСНС при виникненні аварійної ситуації розгерметизації ТВЕЛів.....	40
3.6. Висновки за розділом.....	42
4.ОХОРОНА ПРАЦІ.....	43
4.1 Загальні положення та визначення.....	43
4.2. небезпечні та шкідливі виробничі фактори на АЕС.....	43
4.3 Аналіз виробничого травматизму та професійного захворювання на АЕС.....	45
4.4 Висновок до розділу.....	46
ВИСНОВКИ.....	47
СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ.....	48

ВСТУП

Безпека ядерної енергетики набула особливої актуальності після аварій на Чорнобильській (Україна) та Першій Фукусимській (Японія) атомних електростанціях (АЕС), що поставило під сумнів перспективи розвитку цієї галузі. Незважаючи на це, атомна енергетика за часи свого існування досить успішно розвивається.

На сьогоднішній день, однією з основних проблем на атомних електростанціях (АЕС), є виникнення надзвичайних ситуацій, що пов'язані із внутрішніми та зовнішніми корозійними процесами конструкційних матеріалів. У світі існує досить багато типів реакторів, які відрізняються теплоносієм, сповільнювачем, спектром нейтронів і відповідно конструкцією. На території України застосовуються водо-водяні енергетичні реактори (ВВЕР), в яких теплоносієм і сповільнювачем виступає вода під тиском.

Основним параметром, для створення безпечних умов експлуатації енергетичних ядерних реакторів (ЯР) типу ВВЕР – забезпечення надійної та тривалої роботи тепловиділяючих елементів (ТВЕЛ) для стаціонарних, перехідних режимів експлуатації та в позаштатних (аварійних) умовах, є герметичність оболонок ТВЕЛів.

Атомні станції внаслідок накопичення у процесі експлуатації значної кількості радіоактивних продуктів і наявності принципової можливості виходу їх, у разі аварійної ситуації, за передбачені межі являють собою джерело потенційної небезпеки або джерело ризику радіаційного впливу на обслуговуючий персонал, населення і навколишнє природне середовище.

Мета роботи – встановлення впливу кислотності середовища на електрохімічні процеси корозії конструкційних сплавів Zr1Nb тепловиділяючих елементів.

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
						7
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		

1. АНАЛІЗ ФАКТОРІВ ВИНИКНЕННЯ НАДЗВИЧАЙНИХ СИТУАЦІЙ НА АЕС

1.1 Стан атомної енергетики в Україні та країнах ЄС

Історія атомної енергетики України розпочалась з 1977 р. з введенням в експлуатації першого енергоблоку Чорнобильської атомної електростанції (АЕС). В період з 1977 по 1989 рр. в Україні планувалося ввести в 8 експлуатацію 16 енергоблоків загальною потужністю 14800 МВт на 5 атомних станціях: Запорізькій, Рівненській, Хмельницькій, Чорнобильській, Південноукраїнській.

Зростаюча потреба в електроенергії сприяла швидкому будівництву атомних енергоблоків: на час техногенної аварії на четвертому енергоблоці Чорнобильської АЕС у квітні 1986 р. в Україні перебувало в експлуатації 10 енергоблоків, 8 з яких потужністю 1000 МВт (чотири ВВЕР -1000 та чотири РВПК(реактор великої потужності каналний) -1000. З 1986 р. і до 1990 р. відбулося розширення АЕС, було введено в експлуатацію ще 6 атомних енергоблоків потужністю 1000 МВт кожний: три на Запорізькій АЕС й по одному на Хмельницькій, Південноукраїнській, Рівненській АЕС. Проте після аварії на Чорнобильській АЕС, у серпні 1990 р. було оголошено мораторій на спорудження і введення в експлуатацію нових атомних енергоблоків. Це призвело до призупинення будівництва нових енергоблоків на Запорізькій, Хмельницькій, Рівненській АЕС [1,2].

Зняття заборони на будівництво нових атомних електростанцій спричинило дискусію щодо недобудованих енергоблоків. Виникла потреба добудувати та реконструювати ці енергоблоки, щоб замінити старі блоки, які вже не відповідають сучасним стандартам безпеки. Компенсувати втрату потужностей від старих блоків, які вичерпали свій ресурс. У 1993 р. будівництво трьох енергоблоків, яке було призупинено, відновилося [3]. У жовтні 1995 р. відбувся енергетичний пуск 6-го блоку Запорізької АЕС. Запорізька атомна станція із встановленою потужністю 6 млн кВт стала найбільшою в Європі [4].

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		8

Запорізька атомна електростанція (ЗАЕС) – найбільша атомна електростанція розташована в місті Енергодар Запорізької області України. Атомна електростанція має шість енергоблоків з реакторами ВВЕР-1000, загальною потужністю 6000 МВт. Станція введена в експлуатацію в 1984 році і генерує близько 40% електроенергії України.

ЗАЕС є важливим активом для української економіки. Вона забезпечує роботою близько 11000 людей і генерує значні податкові надходження для місцевого бюджету.

Російська агресія проти України спричинила значні ризики для безпечної експлуатації ЗАЕС. Станція була окупована російськими військами в березні 2022 року. Обстріли станції з боку російських військ пошкодили кілька будівель та ліній електропередач [8].

Ще загрозливішою ситуація на АЕС стала в червні 2023 року, після того, окупаційні війська РФ підірвали Каховську ГЕС.

9 червня 2023 року, через зниження рівня води, що спричинив підриб Каховської ГЕС російськими окупантами, Державна інспекція ядерного регулювання України видала розпорядження "Енергоатому" вивести у "холодний зупин" енергоблок № 5 ЗАЕС. Інші енергоблоки в цей режим перевели ще раніше [8].

Чорнобильська атомна електростанція (ЧАЕС) – атомна електростанція, розташована в зоні відчуження Чорнобиля, на північ від України, біля кордону з Білоруссю. Станція складалася з чотирьох реакторів РБМК-1000, які виробляли електроенергію для Радянського Союзу.

26 квітня 1986 року на четвертому енергоблоці ЧАЕС сталася аварія, яка вважається найгіршою ядерною аварією в історії. Аварія спричинила викид радіоактивних матеріалів в атмосферу, що забруднило великі території України.

Чорнобильська АЕС була закрита в 2000 році. Четвертий енергоблок, де сталася аварія, наразі накритий саркофагом, щоб запобігти подальшому викиду радіоактивних матеріалів [2].

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
						9
Изм.	Лист	№ док.ум.	Подпись	Дата		

Рівненська атомна електростанція (РАЕС) – атомна електростанція, розташована у місті Вараш Рівненської області України. Це найбільша атомна електростанція в Україні за встановленою потужністю. РАЕС має чотири енергоблоки з реакторами ВВЕР-1000, які виробляють електроенергію для України. Перший енергоблок був введений в експлуатацію в 1980 році, другий – в 1981 році, третій – в 1986 році, а четвертий – в 2004 році .

2 липня 2018 року було заявлено про підготовку до будівництва енергоблока № 5. У грудні 2018 року на Рівненській АЕС продемонстровано спеціальний потяг, який перевозитиме ядерні відходи до сховища. Випробувано перевантажувальний контейнер HI-TRAC 190 . Після завантаження контейнер буде відправлено з Рівненської АЕС до сховища в Чорнобильській зоні.

Під час масованого ракетного обстрілу України 15 листопада 2022 року АЕС втратила зв'язок з однією з ліній електропередач 750 кВ. Довелось знизити потужність станції, один з чотирьох блоків був автоматично відключений [5].

Хмельницька атомна електростанція (ХАЕС) – атомна електростанція, розташована в місті Нетішин Хмельницької області України. У 1981 розпочалося її будівництво, наприкінці 1987 р. у промислову експлуатацію введено перший енергоблок. Підготовлено майданчики ще для трьох блоків. Спорудження другого енергоблока розпочалося у 1983 р. і наприкінці 1991 р. мав відбутися його енергопуск. На час введення мораторію на будівництво нових АЕС було змонтовано основні технологічні вузли і підготовлено персонал.

Спорудження енергоблока № 2 відновлено у 1993 р. , а 8 серпня 2004 р. його підключено до об'єднаної енергосистеми України. У вересні 2005 блок прийнято до промислової експлуатації. Після пуску енергоблока № 2 станція щороку генерує майже 15 млрд. кВт електроенергії.

Сьогодні серед пріоритетів діяльності Хмельницької АЕС – добування третього та четвертого блоків. Їх почали споруджувати ще за радянських часів, проте через проголошення мораторію роботи було призупинено [6].

Південноукраїнська атомна електростанція (ПАЕС) – атомна електростанція, розташована у місті Южноукраїнськ Миколаївської області

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		10

України. Це друга за величиною атомна електростанція в Україні за встановленою потужністю. ПАЕС має три енергоблоки з реакторами ВВЕР-1000, які виробляють електроенергію для України. Перший енергоблок був введений в експлуатацію в 1982 році, другий – в 1985 році, а третій – в 1989 році [7].

До вторгнення росії в 2022 році, Україна займала 7-е місце у світі за загальним обсягом виробництва атомної електроенергії та 3-е місце у світі за часткою ядерної енергії в національному енергетичному балансі. АЕС виробляють 55% всієї електроенергії України. Понад 25% в енергобалансах тринадцяти держав світу припадає на атомну енергію, зокрема у Франції ядерна енергетика складає більше 70% енергобалансу країни, в Словаччині - більше 53%, в Угорщині та Болгарії – понад 40%.

Важливим елементом зовнішньої політики Компанії є членство в міжнародних організаціях (ВАО АЕС, WNA, FORATOM (через членство в УЯФ), IFNEC, EUR), співпраця з МАГАТЕ, ЄК, ЄБРР, Євратомом, двостороннє співробітництво з компаніями-представниками країн з розвиненим ядерним потенціалом. Метою такої співпраці є збереження конкурентоздатного стану ядерного виробництва електроенергії, сприяння науково-технічному і фінансовому співробітництву, залучення інвестицій, впровадження міжнародного досвіду і забезпечення безпечної експлуатації атомних енергоблоків [9].

1.2. Огляд типів реакторів на АЕС

Будь-який вид енергії так чи інакше має важливе значення для життєдіяльності людини. Якщо ж торкнутися ядерної енергетики, то варто зауважити, що для нас це не тільки доступний вид енергії, а й ще певним чином – екологічний вид енергії, оскільки він, здатний пом'якшувати негативні зміни клімату, які відбуваються у наш час. Процес перетворення ядерної енергії на теплову та інші види енергій, здійснюється в спеціальних пристроях, призначених для здійснення керованої ланцюгової ядерної реакції, тобто, у ядерних реакторах.

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		11

Розгляньмо найпопулярніші типи енергетичних ядерних реакторів, які експлуатуються у світі. Але перед цим, слід зауважити, що для роботи будь-яких ядерних реакторів необхідно [15] :

- паливо, що має роздільну здатність;
- спеціальні умови, для протікання ланцюгової реакції поділу радіоактивних елементів.

У світі широко використовують такі типи ядерних реакторів :

- важководний водно-водяний;
- графіто-водяний;
- киплячий водно-водяний;
- водно-водяний;
- графіто-газовий;
- реактор-розмножувач на швидких нейтронах.

Водно-водяний реактор. Теплоносієм, як і сповільнювачем в такому реакторі є вода під тиском. У такому типі реактора вода не просто так перебуває під тиском, саме ця умова дозволяє теплоносію не закипіти і одночасно мати температуру понад 300 °С. В Україні такі реактори використовуються на Запорізькій, Хмельницькій, Рівненській та Південно-Українській АЕС [10].

Графіто-водяні реактори. Теплоносієм у графіто-водяних реакторах є звичайна вода, а ось сповільнювачем, на відміну від водно-водяного реактора є графіт.

В Україні реактори типу РВПК (реактори великої потужності каналні),що вважаються різновидами графіто-водяних реакторів,використовувалися на Чорнобильській АЕС. Але після аварії, що відбулась 26 квітня 1986 року, у конструкцію РВПК були внесені низки змін, які покращили його безпеку. Наразі в Україні реактори такого типу не використовуються.

Киплячі водно-водяні реактори. Це енергетичні ядерні реактори, в яких пароводяну суміш отримують безпосередньо в активній зоні. Розробки перших прототипів проводилися у США протягом чотирьох років, починаючи з 1953 року. Теплоносієм, як і сповільнювачем в такому реакторі є вода. Всього у світі

налічується 62 таких реактори. В Україні реактори такого типу не застосовуються [10].

Графіто-газовий реактор. Це корпусний ядерний реактор, у якому сповільнювачем є графіт, а теплоносієм є газ (переважно – це може бути вуглекислий газ, або ж гелій). Ці типи реакторів, у порівнянні з іншими вважаються найнебезпечнішими, оскільки, газ практично не поглинає нейтронів, тому зміна вмісту газу в реакторі не впливає на його реактивність. В Україні реактори такого типу не застосовуються.

Важководянні водно-водяні реактори. Теплоносієм і сповільнювачем у реакторах такого типу є дейтерій, тобто, важка вода. Оскільки вона дозволяє підтримувати тиск, аби уникнути кипіння. Це дозволяє досягти більш високої температури (переважно) без утворення парових бульбашок, так само як і у водно-водяному реакторі. В Україні реактори такого типу не застосовуються .

Реактор-розмножувач на швидких нейтронах. Це ядерний реактор, що дозволяє напрацьовувати ядерне паливо в кількості, яка переважає потреби самого реактора. Теплоносієм у такого типу реактора є рідкий метал (переважно, натрій), а ось сповільнювача реактор-розмножувач не має. В Україні реактори такого типу не експлуатуються [10].

Оскільки на території України знайшли застосування реактори типу ВВЕР, то слід розглянути принцип роботи ядерного реактора який складається з трьох найважливіших компонентів:

- тепловиділяючих елементів (ТВЕЛів);
- сповільнювача;
- регулюючих стрижнів.

Як показано на рис.1.1 , всередині реактора циркулює вода, що позбавлена будь-яких домішок. Він запускається тоді, коли з його активної зони виймаються регулюючі стрижні, що поглинають нейтрони.

Під час ланцюгової ядерної реакції вивільняється неймовірна кількість теплової енергії. Надалі, вода, циркулюючи в активній зоні реактора й омиваючи

паливні елементи – ТВЕЛ, нагрівається до температури, що приблизно дорівнює 320 °С.

Проходячи через парогенератор вода першого контуру віддає теплоту воді другого контуру, не стикаючись з нею, що виключає потрапляння радіоактивних елементів за межі реактора. Потім, як показано на анімації, вода другого контуру перетворюється в пару. Пара з неймовірною швидкістю обертає турбіну, яка призводить у дію електрогенератор, який у свою чергу створює електричний струм. Таким чином, ядерний реактор успішно генерує енергію саме за рахунок реакції поділу [10].

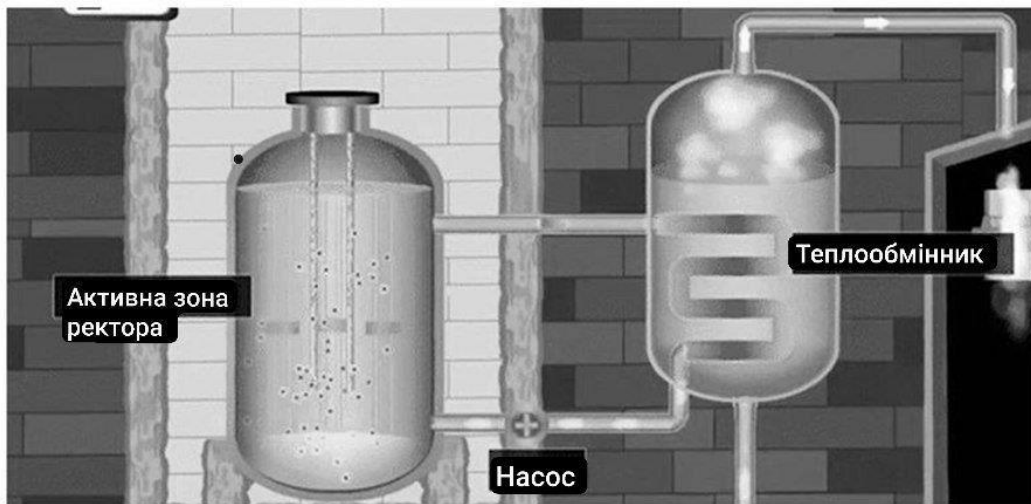


Рис.1.1. – Принцип роботи ядерного реактора

1.3. Вимоги та критерії, щодо забезпечення межі пошкодження оболонки тепловиділяючих елементів

Одним з основних показників експлуатаційної надійності ТВЕЛ, є цілісність оболонки з ядерним паливом – не перевищення допустимої експлуатаційної межі розгерметизації оболонки ТВЕЛ в активних зонах ядерних реакторів, протягом усієї паливної кампанії, у всіх передбачених проектом, режимах роботи АЕС [11-15].

Оболонка ТВЕЛ, разом з ядерним паливом, є початковим бар'єром, що перешкоджає виходу в довкілля, накоплених в паливі радіоактивних продуктів поділу та елементів паливної композиції [16-18].

Розгерметизація оболонки ТВЕЛ, в експлуатації, можлива внаслідок виробничого дефекту при виготовленні, через порушення умов експлуатації, внаслідок механічного пошкодження ТВЗ сторонніми предметами (дебризами), які можуть бути присутні в контурі теплоносія та ін.

Загальна кількість ТВЕЛ в активних зонах (АЗ) енергетичних реакторів велика: наприклад, в реакторах ВВЕР-1000, їх близько п'ятидесяти тисяч – 163 тепловиділяючі збірки по ~ 300 паливних ТВЕЛ у кожній. При такій кількості, навіть в умовах нормальної експлуатації, практично неминуха присутність в активній зоні тепловиділяючих збірок з негерметичними ТВЕЛ.

Роботи з удосконалення конструкції і матеріалів ТВЕЛ і ТВЗ ведуться безперервно. Проводяться дореакторні та післяреакторні дослідження ТВЕЛ, посилюються вимоги по контролю якості виготовлення ТВЕЛ і ТВЗ. Однак, випадки розгерметизації ТВЕЛ продовжують реєструватися як на українських, так і на зарубіжних АЕС [19,20].

Зазвичай розрізняють дві основні стадії ушкодження ТВЕЛ [21– 23]:

- газова нещільність (рис. 1.2), коли в теплоносій потрапляють радіонукліди благородних газів (мікродефекти);

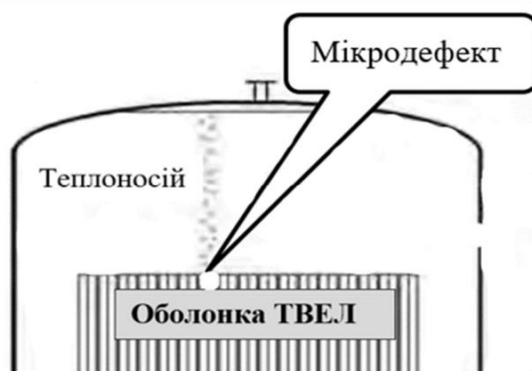


Рис. 1.2. – Процес утворення ушкоджуючого дефекту оболонки ТВЕЛ типу “газова нещільність”

- прямий контакт ядерного палива з теплоносієм (рис. 1.3), це пошкодження, які супроводжуються виходом в теплоносій осколків поділу – попередників запізнілих нейтронів, а на подальших стадіях розвитку дефекту і фрагментів ядерного палива (макродефектів)

Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата

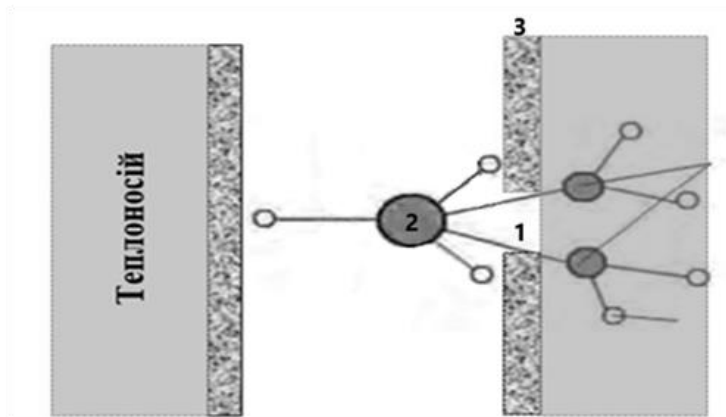


Рис. 1.3. – Процес утворення ушкоджуючого дефекту оболонки ТВЕЛ типу “контакт ядерного палива з теплоносієм”(1–макрodefект, 2–потік нейтронів, 3–оболонка ТВЕЛ)

Сучасний етап в ядерній енергетиці, характеризується збільшенням одиничної потужності енергоблоків та тривалості паливних кампаній, високими рівнями вигорання палива та, відповідно, зростанням енергонапруженості ТВЕЛ, посиленням умов їх експлуатації. Це призводить до різкого зростання ймовірності розвитку вторинних дефектів в оболонках, а наявність навіть одного негерметичного ТВЕЛ з вторинними дефектами, може призвести до зростання питомої активності радіонуклідів у теплоносії першого контуру до значення, близького до експлуатаційної межі. Усі ці фактори, що призводять до об'єктивної необхідності, посилення вимог до надійності збереженню ядерного палива в оболонці ТВЕЛ [24,25].

Можливі такі варіанти виникнення і виявлення дефектів оболонки при виготовленні і експлуатації ТВЕЛ [26]:

- негерметичний ТВЕЛ, що не виявлений на заводі, не проявив себе при експлуатації. Наскрізний дефект в оболонці ТВЕЛ має такі властивості, що в умовах роботи ядерного реактора і не проявить себе. Це може стосуватися дефектів розміром до декількох мікрон;
- заводський брак, виявлений на заводі. Зокрема, з 1978 року до 2018 року (40 років) на українських АЕС було виявлено негерметичних ТВЕЛ ;

- негерметичний ТВЕЛ, що не виявлений на заводі, який виявив себе при експлуатації;
- помилкова негерметичність при експлуатації. Є випадки визнання негерметичними ТВЗ, які мали підвищений радіаційний фон через відкладення на поверхні оболонки ТВЕЛ, величина якого перевищувала статистичний рівень фону інших ТВЗ;
- розгерметизація при експлуатації – основна причина появи негерметичних ТВЕЛ.

1.4. Загальні відомості про конструкцію та основні параметри тепловиділяючого елемента

В даний час на енергоблоках АЕС з ядерними реакторами типу ВВЕР-1000, експлуатуються два типи ТВЗ, що відрізняються один від одного в першу чергу конструкцією каркаса – це ТВЗ-2 (рис. 1.4 а), ТВЗА (рис. 1.4 б) та їх модифікації.

Кожна ТВЗ містить 312 ТВЕЛів, які розташовані по гексагональній решітці з кроком 12,75 мм. Каркас складається з головки та хвостовика ТВЗ, з'єднаних між собою центральною трубою (ЦТ) і 18 напрямними каналами (НК), в яких переміщуються поглинаючі стрижні системи управління та захисту реактора (ПС СУЗ).

Напрямні канали з'єднані з головкою за допомогою цангового з'єднання, завдяки якому вона може дистанційно демонтуватися, а потім встановлюватися на місце. У нижній частині ТВЗ НК та ЦТ приварені до нижньої решітки, яка, у свою чергу, приварена до хвостовика.

Кріплення ТВЕЛ у ТВЗ, здійснюється установкою нижньої заглушки ТВЕЛів, що має цанговий хвостовик, в нижню решітку, а дистанціювання ТВЕЛ по гексагональних решітках забезпечується 15 або 12 дистанційними решітками (ДР), 26 розташованими по висоті ТВЗ. Відмінність у конструкціях каркасу ТВЗ-2 і ТВЗА полягає в способах кріплення ДР і наявності куточків жорсткості у ТВЗА,

розташованих по ребрах збірки (рис. 1 б). У ТВЗ-2 ДР приварені до ПК, а у ТВЗА – до куточків [27,28].

Тепловиділяючі елементи у складі ТВЗ є найбільш відповідальними елементами, для забезпечення ядерної та радіаційної безпеки, в процесі експлуатації ядерних енергетичних реакторів АЕС. Конструкція і матеріали ТВЕЛ ТВЗ повинні забезпечувати їх надійність, при високій щільності енерговиділення і при великих глибинах вигорання, також виконують функції бар'єрів безпеки, що запобігають виходу високоактивних продуктів поділу у теплоносії.

При виборі конструкції ТВЕЛ та його розмірів необхідно враховувати наступні фактори [29 – 31]:

- чим більше відношення поверхні до об'єму, тим менша напруженість одиниці поверхні ТВЕЛ;
- зі зростанням відношення поверхні до об'єму ТВЕЛ, зменшуються розміри активної зони, але одночасно зростає частка конструкційних матеріалів, знижуються міцнісні та вібраційні характеристики ТВЕЛ;
- поперечні розміри ТВЕЛ повинні зменшуватися зі збільшенням температури теплоносія та теплових потоків, а також зі зменшенням теплопровідності палива;
- конструкція та розміри ТВЕЛ, суттєво впливають на параметри розмножуючого середовища та завантаження ядерного палива в реактор.

Існує досить багато конструктивних геометричних форм ТВЕЛ: блочкові, стрижневі, кільцеві, трубчасті, пластинчасті, стрічкові, кульові, призматичні та інші форми в оболонках зі сплавів алюмінію, заліза, цирконію, кераміки.

Основним конструкційним елементом активної зони ЯР типу ВВЕР-1000, є ТВЕЛ, що є стрижнем, який складається з цирконієвої оболонки (сплав E110: Zr + 1% Nb), стовпа таблеток з двоокису урану (UO_2) всередині трубки (рис. 1.4).

Зовнішній діаметр оболонок 9,15 мм, довжина 4000 мм, товщина стінки 0,65 мм (залежить від модифікацій ТВЕЛ). Зверху та знизу оболонка герметизується привареними заглушками, стовп із паливних таблеток фіксується від переміщення всередині ТВЕЛа за допомогою пружини.

У верхній частині ТВЕЛ таблетки ядерного палива відсутні, ця частина називається «газозбірник» і служить для компенсації тиску всередині ТВЕЛа при виході з таблеток газових продуктів поділу ядерного палива.

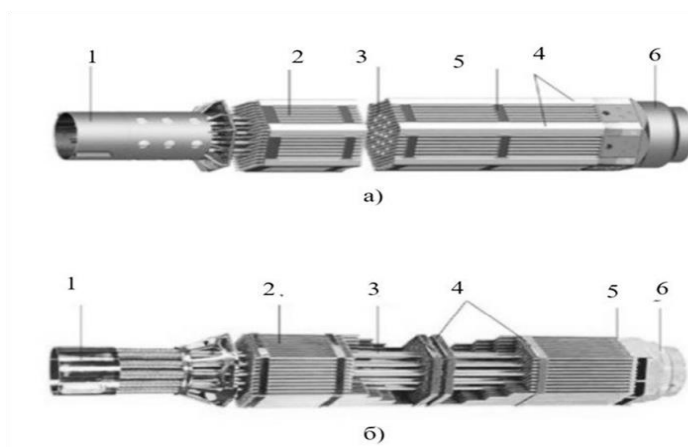


Рис. 1.4. – Схема конструкції ТВЗ: а) ТВЗ-2; б) ТВЗА: 1 - головка тепловідляючої збірки; 2 - обід дистанційної щітки; 3 - напрямний канал; 4 - дистанційна щітка; 5 - тепловідляючі елементи; 6 – хвостовик

Внутрішній об'єм ТВЕЛ заповнений гелієм під тиском 2,0 МПа. Тепловідляючі елементи (рис 1.5.), впорядкованим чином зібрані ТВЗ, які встановлюються в активну зону ядерного реактора. Крім упорядкованого розташування ТВЕЛ в АЗ ядерного реактора, ТВЗ забезпечують відведення тепла від ТВЕЛ шляхом прокачування через складання теплоносія (вода).

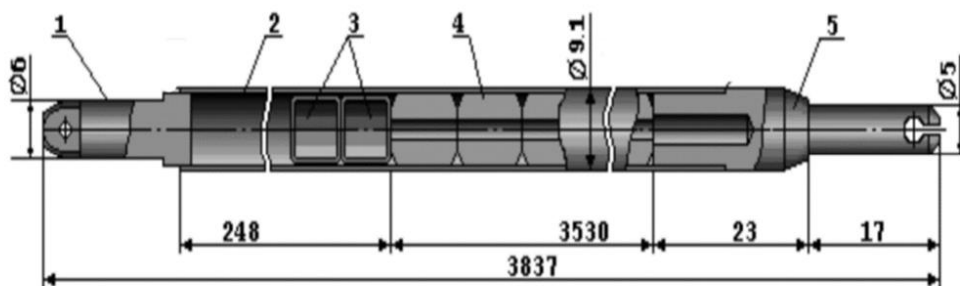


Рис.1.5. – Тепловідляючий елемент реактора ВВЕР-1000: 1 – верхня заглушка; 2 – оболонка, сплав Zr +1% Nb; 3 – фіксатор, нержавіюча сталь; 4 – таблетка, двоокис урану; 5 – заглушка нижня

Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата

Також виконання транспортно-технологічних операцій при завантаженні вивантаженні ядерного палива з реактора. Основні конструктивні характеристики та геометричні параметри ТВЕЛ ТВЗ ЯР типу ВВЕР-1000 наведені в таблиці 1.1. Обґрунтування безпеки реакторної установки включає аналіз поведінки ТВЕЛ в умовах проектних аварій [32].

У проектних аваріях потрібне виконання критеріїв безпеки (табл.1.1, 1.2), що виключають таку руйнацію ТВЕЛ, при якій не забезпечуються охолоджуваність та розбирання активної зони після аварії [33,34].

Таблиця 1.1

Конструктивні характеристики та геометричні параметри ТВЕЛ

Параметри	Розмір параметра
Зовнішній діаметр оболонки	9,15 мм
Внутрішній діаметр оболонки	7,73 мм
Товщина оболонки	0,69 мм
Діаметр паливної таблетки	7,57 мм
Діаметр центрального отвору таблетки	2,4 мм
Зазор між таблеткою та оболонкою	0,75 мм
Діаметр еквівалентного проточного каналу	16 мм
Геометрична висота конструкції оболонки	3530 мм
Висота таблетки	11,8 мм
Геометрична довжина конструкції оболонок	3837 мм
Початкова товщина оксидної плівки для кожного аксіального сегмента	0,1 мкм
Максимальна довжина окисної плівки	60 мкм

Таблиця 1.2

Критерії безпеки

Формулювання критерію	Мета запровадження критерію
Максимальна температура оболонки трохи більше 1200 °С.	Відсутність виникнення пароцирконієвої реакції, що самопідтримується, яка необхідна для забезпечення охолоджуваності активної зони
Максимальна локальна глибина окислення оболонки більше 18% від її початкової товщини	Обмеження крихтування оболонок, необхідне для відсутності фрагментації ТВЕЛ при затоці, і навіть можливість вивантаження активної зони

Продовження таблиці 1.2.

Частка цирконію, що прореагувала з паром, в активній зоні, не більше 1% його маси в оболонках ТВЕЛ	Обмеження кількості водню, що утворився в пароцирконієвій реакції, необхідно, щоб не допустити утворення вибухонебезпечної суміші
Температура палива нижче температури плавлення	Відсутність взаємодії розплавленого палива з оболонкою, необхідна для збереження геометрії активної зони, що охолоджується, і можливості її вивантаження
Усереднена за перерізом палива в ТВЕЛ ентальпія не більше 230 кал/г (963 кДж/кг)	Відсутність фрагментації ТВЕЛ в умовах швидкого виділення енергії в аварії зі зростанням реактивності, необхідна для збереження геометрії активної зони, що охолоджується, і можливості її вивантаження

1.5 Аналіз фізичних явищ та процесів, що впливають на пошкодження та руйнування оболонки тепловиділяючого елемента

Проведемо аналіз фізико-хімічних процесів в матеріалі оболонки тепловиділяючого елемента в процесі експлуатації ЯР типу ВВЕР.

Вважається встановленим, що в матеріалі оболонок ТВЕЛ ЯР ВВЕР в процесі експлуатації відбуваються такі основні фізико-хімічні процеси [35, 36]:

- радіаційне зміцнення та зниження пластичності;
- радіаційна та термічна повзучість;
- радіаційне зростання;
- термомеханічна взаємодія між паливом та оболонкою;
- прогину ТВЕЛ, який пов'язаний з термомеханічною взаємодією в пучку

Розгляд та аналіз фізичних явищ, які в періоди експлуатації ТВЕЛ з цирконієвими оболонками, призводять до їх пошкодження та руйнування, показав, що найбільш значимими з них є [35]:

- перегрів оболонки ТВЕЛ понад 1200°C, що породжує процеси плинності, повзучості тощо;

- підвищена корозія через відкладення на поверхні оболонки, продуктів корозії контуру, що призводить до утворення локальних неоднорідностей, мікропор та макротріщин;
- внутрішньотільне локальне гідрування оболонок ТВЕЛ;
- зминання циліндричної форми поверхні ТВЕЛ, що призводить до зміни товщини оболонки, а також її зовнішнього та внутрішнього діаметра;
- взаємодія таблеток ядерного палива з оболонкою, що призводить до зменшення зазору між ТЯП та внутрішньою поверхнею оболонки ТВЕЛ.

Таким чином, розглянуті вище фізичні явища і процеси, можуть викликати ушкоджуючі дефекти на зовнішній і внутрішній поверхні оболонки ТВЕЛ, а також у всьому об'ємі структури матеріалу оболонки ТВЕЛ.

При цьому в структурі матеріалу оболонки утворюються локальні неоднорідності, мікропори та макротріщини, а як результат, виникають наскрізні тріщини, які призводять до розгерметизації ТВЕЛ і викиду продуктів поділу ядерного палива (ЯП) в теплоносій [36] .

У зв'язку з цим необхідно дослідити і вивчити характер і ступінь можливих пошкоджень і руйнувань оболонки ТВЕЛ при різних технологічних та експлуатаційних факторах при працездатності ТВЕЛ.

1.6 Висновки та обґрунтування напрямку досліджень

1. Проаналізовано сучасні джерела інформації щодо АЕС та підтверджено актуальність проблеми корозії та розгерметизації ТВЕЛ. У разі аварії на АЕС, спричиненої корозією та розгерметизацією ТВЕЛ, може відбутися викид радіоактивних речовин в навколишнє середовище. Це може призвести до забруднення ґрунту, води та повітря, а також до негативного впливу на здоров'я людей.

2. Обґрунтовано необхідність проведення експериментальних досліджень в області корозії ТВЕЛ. Ці дослідження дозволять вивчити вплив різних факторів на корозію ТВЕЛів та запобігти негативних наслідків.

2. МАТЕРІАЛИ ТА МЕТОДИ ДОСЛІДЖЕНЬ КОРОЗІЇ ТВЕЛІВ

2.1. Гравіметричний метод дослідження швидкості корозії

Гравіметричний метод – це один з найпростіших методів дослідження швидкості корозії, який ґрунтується на вимірюванні зміни маси зразка металу.

Гравіметричні методи аналізу засновані на законах збереження маси і сталості складу речовин. Вони характеризуються високою точністю (до 0,01-0,005%). Основна операція гравіметричного аналізу – зважування на аналітичних вагах.

Метод полягає у визначенні втрати маси зразків зі сплаву складу 99% Zr та 1% Nb за час їх перебування у випробуваних середовищах різної кислотності з подальшими розрахунками показників швидкості корозії [37].

Метод відбору зразків :

1. Для проведення випробувань рекомендується застосовувати плоскі зразки виготовлені з металу
2. Співвідношення площі поверхні зразка та його маси має бути можливо більшим і сприяти максимальному кількості втрат металу від корозії
3. Обсяг випробуваного середовища повинен бути не менше 20 см³ площі поверхні зразка

Підготовка до дослідження:

1. Поверхня зразка шліфують до шорсткості не більше 1,6 мкм та знежирюють ацетоном. Ступінь знежирення контролюють за повним змочуванням водою поверхні зразка.
2. Після знежирення наступні операції із зразками необхідно проводити за допомогою пінцету.
3. Для активації поверхні зразка перед випробуванням його занурюють на 1 хв у розчин 15% соляної кислоти, потім ретельно промивають проточною та дистильованою водою, висушують фільтрувальним папером, упаковують у неї, витримують в ексікаторі з вологопоглиначем протягом 1 год і зважують на аналітичних вагах з похибкою не більше 0,0001 г.

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		23

Проведення дослідження:

1. Підготовлені зразки поміщають у апарат з випробуваним середовищем. Час випробувань відраховують із моменту занурення зразків у розчини різної кислотності.

2. Коливання температури випробуваного середовища не повинні перевищувати $\pm 2^{\circ}\text{C}$. Зменшення обсягу середовища внаслідок випаровування має перевищувати 1 %.

3. Зразки промивають водопровідною та дистильованою водою, висушують фільтрувальним папером, знежирюють ацетоном, упаковують у фільтрувальний папір, витримують в ексикаторі з вологопоглиначем протягом 1 год і зважують на аналітичних вагах [38].

Швидкість корозії металу

У разі рівномірної корозії швидкість може бути визначена за формулою:

$$v = \frac{\Delta m}{S \cdot t}$$

де v – швидкість корозії, яку зазвичай виражають у таких одиницях: $\text{г}/(\text{м}^2 \cdot \text{год})$ або $\text{мг}/(\text{см}^2 \cdot \text{доба})$;

Δm – зменшення (збільшення) маси;

S – площа поверхні;

t – час.

Відзначимо, що ваговий показник не завжди зручний, особливо якщо зрівнюється корозія металів різної щільності. В таких випадках краще використовувати глибинний показник корозії, середньою глибиною проникнення корозійного руйнування в метал.

Крім швидкості корозії металу, до часто використовуваних показників (критеріїв) корозії відносять:

Прямі показники корозії

- зменшення або збільшення маси, віднесені до одиниці поверхні металу;
- глибина корозії;
- об'єм водню, що виділився з одиниці поверхні, або поглиненого кисню;

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		24

- час до появи першого осередка корозії;
- час до появи корозійної тріщини або повного руйнування зразка;
- сила струму корозії;

Непрямий показник корозії

- зміна фізико-механічних властивостей металу (межі міцності під час випробувань на стиск і розрив, відносного подовження, відбивної здатності та ін.);
- зміна опору.

Глибинний показник корозії

$$\Pi = \frac{8,76 \cdot v}{\rho}$$

де 8,76 - коефіцієнт для переходу від вимірювання вагового показника швидкості корозії з розрахунку на 1 год до глибинного показника з розрахунку на 1 рік (24 год - 360=8760 год);

v - швидкість корозії, г/(м²·год);

ρ - густина, г/см³.

Після проведення розрахунків, за допомогою таблиці 2.1. можна визначити групу стійкості.

Таблиця. 2.1.

Шкала корозійної стійкості металів [39]

Група стійкості	Швидкість корозії мм/рік	Бал
Абсолютно стійкі	0,001	1
Вельми стійкі	0,001 – 0,005	2
	0,005 – 0,01	3
Стійкі	0,01 – 0,05	4
	0,05 – 0,1	5
Занижено стійкі	0,1 – 0,5	6
	0,5 – 1,0	7
Мало стійкі	1,0 – 5,0	8
	5,0 – 10,0	9
Не стійкі	10,0	10

2.2. Потенціометричний метод дослідження швидкості корозії

Потенціостат-гальваностат MTech SPG-500F – це універсальний прилад для електрохімічних досліджень та аналізу, який може працювати як потенціостат, гальваностат чи потенціометр. Пристрій працює під керуванням програмного забезпечення персонального комп'ютера (ПК). Зв'язок з ПК реалізовано через USB порт.

Загальний порядок роботи з пристроєм Загалом послідовність роботи повинна бути такою:

- під'єднати вилку живлення пристрою у стандартну розетку ~220 В та увімкнути його, почне спалахувати червона лампочка, що вказує на запуск мікроконтролера та автокалібровку АЦП;
- дочекатись постійного світіння червоної лампочки та під'єднати інтерфейсний кабель пристрою до виділеного USB порту персонального комп'ютера;
- запустити програмне забезпечення "mtech_spg-500F.exe" чи "mtech_spg-500F_cva-chrono.exe" (одночасно може працювати лише одна з цих програм!); – під'єднати кабелі до досліджуваного ХДС чи електродів комірки;
- виконати заплановані вимірювання;
- від'єднати кабелі пристрою від ХДС чи електродів комірки;
- закрити програмне забезпечення;
- від'єднати інтерфейсний кабель пристрою від USB порту;
- вимкнути пристрій та від'єднати вилку живлення від розетки [40].

Переважаюча температура випробувань 25, 50, 75°C, коливання температури випробуваного середовища не повинні перевищувати $\pm 2^\circ\text{C}$. Електроди поміщають в електрохімічний осередок з випробуваним середовищем. Полярizaційні вимірювання починають після встановлення потенціалу корозії не менше ніж через 1 год після занурення електродів у випробовувану середу .

Визначення корозійної стійкості синтезованих матеріалів здійснювали методом поляризаційного опору шляхом реєстрації анодних і катодних вольтамперограмм [41]. Густина струму корозії $j_{кор}$ визначали екстраполяцією в

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ док.ум.	Подпись	Дата		26

точці перетину лінійних ділянок парціальних анодних і катодних поляризаційних залежностей поблизу потенціалу корозії $E_{кор.}$ (ділянки до 50 мВ) у тафелівських координатах $\lg j - \Delta E$

За відомим значенням струму корозії розраховували глибинний показник швидкості корозії k_h за рівнянням:

$$k_h = \frac{8,76 \cdot k_{сп} \cdot j_{кор}}{\rho_{сп}}$$

де $k_{сп}$ – електрохімічний еквівалент металу або сплаву, кг/Кл;

$j_{кор}$ – густина струму, А/м²;

$\rho_{сп}$ – щільність сплаву, кг/м³.

2.3. Застосування мобільний рентгенівського флуоресцентного аналізатору NITON XL2 для визначення хімічного складу досліджуваного матеріалу

Мобільний аналізатор NITON XL2 працює відповідно до способу аналізу рентгенівської флуоресценції . Це дозволяє аналізувати концентрації елементів у різних матеріалах. Приклади застосування: аналіз металевих сплавів для ідентифікації позитивного матеріалу (PMI); екранування іграшок; споживчі товари; продукти електроніки (RoHS), а також використання в контексті забезпечення якості та контролю якості у виробничому процесі.

Аналізатор може зберігатися при температурі від -5 до +50 °С. Якщо пристрій перегрівається, однак, ніяких вимірів не може бути виконано. Зберігайте аналізатор, а отже, і акумулятор у прохолодному місці.

Аналізатора може використовуватися як за допомогою різних кнопок, так і безпосередньо на екрані , оскільки це сенсорний дисплей рідкокристалічний .

Аналізатор поставляється з літій-іонною батареєю, що перезаряджається. Якщо повністю заряджено, можна використовувати акумулятор від 4 до 8 годин, залежно від ємності акумулятора та використання аналізатора.

Аналізатор має індикатор заряду акумулятора, який відображається в усіх меню системи. Він розташований у верхньому правому кутку екрана і містить інформацію про поточну ємність акумулятора, що використовується. Таким чином,

ви матимете можливість заряджати акумулятор під час роботи, щоб уникнути небажаного відключення аналізатора. Аналізатор має різнокольорові індикатори :

- червоне світло індикатор живлення. Він горить, коли зарядний пристрій підключено до джерела живлення.

- жовте світло показує, що акумулятор заряджається в цей час.

- зелений індикатор вказує на те, що акумулятор повністю заряджений та готовий до використання.

Аналізатор має рентгенівську трубку. Рентгенівське випромінювання тільки випромінюється з пристрою, коли користувач починає вимірювання. Рентгенівська трубка випромінює конструкцію в горизонтальному напрямку та під кутом приблизно 25° вгору. У головному промені є високі потужності дози [42].

Використовуючи аналізатор NITON XL2, ми дослідили хімічний склад сплаву Zr+1%Nb. Результати показали, що сплав складається з: 97.52% - цирконію (Zr) та 1.02% - ніобію (Nb) . Цей аналіз підтвердив, що хімічний склад сплаву відповідає очікуваному, адже він визначає характеристики та експлуатаційні властивості сплаву.

3. ВИЗНАЧЕННЯ ШВИДКОСТІ КОРОЗІЇ ТВЕЛів

3.1 Аналіз впливу зовнішніх факторів на поверхню оболонки ТВЕЛ

В залежності від особливостей умов експлуатації цирконієвих оболонок ТВЕЛ в реакторі, вплив зовнішніх факторів (теплоносій, водень, кисень та ін.) на їхню працездатність може бути різним і буде визначатися або характеристиками в'язкості руйнування при короткочасному впливі значних розтягуючих зусиль, наприклад при вивантаженні з реактора, або швидкістю зростання тріщин у виробках в процесі експлуатації в результаті уповільненого гідридного розтріскування під дією залишкових технологічних та експлуатаційних напруг.

В'язкість руйнування (тріщиностійкість) визначається також як схильність цирконієвих матеріалів оболонок ТВЕЛ, до утворення в них тріщин при експлуатації [43].

Виникнення тріщин відбувається як у зовнішній, так і внутрішній поверхні оболонки ТВЕЛ. Тріщини є напівеліптичними, їх розвиток відбувається не в одному (осьовому, тангенціальному чи радіальному), а одночасно у 2-х напрямках: осьовому та радіальному чи тангенціальному та радіальному.

Крім того, цирконієвий сплав оболонки ТВЕЛ, має анізотропію властивостей у різних напрямках (відмінність властивостей середовища в різних напрямках усередині цього середовища).

Щоб зробити більш повні висновки про зміну структурно-фазового стану, під дією зовнішніх ушкоджуючих і руйнівних факторів (теплоносія, водню, кисню тощо), які призводять до зміни в'язкості руйнування (тріщиностійкості) і розвитку процесу уповільненого гідридного розтріскування оболонки ТВЕЛ, необхідно досліджувати ці процеси у різних напрямках, характерних для даного структурно-фазового стану матеріалу оболонки ТВЕЛ [44].

Стрижень паливного елемента ядерного реактора збирається з таблеток оксиду урану [45]. Ядерне паливо поміщається в захисну оболонку з цирконієвого сплаву - матеріалу, який слабо поглинає теплові нейтрони. Між твелою і

оболонкою є проміжок - тонкий газовий прошарок, заповнений хімічно нейтральним і дуже теплопровідним гелієм (рис.3.1).

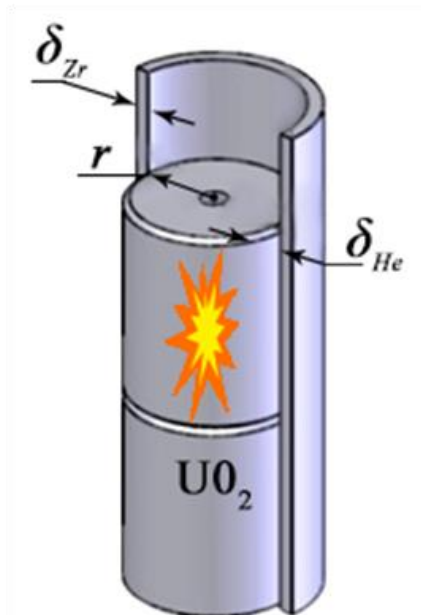
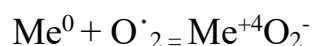


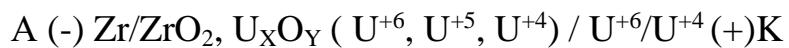
Рис. 3.1. – Структура тепловиділяючого елемента

Процес зовнішньої корозії (зі сторони потоку теплоносія) корозії може супроводжуватися не тільки рівномірним ростом оксидної плівки, а й утворенням локальних джерел прискореної (нодулярної) корозії. Активний кисень, який утворюється після радіолізу дифундує на внутрішню стінку ТВЕЛу через стінку і в умовах високих температур кисень окислює метал (цирконій):



Внаслідок цього утворюється ZrO_2 – оксидна плівка, товщина якої становить 6–10 мкм. Цей примітивний механізм має право на розгляд, оскільки кисень після радіолізу води володіє великою активністю. Він має малий період життя, але активність його настільки велика, що цього часу буде досить, щоб проникнути через кристалографічну структуру цирконію [46].

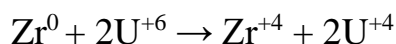
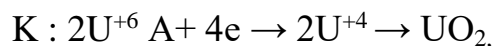
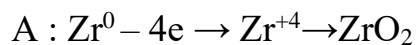
На підставі аналізу хімічного стану компонентів ТВЕЛу (UO , UO_2 , UO_3 , U_3O_8 , U_2O_5), висловлено уявлення про можливості утворення на внутрішній стінці ТВЕЛів (Zr – сплави) корозійного короткозамкненого гальванічного елемента, електрохімічний ланцюг якого має такий вигляд:



при цьому протікає твердофазна реакція між оксидами U(VI) і Zr⁰.

Напівреакції на електродах можуть бути записані таким чином

$$E_{\text{Zr}^0/\text{Zr}^{+4}}^0 \ll E_{\text{U}^{+6}/\text{U}^{+4}}^0$$



ЕРС корозійного гальванічного елемента може бути знайдений з різниці потенціалів катода і анода. В результаті запропонованої гіпотези про можливі взаємодії між оксидами урану і цирконію утворюється подвійні або потрійні змішані оксидні сполуки різного типу, наприклад nZrO₂, mUO₂ тощо.

Таким чином, зсередини, де контактує паливна таблетка, в місцях проникнення кисню відбулося окислення. Потенціал усієї внутрішньої поверхні став відрізнятися, оскільки цілком реально, що в деяких місцях для окислення цирконію не вистачало кисню. У цих умовах виникає ЕРС внутрішньої термобатарей, що тягне за собою подальший корозійний процес. Все це відбувається в твердій фазі.

Процес внутрішньої корозії реалізували на лабораторній установці з двома електродами з цирконію (основний компонент сплаву оболонки ТВЕЛ) і заліза (основний компонент нержавіючої сталі), занурених у розчин електроліту (склад 3). Схема цього корозійного гальванічного елемента та хімічні реакції, що відбуваються в ньому, наведені на рис. 3.2.

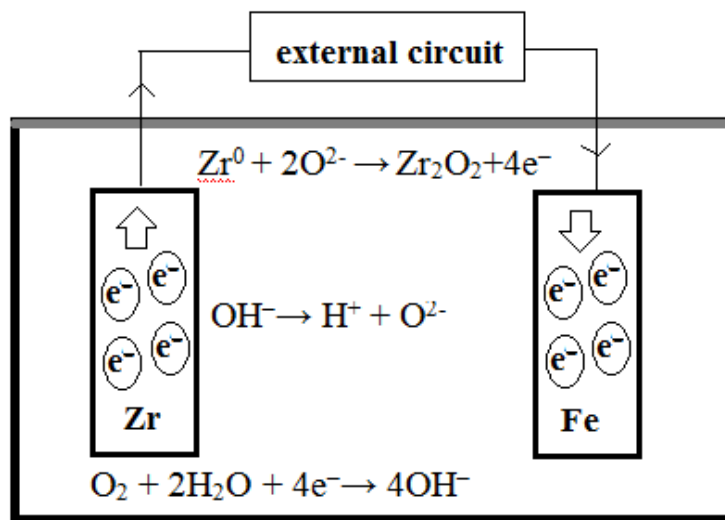
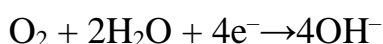


Рис. 3.2. – Схема корозії гальванічного елемента Zr – Fe

Відзначимо, що реакція відновлення молекулярного кисню в лужному та нейтральному середовищах має вигляд:



ЕРС корозійного гальванічного елемента можна знайти по різниці потенціалів на катоді та аноді. Знайти потенціал металевого електрода, зануреного в електроліт, можна за рівнянням Нернста:

$$E_{\text{Me}} = E^0_{\text{Me}} + 0,059/n \cdot \lg C(\text{Me}^{n+}),$$

де φ^0_{Me} - стандартний потенціал електрода В (таблиця 3.1.);

$C(\text{Me}^{n+})$ - концентрація потенціал-визначаючих іонів, моль/л.

Таблиця 3.1.

Стандартний електродний потенціал залізного і цирконієвого електрода

$\text{Fe}(\text{OH})_2 + 2\text{e}^- \rightarrow \text{Fe} + 2\text{OH}^-$	$E^0 = -0,877 \text{ В}$
$\text{Fe}(\text{OH})_3 + \text{e}^- \rightarrow \text{Fe}(\text{OH})_2 + \text{OH}^-$	$E^0 = -0,56 \text{ В}$
$\text{Fe}^{2+} + 2\text{e}^- \rightarrow \text{Fe}$	$E^0 = -0,440 \text{ В}$
$\text{Fe}^{3+} + 3\text{e}^- \rightarrow \text{Fe}$	$E^0 = -0,037 \text{ В}$
$\text{Fe}^{3+} + \text{e}^- \rightarrow \text{Fe}^{2+}$	$E^0 = +0,771 \text{ В}$
$\text{H}_2\text{ZrO}_3 + \text{H}_2\text{O} + 4\text{e}^- \rightarrow \text{Zr} + 4\text{OH}^-$	$E^0 = -2,36 \text{ В}$
$\text{ZrO}^{2+} + 2\text{H}^+ + 4\text{e}^- \rightarrow \text{Zr} + \text{H}_2\text{O}$	$E^0 = -1,570 \text{ В}$
$\text{Zr}^{4+} + 4\text{e}^- \rightarrow \text{Zr}$	$E^0 = -1,539 \text{ В}$
$\text{ZrO}_2 + 4\text{H}^+ + 4\text{e}^- \rightarrow \text{Zr} + 2\text{H}_2\text{O}$	$E^0 = -1,43 \text{ В}$

При взаємодії заліза і цирконію з водним середовищем утворюються важкорозчинні гідроксиди – $\text{Fe}(\text{OH})_2$ і $\text{Zr}(\text{OH})_4$. При цьому в розчині встановлюється хімічна рівновага:



Константа хімічної рівноваги має вигляд:

$$K = \frac{C(\text{Me}^{n+}) \cdot C(\text{OH}^-)^n}{C(\text{Me}(\text{OH})_n)}$$

Для гетерогенних систем рівноважна концентрація твердих речовин є константою. Враховуючи це, добуток розчинності (ДР) є:

$$\text{ДР} (\text{Me}(\text{OH})_n) = C(\text{Me}^{n+}) \cdot C(\text{OH}^-)^n$$

В реальних умовах температура води на вході до реактора 288°C , а на виході 320°C . Якщо вважати в першому наближенні рН в приелектродних шарах Fe і Zr рівними рН в потоці теплоносія, то ЕРС, цього короткозамкненого ланцюга становить 1,3–1,85 В.

3.2 Результати визначення глибинного показника швидкості корозії ТВЕЛів за допомогою гравіметричного методу

Дослідження швидкості корозії Zr1Nb сплаву та подальший розрахунок глибинного показника швидкості корозії ТВЕЛів включав в себе використання найпростішого в технологічному плані гравіметричного методу. Дані щодо складу та рН розчинів, початкові та кінцеві маси досліджуваних зразків зазначено в таблиці 3.2., а також необхідні розрахунки наведено в таблиці 3.3.

Тривалість випробовувань становила 1 місяць, тобто 744 години. Площа повної поверхні досліджуваних зразків була однаковою та становила:

$$S = 2 \pi R (R + h) = 2\pi \cdot 0.5 \cdot (0.5 + 4) \approx 14.14 \text{ см}_2 \text{ або } 0,001414 \text{ м}_2$$

Густина сплаву при температурі 298 К становить 6650 кг/м_3 або $6,65 \text{ г/см}_3$.

Для розрахунку швидкості корозії та глибинного показника використовували розрахункові формули, які наведено у розділі 2.1.

Таблиця 3.2.

Зміни маси досліджувальних зразків зі сплаву Zr1Nb в середовищах різної кислотності

Склад середовища	Компоненти корозійного середовища (г/дм ³)			рН	Маса початкова, m поч., г	Маса кінцева m кін., г	Δm, г.
	Склад 1	Склад 2	Склад 3				
H ₂ SO ₄				2	10,1	10,1	0
H ₃ BO ₃	32,5	7,0	7,5	5,0	10,085	10,08	0,005
KOH	0,11	0,025	6,6	7,0	10,47	10,465	0,005
NH ₄ OH	-	28	-	10,0	10,19	10,18	0,01
NaOH				12	9,79	9,775	0,015

Таблиця 3.3.

Глибинний показник швидкості корозії сплаву Zr1Nb в середовищах різної кислотності

Склад середовища	рН	Δm, г	Швидкість корозії, v, г/(м ² ·год)	Глибинний показник, k _b , мм/рік	Бал стійкості	Група стійкості
H ₂ SO ₄	2	0	0	0	1	абсолютно стійкі
H ₃ BO ₃ -32,5 KOH -0,11	5,0	0,005	0,0046	0,006	3	вельми стійкі
H ₃ BO ₃ -7,0 KOH - 0,025 NH ₄ OH-2,8	7,0	0,005	0,0046	0,006	3	вельми стійкі
H ₃ BO ₃ - 7,5 KOH - 6,6	10,0	0,01	0,0092	0,012	4	стійкі
NaOH	12	0,015	0,0138	0,018	4	стійкі

Розраховані значення глибинного показника швидкості корозії дають змогу зробити висновок щодо корозійної стійкості Zr1Nb сплаву.

Згідно отриманих даних, можна зробити висновок щодо стійкості сплаву в кислому середовищі. Зазначений глибинний показник корозії на рівні 0 - 0,006 мм/рік свідчить про дуже повільний та обмежений процес руйнування сплаву Zr1Nb через корозію. Це говорить про високу стійкість сплаву та його здатність зберігати інтегритет у вимогливих умовах.

Для практичних застосувань це означає, що сплав може ефективно використовуватися в середовищах з підвищеною кислотністю, таких як окислюючі розчини або хімічні об'єкти з низьким рівнем рН, без значного ризику втрати матеріалу через корозійні процеси.

Враховуючи низький темп корозії, можна припустити, що заходи з контролю і обслуговування будуть менш витратними, оскільки руйнування матеріалу буде відбуватися дуже повільно. Такий сплав може бути вигідним вибором для довгострокових застосувань в умовах, де важлива стійкість до корозії.

3.3. Результати визначення глибинного показника швидкості корозії ТВЕЛів за допомогою потенціометричного методу

Гравіметричний метод зазвичай більш чутливий до втрати маси, тоді як потенціометричний метод може надати більше інформації про характер електрохімічних процесів.

Корозія ТВЕЛів в ядерних реакторах - це електрохімічний процес, що включає в себе окислення металевих матеріалів внаслідок реакції з агресивним середовищем, яке може включати радіоактивні рідини та інші хімічно активні речовини.

Корозійну поведінку сплаву Zr1Nb в розчинах з широким діапазоном рН середовища визначали за допомогою глибинного показника швидкості корозії в середовищах різної кислотності на фоні 1М натрію сульфату [47], завдяки реєстрації струму та потенціалу корозії. Для сплаву Zr1Nb корозійна поведінка залежить від гідродинамічних умов та кислотності середовища, в якому відбувається випробування. Потенціал корозії наведено в таблиці 3.4.

Характеристики корозійної стійкості сплаву Zr1Nb в середовищах різної кислотності

pH=5 Склад 1				pH=7 Склад 2				pH=10 Склад 3			
$j_{кор},$ А/дм ²	$E_{кор},$ В	$k_h,$ мм/рік	Бал сті йко сті	$j_{кор},$ А/дм ²	$E_{кор},$ В	$k_h,$ мм/рік	Бал сті йко сті	$j_{кор},$ А/дм ²	$E_{кор},$ В	$k_h,$ мм/рік	Бал сті йко сті
0,020	-1,4	0,0065	3	0,023	-1,6	0,0071	3	0,041	-2,5	0,013	4

Для розрахунку глибинного показника потрібно визначити електрохімічний еквівалент досліджуваного сплаву: припустимо, що 100 грам сплаву містить 99 % Цирконію та 1% Ніобію. Для Zr, в якого заряд (число валентності) зазвичай дорівнює +4 для Nb +5, тоді кількість електронів:

$n = \text{кількість молекул} \cdot \text{заряд елементів}$

$$n_{Zr} = 4 \cdot \frac{99}{91,22} = 4,36$$

$$n_{Nb} = 5 \cdot \frac{1}{92,91} = 0,05$$

Головною розрахунковою формулою електрохімічного еквіваленту

$$k = \frac{\Delta q \cdot m}{n \cdot F}$$

де F — число Фарадея (96,5 Кл/моль)

$$k_{Zr} = \frac{99}{4,36 \cdot 96,5} = 0,235$$

$$k_{Nb} = \frac{1}{0,05 \cdot 96,5} = 0,2$$

$$k_{сплав} = 0,235 \cdot 0,99 + 0,2 \cdot 0,01 = 0,235$$

- густину сплаву

$$\rho = \frac{0,99 \cdot \rho_{Zr} + 0,01 \cdot \rho_{Nb}}{0,99 + 0,01}$$

$$\rho = \frac{0,99 \cdot 6,51 + 0,01 \cdot 8,57}{0,99 + 0,01} = 6,53 \text{ г/см}^3$$

$$\rho_{\text{Zr}} = 6,51 \text{ г/см}^3$$

$$\rho_{\text{Nb}} = 8,57 \text{ г/см}^3$$

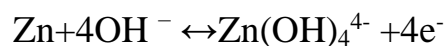
Проведені дослідження корозійної стійкості сплаву, який складається із 99% цирконію та 1 % ніобію показали, що кислому середовищі сплав проявляє більше стійкість оскільки:

- Zr хімічно стійкий і пасивний в кислих та слабокислих розчинах. Він здатний утворювати захисні, стабільні оксидні шари ZrO_2 на своїй поверхні, що запобігають подальшій корозії;

- Nb хімічно стійкий і пасивний в кислих та слабокислих розчинах. Як і цирконій, ніобій може утворювати стійкі оксидні шари Nb_2O_5 і може допомагати утримувати стійкість матеріалу в агресивних середовищах.

Загальна стійкість сплаву в кислому середовищі може бути наслідком комбінації цих властивостей та взаємодії між елементами сплаву, що призводить до формування захисного оксидного шару. Такі оксидні шари допомагають запобігти розчиненню матеріалу в кислотних умовах та зменшують швидкість корозії.

Стійкість матеріалів лужних середовищах може визначатися їхніми хімічними властивостями та реакціями:



при цьому утворюються аніони $Zn(OH)_4^{4-}$ та NbO_3^{2-} , які задіяні в процесі віддачі електронів, що призводить до розчинення чи деформації захисного шару, знижуючи ефективність захисту від корозії.

3.4. Результати дослідження кінетичних залежностей мікрогальванопар при корозійному руйнуванні ТВЕЛів

Кінетичні залежності зміни товщини оксидної плівки від часу корозії труб зі сплаву Zr+1%Nb в розчинах різного складу на 5000 хв. наведені в таблиці 3.5. По

отриманим значенням, найбільш високі значення отримано в лужному середовищі рН=10,0, цей факт знайшов підтвердження в інших джерелах інформації [48].

Таблиця 3.5.

**Зміна товщини оксидних плівок на трубах з цирконієвого сплаву
залежно від часу**

Склад корозійного середовища [г/дм ³]	рН середовища	Товщини оксидних плівок, [мкм]					
		0 хв.	1000 хв.	2000 хв.	3000 хв.	4000 хв.	5000 хв.
H ₃ BO ₃ -32,5 KOH -0,11	5,0	0	1,0	1,4	2	2,2	2,4
H ₃ BO ₃ -7,0 KOH -0,025 NH ₄ OH-2,8	7,0	0	1,1	1,5	2	2,3	2,6
H ₃ BO ₃ -7,5 KOH -6,6	10,0	0	1,5	2,0	2,4	3	3,5

Дослідження кінетики корозії труб зі сплаву Zr1Nb поділяють на два етапи. Перший етап – дослідження кінетики протягом від 1 до 500 годин з нагріванням, хоча максимальний час аварії може бути меншим. Кінетичні залежності корозійних змін приросту маси від часу в інтервалі температур 600–1200°С наведені на рис. 3.3.

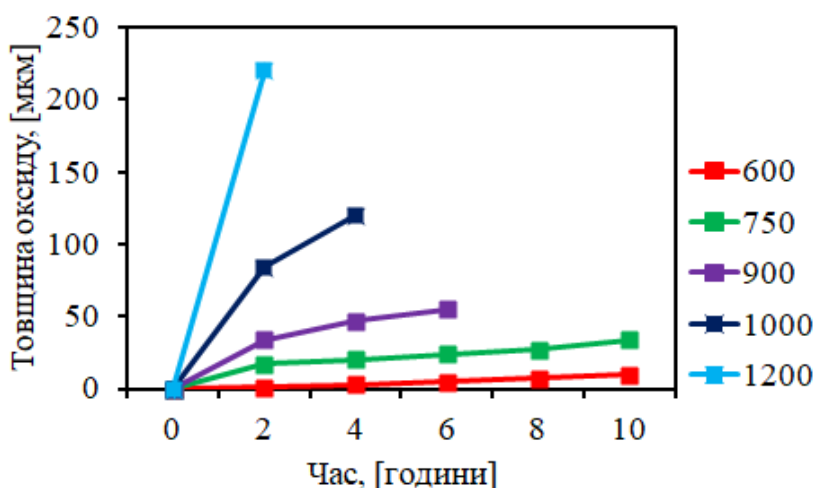


Рис. 3.3. – Залежність величин приріст ваги в процесі корозії від часу при різних температурах в діапазоні 660 -1200°С при тривалості випробувань від 1 до 10 годин

Другий етап – випробування при більш тривалому часі витримки (рис. 3.4.), що дозволяє більш повно оцінити корозійну стійкість та оцінити час до зниження захисних характеристик оболонок ТВЕЛів .

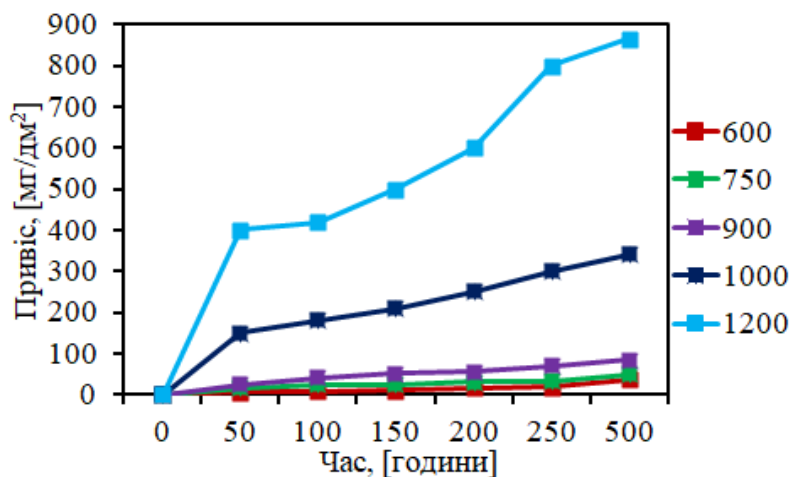


Рис. 3.4. – Залежності приросту оксидних плівок від часу при корозії протягом 500 годин зі зразків труб із сплавів Zr1Nb при температурах 660-1200°C

Максимальна товщина оксидної плівки становить 7–9 мкм при температурі 1200°C. З визначення нахилу залежності $\ln K = f(1/T)$ розраховано енергію активації процесу окиснення. Цей діапазон температур практично повністю покриває температурне поле проєктних аварій.

До речовин, що використовуються в енергетичних реакторах як теплоносії, виявляються ряд специфічних вимог, які обумовлені наявністю великих питомих теплових потоків в активній зоні (щільність теплового потоку від ТВЕЛУ до теплоносія досягає $(1 - 2) \cdot 10^6$ Вт/м² і вище, що істотно більше, ніж в екранних трубах сучасних парових котлів, де аналогічна величина не перевищує $0,5 \cdot 10^6$ Вт/м²), необхідністю підвищеної надійності роботи обладнання реактора, сталості фізико-хімічних властивостей теплоносія під дією іонізуючого опромінення, радіаційної безпеки для персоналу і т.д.

В реальних умовах температура води на вході до реактора 288°C, а на виході 320°C. Якщо вважати в першому наближенні рН в приелектродних шарах Fe і Zr

рівними рН в потоці теплоносія, то ЕРС, цього короткозамкненого ланцюга становить 1,3-1,85 В.

Аналіз кривих на рис. 3.3 та рис. 3.4 показав, що за вказаний час процес окислення описується законом, близьким до параболічного. Це пояснюється тим, що при утворенні суцільних плівок ($V_{\text{оксидної плівки}}/V_{\text{металу}} > 1$) закон їх зростання визначаються закономірністю процесів дифузії частинок окислювача і металу, якими можуть бути катіони, аніони і електрони (дифузійний контроль процесу окислення). На залежностях, наведено розрахункові значення товщини плівок, що утворилися на досліджувальних зразках сплавів. З визначення кута нахилу залежності $\ln K = f(1/T)$ обчислено енергію активації процесу окислення, яка для зазначених діапазонів температур та інтервалу часу випробувань склала величини 174,59 кДж/моль. Особливістю отриманих результатів є врахування в розрахунках існування корозійного короткозамкненого гальванічного елемента між матеріалами стінок тепловиділяючих елементів та безпосередньо ядерного палива у вигляді оксидів урану. Це дозволило уточнити швидкість руйнування стінок ТВЕЛів. Отримані результати можуть бути використані при прогнозуванні часу безпечної роботі атомних реакторів та попередження виникнення аварійних ситуацій на них. Обмеженням використання даних результатів є невисокі швидкості потоку теплоносія (до 1 м/с). Це пояснюється тим, що високих швидкостях потоку теплоносія гідродинамічні ефекти починають вносити суттєвий вклад у швидкість корозії поверхні ТВЕЛів. Тому дослідження впливу гідродинамічних параметрів потоку теплоносія на динаміку корозії ТВЕЛів є напрямком наступних досліджень.

3.5. Дії підрозділів ДСНС при виникненні аварійної ситуації і розгерметизації ТВЕЛів

Державна служба з надзвичайних ситуацій (ДСНС) в Україні відповідає за управління та ліквідацію наслідків аварій, стихійних лих та інших надзвичайних ситуацій, включаючи аварії на АЕС. Розгерметизація ВВЕР на АЕС є серйозним і потенційно небезпечним інцидентом, який може призвести до викиду

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		40

радіоактивних речовин та інших наслідків. У разі аварій на об'єктах атомно-промислового комплексу на місце події обов'язково виїжджають фахівці з РХБЗ напрямку[49].

РХБ захист є важливою складовою в діяльності ДСНС в умовах надзвичайних ситуацій, включаючи аварії на атомних електростанціях.

У разі розгерметизації ТВЕЛів ДСНС може використовувати наступні заходи РХБЗ захисту:

1. Радіаційний захист:

- Проведення вимірювань радіаційного фону для оцінки рівнів опромінення.
- Введення зон евакуації та зон обмеження.
- Надання захисного одягу, засобів індивідуального захисту та інших засобів для захисту від радіації.

2. Хімічний захист:

- Виявлення та ідентифікація хімічних загроз.
- Розробка та впровадження планів нейтралізації хімічних речовин.
- Надання засобів для дезінфекції та захисту від хімічних загроз.

3. Біологічний захист:

- Виявлення та ідентифікація біологічних загроз.
- Розробка та впровадження планів біологічного захисту.
- Надання засобів для захисту від біологічних загроз.

4. Захист від радіологічних загроз:

- Проведення моніторингу та вимірювання радіаційних рівнів.
- Проведення дій для мінімізації впливу радіаційних випромінювань на населення та довкілля[49].

Фахівці РХБЗ мають дотримуватися ряду заходів для забезпечення своєї безпеки у випадку розгерметизації ТВЕЛів на атомній електростанції. Ось деякі з них:

1. *Використання засобів індивідуального захисту.* Фахівці повинні мати при собі респіратори, протигази, захисні окуляри та інші засоби індивідуального

захисту для запобігання вдиханню та контакту з шкідливими речовинами.

2. *Використання дозиметрів.* Ці прилади дозволяють фахівцям контролювати рівні опромінення і при необхідності вчасно відступати від районів з високими рівнями радіації.

3. *Правильне відведення від зони небезпеки.* Фахівці повинні дотримуватися інструкцій та процедур евакуації та перебувати в безпеці за межами зони небезпеки.

4. *Постійне навчання та підготовка.* Вони повинні бути навчені правильному використанню захисного обладнання, розуміти принципи радіаційної, хімічної та біологічної безпеки та вміти діяти в екстрених ситуаціях.

5. *Суворе дотримання протоколів та інструкцій.* Фахівці повинні дотримуватися всіх встановлених протоколів та інструкцій щодо безпеки під час виконання своїх обов'язків[50].

3.6 Висновки за розділом

1. Розглянуто процес радіолізу води, що відбувається в атомних реакторах з водою під тиском, який несе певну небезпеку. Внаслідок опромінення вода розкладається на водень і кисень, що може призвести до корозії оболонки тепловиділяючих елементів (ТВЕЛів) з цирконієвого сплаву.

2. Проведені розрахунки показують, що, в місцях проникнення кисню де контактує паливна таблетка відбулося окислення, але в деяких місцях для окислення цирконію не вистачало кисню, що негативно впливає на подальший корозійний процес.

3. Досліджено, як кислотність водного середовища впливає на товщину оксидної плівки з часом та встановлено, що максимальна товщина оксидної плівки складає 7-9 мкм при температурі проектних аварій (до 1200 °С).

4. Визначили, що якщо рН в приелектродних шарах заліза та цирконію дорівнює рН теплоносія, то електрорушійна сила (ЕРС) короткозамкненого гальванічного елемента, що утворюється на поверхні тепловиділяючих елементів (ТВЕЛів), знаходиться в діапазоні 1,35- 1,85 В.

4. ОХОРОНА ПРАЦІ

4.1 Загальні положення та визначення

Охорона праці на атомних електростанціях (АЕС) має першочергове значення, адже від неї залежить життя та здоров'я людей, а також стан довкілля.

Охорона праці – це система правових, соціально-економічних, організаційно-технічних, санітарно-гігієнічних і лікувально-профілактичних заходів та засобів, спрямованих на збереження життя, здоров'я і працездатності людини у процесі трудової діяльності [51].

Головною метою охорони праці є створення на кожному робочому місці безпечних умов праці, безпечної експлуатації обладнання, зменшення або повна нейтралізація дії шкідливих і небезпечних виробничих факторів на організм людини і, як наслідок, зниження рівня виробничого травматизму та професійних захворювань.

4.2. Небезпечні та шкідливі виробничі фактори на АЕС

У технологічному процесі виробництва енергії АЕС присутні шкідливі і небезпечні фактори .

Небезпечний виробничий фактор – фактор середовища і трудового процесу, що може бути причиною гострого захворювання (отруєння), раптового різкого погіршення здоров'я або смерті [52].

Шкідливі виробничі фактори – це фактори середовища і трудового процесу, що можуть спричинити професійну патологію, тимчасове або стійке зниження працездатності, підвищити частоту захворювань, призвести до порушення здоров'я потомства [53].

До основних шкідливих виробничих факторів на робочих місцях персоналу АЕС, відносяться:

Іонізуюче випромінювання: персонал АЕС може зазнавати впливу нейтронного випромінювання (в зоні працюючого реактора), гамма-

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		43

випромінювання, радіоактивних аерозолів і інертних радіоактивних газів. Це може призвести до променевої хвороби, лейкемії та інших захворювань.

Шум: джерелами шуму на АЕС є обертові частини машин і механізмів, технологічного обладнання і трубопроводів, електричне обладнання з змінним електромагнітним полем. Шум може призвести до втрати слуху, нервових розладів та інших проблем зі здоров'ям.

Електрообладнання під напругою: на атомній станції знаходиться велика кількість діючих електроустановок. Контакт з електрообладнанням під напругою може призвести до електричного удару або смерті.

До найгірших наслідків може призвести іонізуюче випромінювання. Щоб контролювати гранично допустимі концентрації в повітрі потрібно використовувати дозиметри, у разі перевищення концентрацій потрібно використовувати засоби захисту.

Для кожної категорії, що опромінюється встановлюються дозові межі і припустимі рівні, що відповідають основним дозовим межам .

Згідно з нормами радіаційної безпеки України (НРБУ-97), що є чинними на даний час, персонал на АЕС відноситься до категорії А. Категорія А (персонал) – особи, які постійно чи тимчасово працюють безпосередньо з джерелами іонізуючих випромінювань.

Ліміт річної ефективної дози для населення категорії А складає 20 мЗв. Річна еквівалентна доза в кришталіку ока, шкіри, кистях та стопах відповідно складає 150 , 500 , 500 мЗв . [54]

Засоби захисту на атомних електростанціях (АЕС) поділяються на два основних типи:

До колективних засобів захисту належать огорожувальні захисні пристрої (щити, бар'єри), системи вентиляції (забезпечує видалення радіоактивних речовин з повітря робочої зони.), герметизація приміщень запобігає поширенню радіоактивних речовин у разі аварії) захисні екрани (захищають персонал від радіоактивного випромінювання).

До індивідуальних засобів захисту належить спецодяг(захищає персонал від радіоактивного пилу та забруднень), респіратори (захищають органи дихання від радіоактивного пилу та газів), захисні окуляри(захищають очі від радіоактивного випромінювання), захисні рукавички (захищають руки від радіоактивного забруднення).

4.3. Аналіз виробничого травматизму та професійного захворювання на АЕС

До основних причин виробничого травматизму на АЕС відносяться організаційні, а саме порушення режиму праці і відпочинку, відсутність засобів індивідуального захисту, несправність захисних засобів. До інших причини виробничого травматизму відносять:

- санітарно-гігієнічних причини:погане освітлення, висока температура та вологість повітря чи надмірно низька температура, виробничий пил, висока концентрація токсичних речовин у повітрі, забрудненість приміщення, сильний шум тощо.
- технічні причини:недосконалість конструкцій машин і устаткування, самого технологічного процесу, несправність верстатів, машин, ручного інструменту, відсутність чи недосконалість захисної техніки, устаткування.

Аналіз нещасних випадків на АЕС України за останні 10 років показав, що основними причинами виробничих травм є недотримання правил пожежної безпеки працівниками .

На мою думку ефективними заходами щодо зниження рівню виробничого травматизму є дотримання правил та норм охорони праці, забезпечення персоналу засобами індивідуального та колективного захисту, проведення регулярного контролю за станом обладнання та умов праці, проведення інструктажів з охорони праці, підвищення кваліфікації персоналу.

4.4 Висновки за розділом

1. Атомні електростанції – це складні та небезпечні об'єкти, де ризик виникнення виробничого травматизму та професійних захворювань значно вище, ніж на інших підприємствах. Тому аналіз цих проблем на АЕС має першочергове значення.

2. Атомна електростанція має ряд небезпечних та шкідливих факторів для персоналу: іонізуюче випромінювання, шум, електрообладнання під напругою . Найнебезпечнішим фактором є іонізуюче випромінювання , адже перевищення гранично допустимих конструкцій може призвести до серйозних негативних наслідків для життя та здоров'я людини і навколишнього середовища . У разі перевищення гранично допустимих концентрацій потрібно використовувати колективні та індивідуальні засоби захисту.

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		46

ВИСНОВКИ

1. Досліджено фізичні явища та процеси, що впливають на пошкодження та руйнування оболонки тепловиділяючих елементів (ТВЕЛів). Встановлено, що найбільш значний вплив на руйнування оболонки ТВЕЛів мають:

- корозія – цей процес призводить до витончення оболонки та зниження її механічної міцності.
- розгерметизація – це явище призводить до виходу радіоактивних продуктів з оболонки ТВЕЛУ і забруднення середовища.

2. Досліджено хімічний склад оксидів урану, що входять до складу ТВЕЛУ, та висловлено припущення про утворення корозійного гальванічного елемента на внутрішній стінці цирконієвих ТВЕЛів.

3. Проведено аналіз сплаву $Zr1Nb$, отримані дані свідчать про високу стійкість до корозії в кислому середовищі. Глибинний показник швидкості корозії становить $0 - 0,006$ мм/рік, що вказує на дуже повільний та обмежений процес руйнування сплаву.

4. Провели дослідження щодо корозійної поведінки сплаву $Zr1Nb$ завдяки реєстрації струму та потенціалу корозії. Визначали за допомогою глибинного показника швидкості корозії в середовищах різної кислотності на фоні $1M$ натрію сульфату

5. Розглянуто основні шкідливі виробничі фактори на робочих місцях персоналу АЕС та визначено, що з усіх шкідливих факторів, іонізуюче випромінювання несе найбільшу небезпеку для життя та здоров'я людини, а також для довкілля.

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		47

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. Богорад В., Літвінська Т., Носовський А., Слепченко Ю. Питання контролю герметичності оболонок тепловіділяючих елементів при застосуванні нових видів ядерного палива на АЕС України з реакторами ВВЕР-1000. Державний науковотехнічний центр з ядерної та радіаційної безпеки. 2014. С. 29–30.
2. Розвиток ядерної енергетики в Україні. Необхідність, переваги та недоліки: науково-технічна конференція "Енергетика майбутнього в Україні; альтернативність, ефективність, безпека", АР Крим, смт Миколаївка / В. М. Васильченко [и др.] // Енергетика та електрифікація: Науково-виробничий журнал. 2013. № 2. С. 45–49
3. Клименко Л.П., Соловійов С.М., Норд Г.Л. Системи технологій: Навчальний посібник. Миколаїв: Вид-во МДГУ ім. Петра Могили, 2007. 600 с.
4. Звіт про екологічний аудит ВП «Запорізька АЕС» / Міністерство енергетики та вугільної промисловості України // ДП «Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного регулювання». – Київ, 2015. 484 с.
5. Дільність Рівненської АЕС URL: <https://www.uatom.org/zagalni-vidomosti/diyuchi-aes-ukrainy/rivenska-aes> (дата звернення 19.10.2023) .
6. Діяльність Хмельницької АЕС URL: <https://www.energoatom.com.ua/history-haes.html>(дата звернення 19.10.2023)
7. Діяльність Південноукраїнської АЕС URL: <https://www.uatom.org/zagalni-vidomosti/diyuchi-aes-ukrainy/yugno-ukrainska-aes> (дата звернення 19.10.2023)
8. Діяльність Запорізької АЕС URL: <https://www.uatom.org/zagalni-vidomosti/diyuchi-aes-ukrainy/zaporigska-aes> (дата звернення 19.10.2023)
9. Міжнародна співпраця URL : <https://www.energoatom.com.ua/international-cooperation.html> (дата звернення 19.10.2023)
10. Ощинська Ольга Основи атомної енергетики . Шкільна бібліотека української та світової літератури 2021 р.
11. Stacey W. Nuclear reactor physics, second edition, completely revised and enlarged edition. Wiley-VCH Verlag. 2007. P. 735.

12. Bibilashvili Yu. Experimental study of VVER fuel rods behaviour under conditions, simulating RIA accident. Enlarged Halden Programme Group Meeting. Norway. 2002. P. 54–60.
13. Nechaeva O. Researches Of VVER Fuel Rods Behaviour Under RIA Accident Conditions. Fifth International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support. Bulgaria. 2003. P. 103.
14. Lee D., Kim Y., Kim Y. Consistent coupling of nodal expansion method, analytic nodal method, and finite difference method for 3-dimensional reactor core analysis. Proceedings of PHYSOR 2010: Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance. Pittsburg, Pennsylvania, USA. 2010. P. 312.
15. Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском : НП 306.2.145–2008. Державний комітет ядерного регулювання України. 2008. С. 27.
16. Pint B., Terrani K., Brady M., Cheng T., Keiser J. High temperature oxidation of fuel shell candidate materials in steam–hydrogen environments. J. Nucl. Mater. 2013. №. 440. P. 420–427.
17. Terrani K., Zinkle S., Snead L. Advanced oxidation-resistant iron-based alloys for LWR fuel shell. J. Nucl. Mater. 2014. №. 448. P. 420–435.
18. Cheng T., Keiser J., Brady M., Terrani K., Pint B. Oxidation of fuel shell candidate materials in steam environments at high temperature and pressure. J. Nucl. Mater. 2012. № 427. P. 396–400
19. Ольховик Ю. О. Перспективні схеми кондиціювання рідких радіоактивних відходів АЕС України. Ядерна енергетика та довкілля. 2020. №. 3(18). С. 48–56.
20. Мальцева Т. В. Аналіз можливостей застосування ефективних матеріалів для переробки відходів на АЕС України. Вода і водоочисні технології. Науковотехнічні вісті. 2015. №. 2(17). С. 50–61.
21. NP 306.2.145–2008. Rules for Nuclear Safety of Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors: approved by SNRIU Order № 73 of 15.04.2008. Kyiv: SNRIU. 2008. P. 52.

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		49

- 22.NP 306.2.141–2008. General Safety Provisions for Nuclear Power Plants: approved by SNRIU Order № 162 of 19.11.2007. Ofitsiinyi visnyk Ukrainy. 2008. №. 9. P. 226.
- 23.Rozko A., Fedorenko Yu., Zadvernyuk H. Zeolite as component binding materials for liquide radioactive waste conditioning. Пошукова та екологічна геохімія. 2019. № 1(20). С. 29–31.
24. System CGO TVELs YAG-12. Technical description and instruction manual. : SNIP, ZHSH1.289.095T01. 1988. P. 57.
- 25.Salyaev A., Kereksha A. CGO systems in BN reactors. Innovations in atomic energy. Abstracts of reports of the conference of young professionals. 2014. С. 212–216.
- 26.Хом`як Е. А., Буданов П. Ф., Бровко К. Ю. Проблеми забезпечення безпеки ядерних реакторів при розгерметизації оболонки ТВЕЛ. Priority directions of science development: abstracts of the 2nd International scientific and practical conference. Lviv, Ukraine, 2019. P. 160–164.
- 27.Iwase H., Niita K., Nakamura T. Development of general-purpose particle and heavy ion transport Monte Carlo code. Journal of Nuclear Science and Technology. 2002. Vol. 39, № 11. P. 1142–1151.
- 28.Pelykh S., Maksimov V., Baskakov E. Grounds of VVER1000 fuel shell life control. Annals of Nuclear Energy. 2013. №. 58. P. 188–192.
- 29.Топольницький М. В. Атомні електричні станції. Підручник для вузів. Видавництво "Бескіт Біт". Львів. 2005. С. 524.
- 30.Широков С. В. Ядерні енергетичні реактори. Навч. посібник НТТУ"КП". Київ. 2019. С. 220.
- 31.Широков С. В. Фізика ядерних реакторів. Навч. посібник. Київ. 1998. С. 288.
- 32.Носовський А. В., Лігоцький О. І., Чемерис І. О. Аналіз міжнародних підходів до розробки систем показників безпеки. Ядерна та радіаційна безпека. 2009. Т. 12, Вип. 4. С. 36–41
- 33.IAEA Library Cataloguing in Publication Data Review of fuel failures in water cooled reactors. International Atomic Energy Agency. Vienna. 2010. P. 29.

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		50

- 34.Lässer R., Baluc N., Boutard J. Structural Materials for DEMO: Development, Testing and Modelling. Report on 24th SOFT. Poland. 2006. P. 11–15.
- 35.Хом'як Е. А, Бровко К. Ю., Буданов П. Ф., Тимошенко О. А. Удосконалення методу контролю оболонки тепловиділяючого елемента для підвищення безпеки ядерного реактора. Вісник Національного технічного університету «ХПІ». Серія: Енергетика: надійність та енергоефективність: зб. наук. пр. Нац. тех. ун-т «Харків. політехн. ін.-т». Харків: НТУ «ХПІ». 2020. № 1(1). С. 26–31.
- 36.Хом'як Е. А., Буданов П. Ф., Бровко К. Ю., Кирисов І. Г. Сучасні підходи та вимоги до методів контролю герметичності оболонки тепловидільного елемента. Вісник Вінницького політехнічного інституту. 2022. № 3(162). С. 11–16.
37. ДСТУ 3830-98. Корозія металів і сплавів. Терміни та визначення основних понять. [Чинний від 2000-01-01]. Київ, 1999. 36с.
38. ДСТУ EN ISO 7441:2022 (EN ISO 7441:2015, IDT; ISO 7441:2015, IDT). Корозія металів і сплавів. Визначення біметалічної корозії під час випробувань на корозію в атмосфері . [Чинний від 2016-01-01]. Київ, 2015. 29с.
- 39.ДСТУ EN ISO 18086:2022(EN ISO 18086:2020, IDT; ISO 18086:2019, IDT). 39. Корозія металів і сплавів. Визначення корозії змінним струмом. Критерії захисту . [Чинний від 2020-01-01]. Київ, 2019. 27с.
- 40.Пацай І.О. Потенціостат-гальваностат МТех SPG-500F. Електронний ресурс URL : <http://mtech-lab.com.ua/devices.htm> (дата звернення 20.02.2024)
- 41.Методи захисту обладнання від корозії та захист на стадії проектування: підр. для студ. спеціальності 161 «Хімічні технології», спеціалізації «Електрохімічні технології неорганічних та органічних матеріалів» / М. В. Бик, О. І. Букет, Г. С. Васильєв. – Київ : КПІ ім. Ігоря Сікорського, 2018. – 318 с.

42. NITON XL2 РФА- аналізатор , ренгенівський флуоресцентний аналізатор , інструкція по експлуатації Німеччина 2017 р. Товарознавство / упоряд. В. Олексик. Київ, 2014. 804 с.
43. Anghel C. Modified oxygen and hydrogen transport in Zr-based oxides. Doctoral Thesis. Division of Corrosion Science Department of Materials Science and Engineering Royal Institute of Technology. Sweden. 2006. P. 256.
44. Ньювенхове Р. Огляд дослідження ATF та текучих експериментів у реакторі Halden (включаючи нові дослідження палива на основі графену). Фінансований ЄС семінар із розширення з грантами "Матеріали, стійкі до екстремальних умов для майбутніх енергетичних систем". Україна. 2017. Р. 62–67.
45. Hapon, Yu., Kustov, M., Chyrkina, M., Romanova O. (2022). Multistage Corrosion of Fuel Element Materials in Nuclear Reactors. *Solid State Phenomena*, 334, 63–69. doi: 10.4028/p-0s9zyu
46. Yu.K., Hapon, V.D. Kalugin, M.V. Kustov, *Mekhanizm vnutrishn'oi korozii splavu cirkoniyu Zr1Nb V TVELah, Promising Materials and Processes in Applied Electrochemistry, Monograph*, 2020. 288 r.
47. Hapon Y., Tregubov D., Slepuzhnikov E. et al. Cluster Structure Control of Coatings by Electrochemical Coprecipitation of Metals to Obtain Target Technological Properties. *Solid State Phenomena*. 2022. № 334. P. 70-76.
48. Baek Jong, Park Ki, Jeong, Yong. Oxidation kinetics of Zircaloy-4 and Zr-1Nb-1Sn-0.1Fe at temperatures of 700-1200°C. *Journal of Nuclear Materials*. 2004. Vol. 335. P.443–456. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2004.08.007>.
49. Дії підрозділів ДСНС України в умовах воєнного стану : навч. посіб. / М. С. Коваль та ін. Львів: ЛДУБЖД, 2023. 308 с.
50. Наказ Міністерства енергетики і вугільної промисловості від 22.12.2011 року № 863 «Про затвердження Інструкції з гасіння пожеж на енергетичних об'єктах України»
51. Закон України «Про охорону праці» від 14.10.1992 р. № 2695-XII URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/2694-12> (дата звернення 01.03.2024).

- 52.Постанова МПУ від 01.09.1992 № 41 «Методичні рекомендації для проведення атестації робочих місць за умовами праці»
- 53.Наказ МОЗ від 27.12.2001 № 528 «Про затвердження гігієнічної класифікації праці за показниками шкідливості та небезпечності факторів виробничого середовища, важкості та напруженості трудового процесу»
54. Постанова N 62 від 01.12.97 Про введення в дію Державних гігієнічних нормативів "Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97)" URL: <https://zakon.rada.gov.ua/rada/show/v0062282-97> (дата звернення 04.03.2024)

					НУЦЗУ.2.20-.СХ та ХТ.РПЗ.02	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подпись	Дата		53