

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: Дослідження корозійних процесів конструкційних
елементів реактору ВВЕР-1000

Виконав: здобувач вищої освіти 4
курсу за першим (бакалаврським)
рівнем вищої освіти,
групи ХТкс-17-243
галузі знань (освітньо-професійної
програми)

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

Ірина КОМИШАН

Керівник Володимир КАЛУГІН

Рецензент Вадим ТЮТЮНИК

Харків – 2021 року

НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ ЦИВІЛЬНОГО ЗАХИСТУ УКРАЇНИ

Факультет (підрозділ) оперативно-рятувальних сил
Кафедра спеціальної хімії та хімічної технології
Галузь знань 16 «Хімічна та біоінженерія»
Спеціальність 161 «Хімічні технології та інженерія»
Освітньо-професійна програма «Радіаційний та хімічний захист»
(назва)
Рівень вищої освіти перший (бакалаврський)
(назва)

ЗАТВЕРДЖУЮ

Начальник кафедри

СХХТ

Олена ТАРАХНО

« » 20 року

ЗАВДАННЯ

НА КВАЛІФІКАЦІЙНУ РОБОТУ ЗДОБУВАЧА ВИЩОЇ ОСВІТИ

Комшман Ірина Іванівна
(прізвище, ім'я, по батькові)

1. Тема роботи Дослідження корозійних процесів конструкційних елементів в реакторі ВВЕР-1000

керівник роботи Калушнін Володимир Дмитрович д.х.н. професор
(прізвище, ім'я, по батькові, науковий ступінь, вчене звання)

затверджені наказом НУЦЗ України від «03» березня 2021 року №41

2. Строк подання здобувачем вищої освіти роботи 01 березня 2021 року

3. Вихідні дані до роботи атомний реактор, теплообмінні елементи, корозія, циркуляційні системи, металургійні та конструктивні матеріали

4. Зміст розрахунково-пояснювальної записки (перелік питань, які потрібно розробити)

Розділ 1, Розділ 2, Розділ 3, Розділ 4, Охорона праці
Розділ 1 Безпека роботи атомної електростанції
Розділ 2 Експериментальне дослідження корозійних процесів в конструкційному матеріалі ТВЕЛ-8
Розділ 3 Механізми залізнистої і внутрішньої корозії
Розділ 4 Охорона праці

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

Мультимедійні слайди у кількості - 12 штук

6. Консультанти розділів кваліфікаційної роботи

Розділ	Прізвище, ініціали та посада консультанта	Підпис, дата	
		завдання видав	завдання прийняв
Охорона праці	Дейнека В.В. доц. кафедри СХТ	05.03.21	31.05.2021

7. Дата видачі завдання 05.03.21

КАЛЕНДАРНИЙ ПЛАН

№ з/п	Назва етапів кваліфікаційної роботи	Строк виконання роботи	Примітка
1	Видача завдання	03.03.2021	
2	Вивчення стану атомної енергії в Україні	10.03.2021	
3	Огляд конструкційних особливостей ВВЕР-100	25.03.2021	
4	Вивчення типів корозійних явищ на оболонці ТВЕЛів	15.04.2021	
5	Експериментальні дослідження витрати Zr ТВЕЛів	05.05.2021	
6	Стан ВХР української АЕС	10.05.2021	
7	Механізм внутрішньої корозії	15.05.2021	
8	Механізм зовнішньої корозії	16.05.2021	
9	Вивчення впливу корозії на роботу ТВЕЛів	18.05.2021	
10	Експериментальне визначення втрати зварювання	20.05.2021	
11	Оформлення розділу ОП	15.05.2021	
12	Оформлення події записки	25.05.2021	
13	Подання роботи на рецензування	26.05.2021	
14	Подання роботи на перед-захист	28.05.2021	
15	Подання роботи на захист	03.06.2021	

Здобувач вищої освіти

Коль
(підпис)

Ірина КОМИШАН
(Власне ім'я ПРІЗВИЩЕ)

Керівник роботи

Володимир КАЛУГІН
(підпис)

Володимир КАЛУГІН
(Власне ім'я ПРІЗВИЩЕ)

РЕФЕРАТ

Звіт про КР : ___ с., ___ рис., ___ табл., ___ джерел, ___ додатки.

Ключові слова: атомний реактор, тепловиділяючий елемент, корозія, цирконієві сплави , критичний технологічний режим, технологічні та конструктивні матеріали.

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

Мета роботи: встановлення впливу технологічних параметрів атомного реактору на електрохімічні процеси корозії цирконієвих конструкційних елементів тепловиділяючих збірок.

Стислий зміст роботи та висновки: У ході виконання робіт проведено аналіз опублікованої інформації про процеси корозії в першому контурі реакторів типів PWR і ВВЕР і про вплив на ці процеси змін водохімічного режиму теплоносія. Проаналізовано механізми та явища різних видів корозії: рівномірна, нодульная, фреттинг-корозія оболонок твелів, а також випадки дебрізних руйнувань.

Показано, що в результаті відхилень від нормованих показників ВХР можуть змінюватися характеристики процесів корозії матеріалів всього 1-го контуру, а на поверхні твелів можливі відкладення продуктів корозії, що може викликати локальні перегриви твелів, збільшене локальне гідрування і окислення. Підвищене зростання оксидних шарів на поверхні здатних приводити до перегріву оболонок твелів, викликати інтенсифікацію корозійних процесів на кордоні оболонок з таблетками UO_2 .

Область використання: дослідження корозії тепловиділяючих елементів в процесі експлуатації в атомних реакторах.

ЗМІСТ

ВСТУП	7
Перелік умовних скорочень	9
РОЗДІЛ 1. БЕЗПЕКА РОБОТИ АТОМНОЇ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЇ	10
1.1. Стан атомної енергетики в Україні	10
1.2. Конструкційні особливості реактору ВВЕР 1000	12
1.2.1. Призначення реакторної установки – I-го контуру в технологічному циклі АЕС	12
1.2.2. Основні характеристики обладнання ВВЕР-1000	13
1.2.3. Типи корозійних явищ на оболонці ТВЕЛів	19
РОЗДІЛ 2. ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНЕ ДОСЛІДЖЕННЯ ВИКОРИСТАННЯ СПЛАВІВ Zr-1% Nb В ЯКОСТІ КОНСТРУКЦІЙНОГО МАТЕРІАЛУ ТВЕЛІВ	21
2.1. Результати лабораторних випробувань і досліджень	21
2.1.1. Методика випробувань	21
2.1.2. Кінетика окислення труб із сплаву E110	22
2.1.3. Структурні дослідження	23
2.1.4. Структурні дослідження	25
2.2. Особливості водно-хімічного режиму 1-го контуру	27
2.3. Способи регулювання якості води 1-го контуру	29
2.4. Стан ВХР української АЕС	34
2.5. Висновки за розділом	35
РОЗДІЛ 3. МЕХАНІЗМИ ЗОВНІШНЬОЇ І ВНУТРІШНЬОЇ КОРОЗІЇ ТВЕЛІВ РЕАКТОРА	37

НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ РПЗ-05				
	Лист	№ докум.	Підп.	Дата
Розробив		Комишан І.І.		
Перевір.		Калугін В.Д.		
Н.контр.		Скородумова О.Б.		
Затв.		Тарахно О.В.		
«Дослідження корозійних процесів конструкційних елементів реактору ВВЕР-1000 »				
		Літ.	Лист	Листів
		КР	5	60
ХТкс-17-243				

3.1. Механізми зовнішньої корозії ТВЕЛів	37
3.2. Механізм внутрішньої корозії ТВЕЛів	37
3.3. Вплив корозії на техніко-експлуатаційний режим і робочий ресурс ТВЕЛів	39
3.4. Експериментальне визначення втрати цирконію	39
3.5. Висновки за розділом	45
РОЗДІЛ 4. ОХОРОНА ПРАЦІ	47
4.1. Загальні положення та визначення	47
4.2. Радіаційна безпека при роботі на АЕС	47
4.3. Ліміти доз та допустимі рівні	49
4.4. Санітарний нагляд за забезпеченням радіаційної безпеки	51
4.5. Висновки за розділом	54
ВИСНОВКИ	56
ПЕРЕЛІК ДЖЕРЕЛ ІНФОРМАЦІЇ	57
ДОДАТКИ	60

ВСТУП

АЕС є одним з найважливіших джерел енергозабезпечення України. На сьогодні її вклад складає приблизно 48% електроенергії, яка виробляється в країні.

Структурна енергетична база України формувалася протягом багатьох років у колишньому радянському союзі. Україна належить до країн, яка не має можливості покрити всі свої потреби в використанні вугілля, природного газу та нафти. Тому країна взяла напрямок на розвиток потужної атомної енергетики.

На даний час в Україні діють чотири АЕС, на яких працюють 15 енергоблоків типу ВВЕР (водо-водяний енергетичний реактор) загальною потужністю 13880 МВт.

З 1986 року на АЕС України здійснювалися роботи, спрямовані на підвищення безпеки та надійності ядерних енергоблоків. Велика кількість обладнання вимагає заміни внаслідок закінчення терміну їх експлуатації. Але вартість обладнання дуже висока, а Україна сама його не виробляє, тому були вжиті заходи для продовження терміну служби обладнання, за рахунок ефективності управління і підвищення якості виконання роботи [1].

Однією із актуальних тем, над якими працюють технологи кожної АЕС, є вивчення корозії ТВЕЛів у зв'язку із необхідністю збільшення експлуатаційного ресурсу, тому дослідження кінетики корозії ТВЕЛів є актуальним напрямком досліджень.

Мета роботи – встановлення впливу технологічних параметрів атомного реактору на електрохімічні процеси корозії цирконієвих конструкційних елементів тепловіділяючих збірок.

Об'єкт – процеси корозії цирконієвих конструкційних елементів тепловіділяючих збірок.

Предмет – підвищення безпеки експлуатації ТВЕЛів в атомних реакторах.

Завдання дослідження:

1. Вивчити водно-хімічний режим першого контуру.

-						Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата	НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	7

2. Визначити критичну товщину Zr-ТВЕЛУ за період роботи 460 діб і ймовірністю запуску корозійного короткозамкнутого гальванічного елемента всередині ТВЕЛУ
3. Розрахувати структуру корозійного короткозамкнутого гальванічного елемента всередині ТВЕЛа в критичному режимі експлуатації ТВЕЛів.
4. Теоретично розрахувати зменшення товщини стінки ТВЕЛУ при нормальних умовах експлуатації(протягом 460 діб).

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		8

Перелік умовних скорочень

АЕС – атомна електростанція;
ВВЕР – водо-водяний енергетичний реактор;
ТВЗ – тепловидільна збірка;
ТВЕЛ – тепловидільний елемент;
НК – направляючого каналу;
ЦТ – центральної трубки;
ДР – дистанційної решітки;
ВХР – водно-хімічний режим;
ШЕМ – шаговий електромагнітний;
СУЗ – системи управління та захисту;
САОЗ - система аварійного охолодження активної зони;
ВБ – верхній блок;
ПРЗ – протирадіаційний захист;
ІВ - іонізуюче випромінювання;
ЕРС – електрорушійна сила;
ДІВ – джерело іонізуючого випромінювання;
КР - контрольний рівень;
ЗС - зона спостереження;
ЗЗ – зона зараження.

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		9

Розділ 1. БЕЗПЕКА РОБОТИ АТОМНОЇ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЇ

1.1 Стан атомної енергетики в Україні

За виробництвом електроенергії на АЕС України входить до вісімки, а за вкладом одержуваної електроенергії в загальний обсяг електроенергії - в п'ятірку країн світу (рис. 1.1). Ядерна енергетика в Україні є важливою складовою загального паливно-енергетичного комплексу та займає провідні позиції в електрозабезпеченні країни [2].

В даний час в Україні на 4-х АЕС діють 13 ВВЕР-1000 і 2 ВВЕР-440 ядерних енергоблоків із загальною встановленою потужністю 13835 МВт (табл.1.1.). З 15 атомних блоків для 12 енергоблоків в наступному 10-річчі завершився запроєктований термін експлуатації. Можуть функціонувати лише 3 енергоблоки, тому в теперішній час інтенсивно вивчається можливість збільшення строків експлуатації ТВЕЛів в реакторі.

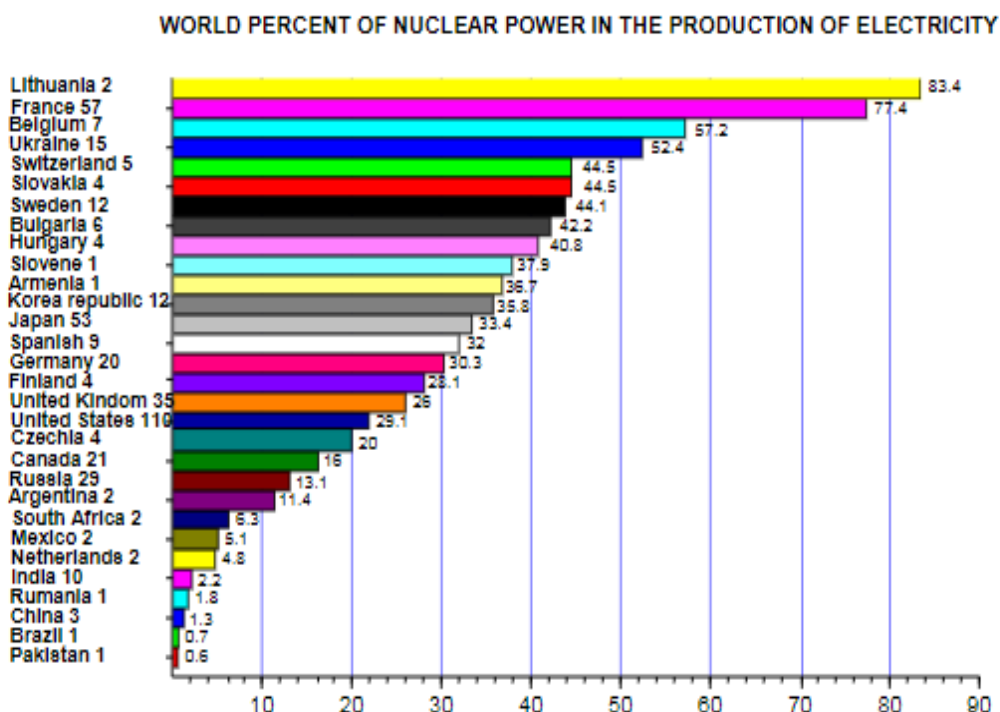


Рис.1.1 – Вироблення електроенергії на АЕС в різних країнах (у відсотках від загального виробництва електроенергії)

Розташування атомних станцій в Україні

Назва АЕС	№	Потужність енергоблоку (МВт)	Пуск енергоблоку	Проектний виходу з експлуатації
Запорізька	1	1000	10.12.1984	2014
	2	1000	22.07.1985	2015
	3	1000	10.12.1986	2016
	4	1000	15.12.1987	2017
	5	1000	14.05.1989	2019
	6	1000	19.10.1995	2025
Південо-Українська	1	1000	31.12.1982	2012
	2	1000	06.01.1985	2015
	3	1000	20.09.1989	2019
Рівненська	1	420	22.12.1980	2010
	2	415	22.12.1981	2011
	3	1000	21.12.1986	2016
	4	1000	16.10.2004	2034
Хмельницька	1	1000	22.12.1987	2017
	2	1000	08.08.2004	2034

Теоретично к 2021 в рамках (таблиці 1.1) на Україні виробництво електроенергії на АЕС повинно знизитися в 4-5 разів, тому проблема продовження експлуатації ресурсу є актуальною.

1.2 Конструкційні особливості реактору ВВЕР 1000

1.2.1 Призначення реакторної установки – I-го контуру в технологічному циклі АЕС

Перший контур – це контур (разом з системою компенсації тиску), за яким теплоносій (H_2O) під робочим тиском циркулює через активну зону. Перший контур призначений для циркуляції теплоносія і передачі тепла, що виділяється в активній зоні реактора, воді другого контуру, в парогенераторах з метою генерації пари в другому контурі для турбогенераторної установки. Далі на турбогенераторній установці відбувається перетворення теплової енергії пари в електричну енергію.

Теплоносій водо-водяного ядерного реактора виконує роль сповільнювач нейтронів та приймача теплової енергії для активної зони, містить розчинену борну кислоту, яка використовується для рідинного управління радіоактивністю ядерного реактора, а також одночасно виконує функцію відводу тепла від активної зони реактора [3].

Перший контур працює під тиском, досить високим, щоб не допустити кипіння теплоносія при проектних параметрах. Робочий тиск першого контуру ВВЕР-1000 та парогенераторі складає 160 кгс / см^2 . Будучи замкнутим і герметичним, I контур також виконує функції бар'єра, який перешкоджає виходу продуктів поділу [3].

Кордон I контуру є третім з чотирьох бар'єрів, що перешкоджають проникненню продуктів поділу в навколишнє середовище. Рештою трьома бар'єрами, що перешкоджають поширенню продуктів поділу в довкілля служать:

- 1) паливна матриця;
- 2) оболонка твелів;
- 3) межа першого контуру;

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
						12
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		

4) герметичне огороження локалізуючих систем безпеки.

I контур є найважливішим бар'єром безпеки, оскільки в разі його відмови не тільки втрачається один з бар'єрів, але і створюються несприятливі умови роботи для решти бар'єрів: твелів і системи локалізації. Тому I контур повинен мати високу стійкість до різних впливів в умовах аварійних ситуацій і аварій.

До складу першого контуру уніфікованого ядерного реактора ВВЕР 1000 входять наступні компоненти:

- реактор;
- чотири циркуляційні петлі, кожна з яких включає:
 - ✓ головні циркуляційні трубопроводи;
 - ✓ головний циркуляційний насос;
 - ✓ парогенератор в частині, що містить теплоносій I контуру (колектори і теплообмінні трубки);
 - ✓ система компенсації тиску теплоносія;
 - ✓ трубопроводи систем нормальної експлуатації і систем безпеки, приєднані до першого контуру - до першої запірної арматури.

1.2.2 Основні характеристики обладнання ВВЕР-1000

Реакторна установка з реактором ВВЕР-1000 є складовою частиною енергоблока АЕС і спільно з турбогенератором використовується для виробництва електроенергії у базовому режимі. Призначення реакторної установки – вироблення сухої насиченої пари для установки турбогенератора, де теплова енергія пари перетвориться в електричну енергію [3].

Реакторна установка оснащена модернізованим серійним ядерним реактором ВВЭР-1000 корпусного типу з водою під тиском. Реактор енергетичний ВВЭР-1000 призначений для вироблення теплової енергії за рахунок керованої ланцюгової реакції ділення атомних ядер палива в активній зоні. Реактор водо-водяний, гетерогенний, корпусного типу, працює на теплових нейтронах з водо-водяним теплоносієм уповільнювачем (вода під тиском). Використання води як уповільнювача

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		13

і теплоносія в реакторі спрощує його конструкцію в порівнянні з іншими типами реакторів. Особливість водо-водяних реакторів типу ВВЭР – тісне розташування твелів в уран-водяних гратах. Типове значення співвідношення об'ємів води і палива для ВВЭР рівне приблизно двом, що у поєднанні з хорошими теплофізичними властивостями води забезпечує високі (приблизно 100 МВт/м³ і більше) значення питомого енерговиділення в активній зоні і можливість використати виготовлений в заводських умовах корпус [3].

Реактор є вертикальним циліндричним корпусом з еліптичним днищем, усередині якого розміщується активна зона і внутрішньокорпусні пристрої. Згори корпус реактора герметично закритий кришкою зі встановленими в її патрубках приводами СУЗ і герметичними виведенням в її патрубках кабелів датчиків внутрішньореакторного контролю. Кріплення кришки до корпуса здійснюється шпильками.

Спрощений розріз реактору ВВЕР-1000 зображено на (рис. 1.2).

Корпус реактора (рис. 1.3) є зварною циліндричною посудиною високого тиску з еліптичним днищем. Корпус складається з фланця, зони патрубків, опорної обичайки, циліндричної частини і еліптичного днища. Фланець і усі обичайки виконані цільнокованими, днище – штамповане із заготівлі. Патрубки Ду850 витягнуті з основного металу обичайки зони патрубків методом гарячого штампування. В якості основного матеріалу корпусів реакторів застосована атестована для корпусів і трубопроводів сталь 15Х2НМФА і 15Х2НМФА-А з легуючими добавками хрому, молібдену, ванадію, нікелю.

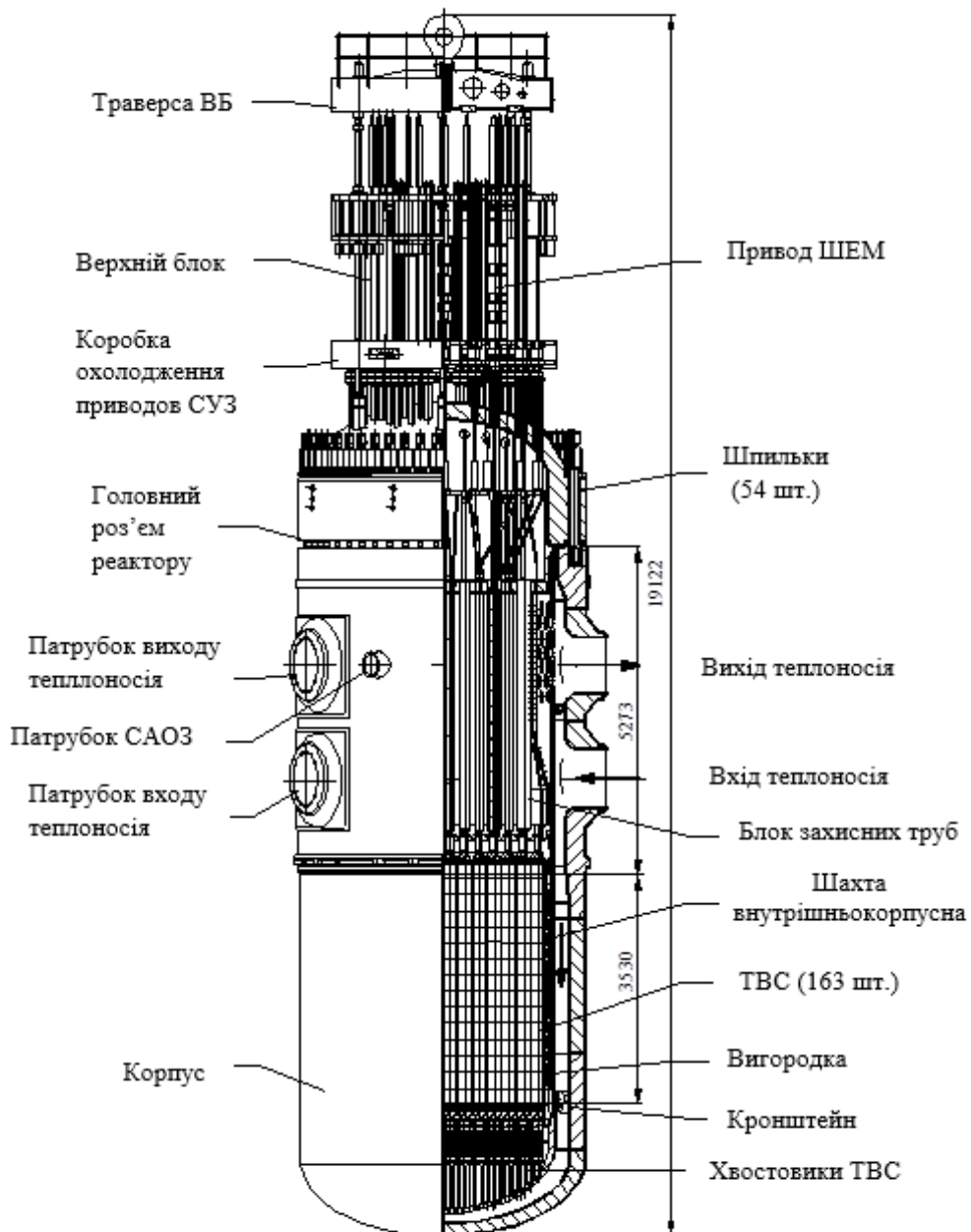


Рис. 1.2 – Реактор ВВЕР – 1000

Габарити корпусу реактора: висота 10897 мм, діаметр зовнішній по фланцю 4570 мм, діаметр по циліндричній частині 4535 мм, товщина циліндричної частини корпусу (без наплавлення) 192,5 мм, розмір в плані по патрубках 990×70...5260 мм, маса корпусу 320 т [3].

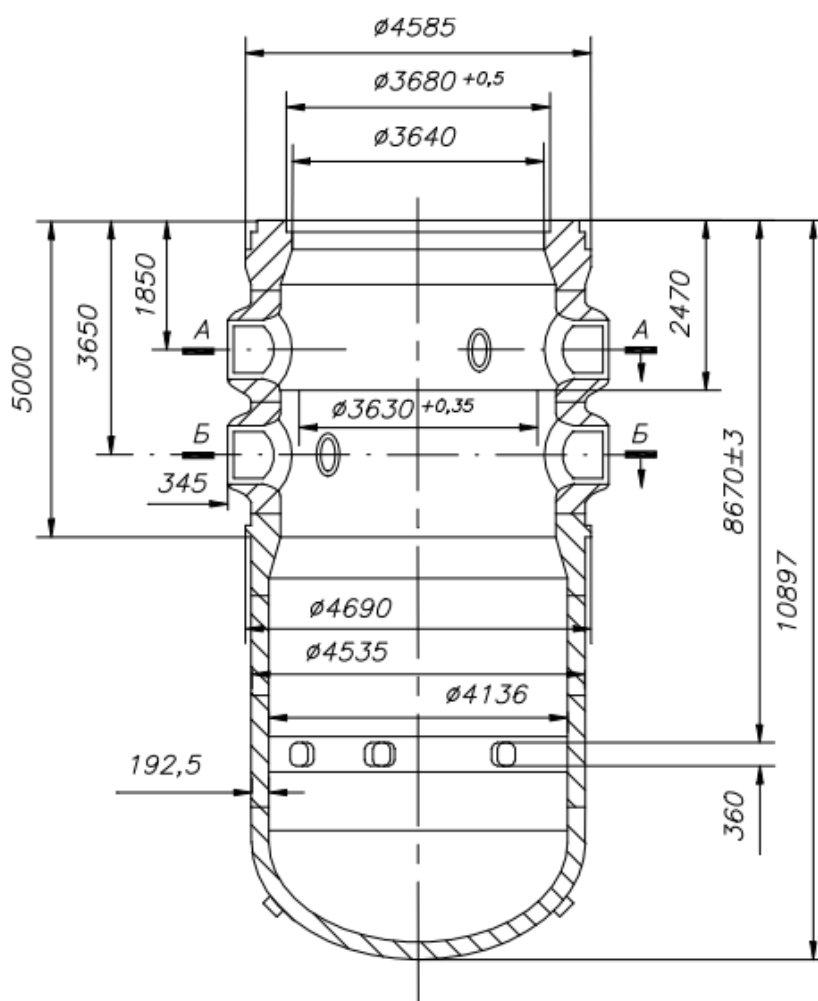


Рис.1.3 – Корпус реактора ВВЭР- 1000

У конструкції корпусу реалізовані наступні вимоги нормативно-технічної документації:

- 1) розрахунковий термін служби корпусу (з кришкою) – 40 років;
- 2) напрацювання до відмови – не менше 24000 годин (під відмовою розуміється відновлювані пошкодження корпусу);
- 3) забезпечення надійної та безпечної експлуатації протягом розрахункового терміну служби;
- 4) можливість огляду, контролю основного металу і зварних з'єднань неруйнівними методами дефектоскопії і дезактивації внутрішньої поверхні;
- 5) облік змін фізико-механічних властивостей матеріалу корпусу під дією радіоактивного випромінювання і температури;

б) облік всіх можливих при експлуатації силових, температурних і сейсмічних впливів.

У розрахунку корпусу реактора на міцність враховані зміни параметрів у всіх проектних режимах (нормальні умови експлуатації, порушення нормальних умов експлуатації та аварійні) і обґрунтований розрахунковий ресурс, його надійність і безпека. Корпус реактора відноситься до елементів нормальної експлуатації, важливих для безпеки [3].

До складу корпусу ядерного реактора входять [3]:

- корпус;
- кришка;
- кільце опорне;
- кільце завзяте;
- деталі головного ущільнення;
- зразки свідки.

Опис конструкції ТВЗ.

ТВЗ бесчехлового типу, шестигранного профілю. Габаритні і приєднувальні розміри ТВЗ обрані з умови розміщення її в реакторі ВВЕР-1000 (Рис.1.4).

ТВЗ призначена для генерування теплової енергії, управління процесом енерговиділення в складі активної зони реакторної установки [4].

ТВЗ складається з наступних складових частин:

- головки;
- пучка твелів;
- хвостовика.

Головка ТВЗ виконує наступні функції:

- Взаємодіє з пристроєм транспортно-технологічного обладнання;
- Стабілізує вихід потоку теплоносія з активної зони.

Пучок ТВЕЛів складається з 312 ТВЕЛ, 18 НК, ЦТ, 15 ДР и нижньої решітки.

Хвостовик ТВЗ забезпечує сполучення нижньої частини ТВЗ з опорними склянками реактора.

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		17

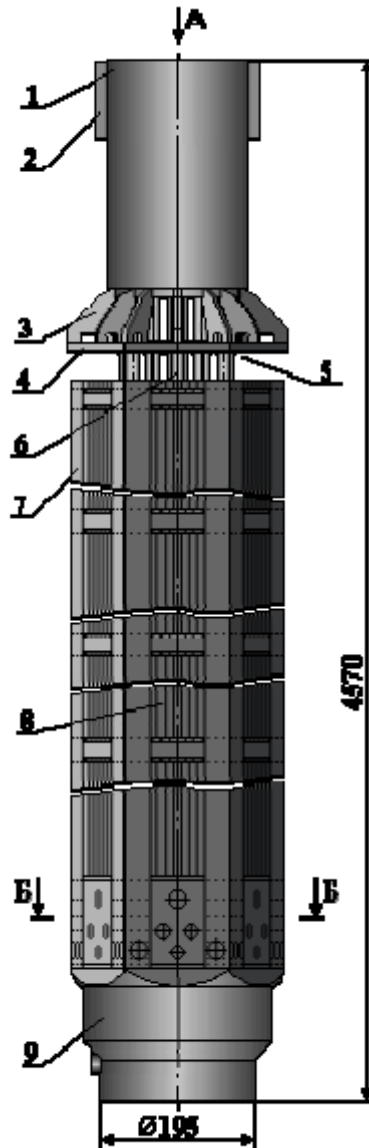


Рис.1.4 – Конструкція ТВЗ ВВЕР-1000

1-головка; 2- шпонка; 3- ребро; 4- плитка; 5- труба направляющая; 6- труба центральна; 7- уголок; 8- ТВЕЛ; 9- хвостовик

На зовнішній поверхні хвостовика є фіксатор, який, взаємодіючи з опорним склянкою шахти реактора та забезпечує відповідне положення ТВЗ в активній зоні.

Паливна касета ВВЕР-1000 (ТВЗ) У конструкції ТВЗ реалізовані наступні технічні рішення:

- запроваджено постійно-діючий силовий каркас;
- застосовані оптимізовані ДР, що забезпечують зменшену взаємодію в парі "ТВЕЛ - осередок ДР";

- забезпечена "однорідність" ТВЗ за рахунок використання на висоті активної частини ТВЗ конструкційних матеріалів одного класу (цирконієві сплави), в якості матеріалу куточків каркаса і НК застосований цирконієвий сплав E635, що володіє підвищеними, в порівнянні зі сплавом E110, механічними властивостями і радіаційною стійкістю;

НК мають можливість незалежного один від одного терморадіаційного зростання, а осьова навантаження розподіляється на всі 18 НК за рахунок застосування головки спеціальної конструкції і забезпечення зазору між НК і осередками ДР.

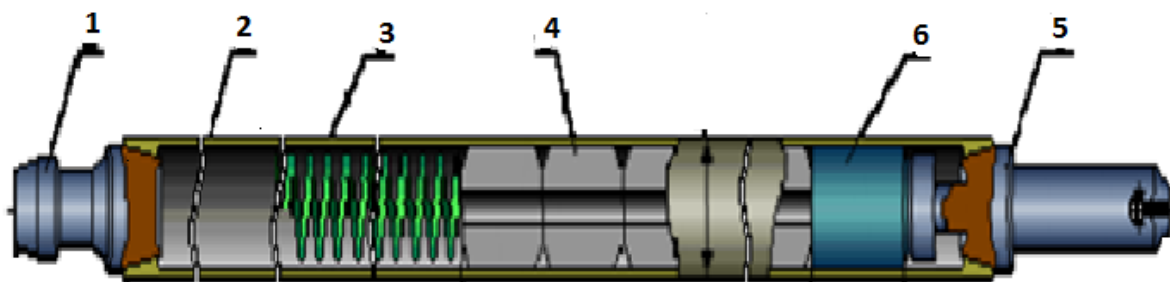


Рис.1.5 – Конструкція ТВЕЛУ

1-заклушка верхня; 2- оболочка; 3-фіксатор; 4-таблетка; 5-заклушка нижня; 6- проставка

1.2.3 Типи корозійних явищ на оболонці ТВЕЛів

При експлуатації в контурах протікають корозійні процеси, зумовлені впливом води. На цирконієвих оболонках ТВЕЛів відбуваються різні типи корозійних явищ:

- рівномірною або фронтальною корозією [5-7];
- нодулярною корозією (на глибину до 100 мкм і більше) [7,8];
- фреттинг-корозією [9];
- дебріз-корозією [10,11];

- корозія під наносами і осадження зважених і розчинених частинок в теплоносії (CILC-корозія) [10-13].

Останні два типи корозії спостерігаються при відхиленнях від нормативних показників воднохімічного режиму (ВХР) або при порушенні режимів експлуатації твелів.

До числа основних конструкційних матеріалів першого контуру реакторних установок відносяться нержавіючі аустенітні сталі типу 06-, 08-, 12- X18H10T. Внутрішня поверхня корпусу реактора і трубопроводів захищена наплавленням з двох шарів корозійно-стійких сталей - шару зі сталі СВ-07X25H13, прилеглого до корпусу, і зовнішнього шару зі сталі 04X20H10Г2Б, яка має контакт з теплоносієм.

Площа поверхні, яку займає такими сталями в системі органів першого контуру, складає на менше 18000 м² [14]. За даними роботи [15], швидкість корозії аустенітної сталі типу 08X18H10T становить 0,4 мг / (м² · год). При такій величині швидкості корозії на поверхнях конструкцій утворюються значні кількості продуктів корозії, які частково переходять в теплоносії, а потім разносяться по контуру. Однак детальних досліджень процесу корозії сталей і особливостей утворення оксидів на них в умовах водного теплоносія реакторів ВВЕР проведено недостатньо, тому залишається багато неясного в механізмах корозії і освіти корозійних продуктів і відкладень на поверхнях конструкцій першого контуру.

Отже нами, проаналізовано стан атомної енергетики в Україні, вивчили будову атомних реакторів, а саме ВВЕР1000, виявили явища різних видів корозії (рівномірна, нодульная, фреттинг-корозія оболонок твелів, а також випадки дебрізних руйнувань і CILC-корозії).

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		20

Розділ 2. ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНЕ ДОСЛІДЖЕННЯ ДЛЯ ВИКОРИСТАННЯ СПЛАВІВ Zr-1%Nb В ЯКОСТІ КОНСТРУКЦІЙНОГО МАТЕРІАЛУ ТВЕЛІВ

2.1 Результати лабораторних випробувань і досліджень

2.1.1 Методика випробувань

Водно-хімічний режим кожної АЕС розроблявся з урахуванням забезпечення корозійної стійкості всіх конструкційних матеріалів, що піддаються впливу теплоносія в проектних умовах експлуатації. Як поширеного методу поза реакторного дослідження корозійної стійкості матеріалів тепловиділяючих елементів широко використовуються автоклавні випробування, які завжди передували постановку зразків досліджуваних матеріалів на випробування в реактори. У наших подальших дослідженнях передбачається продовження проведення корозійних досліджень впливу значення рН в кислотній і лужній областях хімічного складу випробувального середовища на кінетику корозії, корозійну стійкість нержавіючих сталей і цирконієвих сплавів. Для цього підготовлені для випробувань зразки труб оболонки ТВЕЛів реактора ВВЕР-1000 з штатного сплаву E110 (Zr+1%Nb), зразки труб оболонки зі сталі 06X18H10T штатного складу і зразки конструкційних сталей, а саме, 08X18H10T і 12X18H10T. Зразки були прошліфовані і протравлені. Обрані наступні режими випробувань: - температура 350°C; - корозійне середовище - склад теплоносія ВВЕР-1000 з трьома значеннями водневого показника рН: 5,0; 7,2 і 10,0; - тиск середовища 16, 5 МПа. Хімічний склад корозійного середовища в початковому стані за основними добавкам наведено в табл. 2.1. Вибрані складу корозійного середовища близькі до складу теплоносія реактора ВВЕР-1000 під час роботи на потужності (склад 2) і при гіпотетичних відхиленнях за значеннями рН якості теплоносія (склади 1, 3). Вимірювання рН корозійного середовища до і після випробувань проводили при кімнатній температурі. Склад корозійного середовища кожен раз після перезавантаження і зважування зразків міняли на свіжоприготовлений. Кінетика окислення визначалася методом періодичного зважування зразків. Завдання - зробити дослідження впливу рН корозійного середовища на кінетику процесів корозії, на

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		21

властивості оксидних шарів в залежності від значень рН. Отримані результати досліджень представлені нижче.

Таблиця 2.1

Водний склад і значення рН середовища для автоклавних випробувань

Склад середовища	Компоненти корозійного середовища		
	Склад 1	Склад 2	Склад 3
H ₃ BO ₃ , г/дм ³	32.5	7.0	7.5
KOH, г/дм ³	0.11	0.025	6.6
NH ₄ OH, г/дм ³	–	28	–
рН	5.0	7.2	10.0

2.1.2 Кінетика окислення труб із сплава E110

Кінетичні криві корозії труб на протязі 6000 год випробувань наведені на (рис.2.1). Якщо криві кінетики окислення сплаву E110 у водному середовищі з рН = 5,0 і 7,2 буквально збігаються, то в середовищі з рН = 10,0 прирости мають більш високі значення, ніж при рН = 5,0 і 7,2. Але відмінність в приростах за час випробувань, а значить, і в товщині оксидних плівок, незначна. Це підтверджують літературні дані про ступінь впливу рН на швидкість корозії сплавів цирконію. Після випробувань в середовищах з рН = 5,0 і 7,2 зразки труб зі сплаву E110 мали подібний вид. Плівки на них були міцні і суцільні (рис. 2.2). За всієї зовнішньої поверхні зразки мали глянцеvu поверхню коричнево-сірого кольору. При рН = 10,0 зразки сплаву E110 мали більш темний колір, з синім відтінком. Плівки після випробувань при всіх рН відрізняються високою міцністю і щільністю. Але відмінність у зовнішньому вигляді зразків з різним рН після 6000 год випробувань все-таки незначне (рис. 2.2, а, б, в).

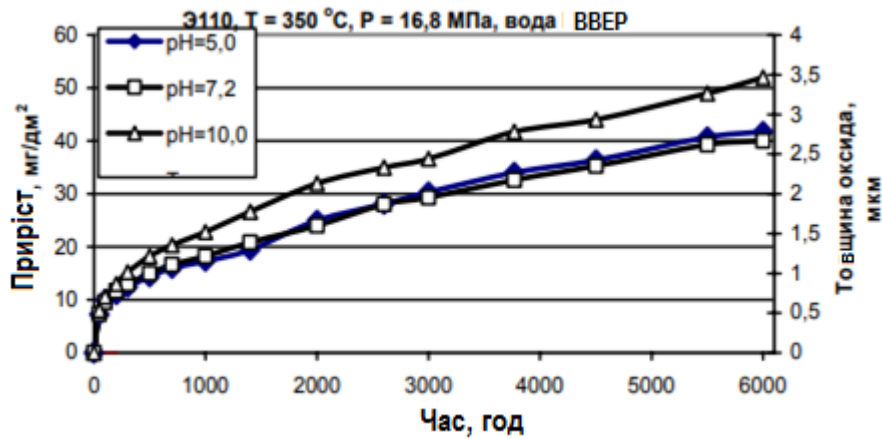


Рис.2.1 – Зміна приросту при корозії серійних труб оболонок ТВЕЛів реактора ВВЕР-1000 сплаву E110 (Zr+1%Nb) в залежності від часу та pH



Рис.2.2 – Зовнішній вигляд поверхні труб-оболонок сплаву E110 після 6000 год корозійних випробувань при температурі 350 °C і тиску 16,5 МПа в середовищах з різними pH:

а – pH=5,0; б – середовище 2 pH=7,2; в – середовище 3 pH=10,0

2.1.3 Окислення нержавіючих сталей

Дані про зміни маси зразків сталей наведено на (рис.2.3). Як показують випробування, корозійні процеси на нержавіючих сталях супроводжуються, як правило, зменшенням маси, причому відзначається нерегулярна спад маси - тобто після зменшення маси зразка вона може збільшитися, а потім знову зменшитися. Ці особливості кінетики корозії можуть говорити про різну розчинність оксидних плівок на нержавіючих сталях на різних етапах окислення. Зовнішній вигляд поверхні зразків трьох видів після випробувань в середовищі з pH=7,2 (рис. 2.4) був схожий

між собою, хоча на сталях 06X18H10T і 08X18H10T утворюються оксидні плівки світло-коричневого кольору і навіть золотистого кольору, а на зразках 12X18H10T - плівки темніші. Характерно те, що при огляді у всіх випадках візуально не спостерігалось слідів руйнувань, відшарування і розтріскування плівок.

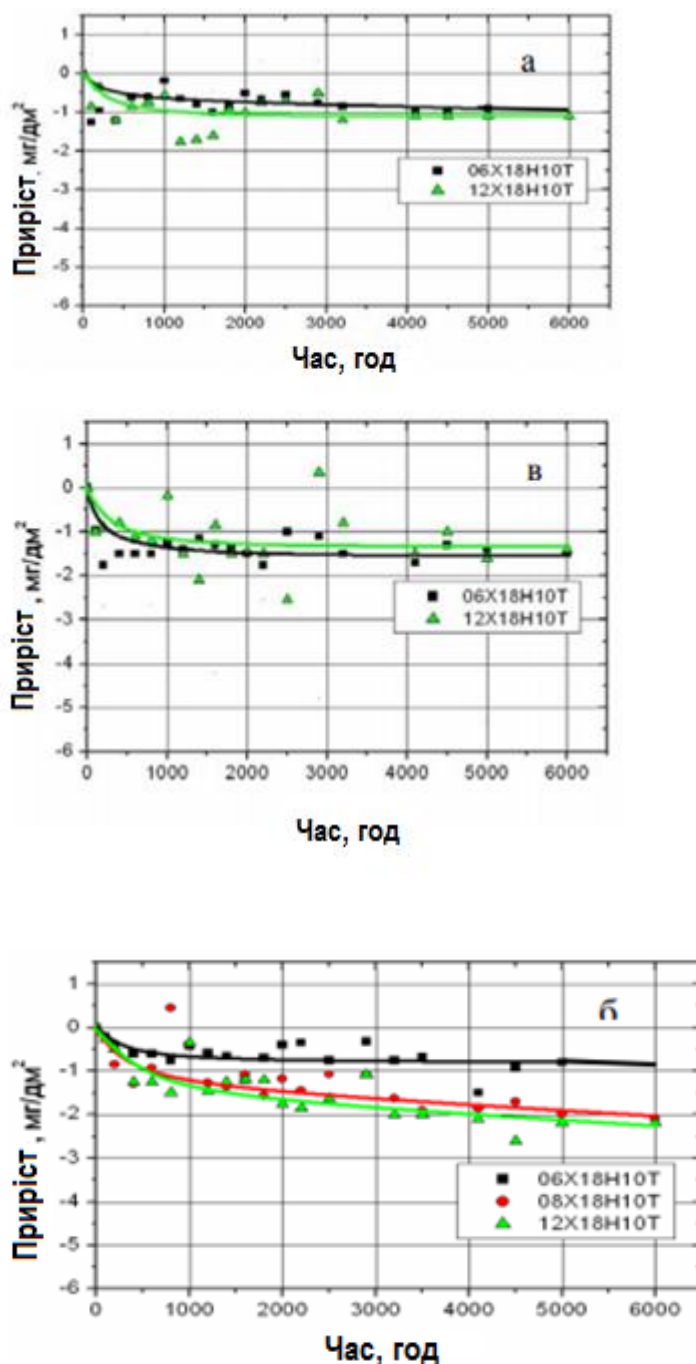


Рис. 2.3 – Зміни маси зразків нержавіючих сталей в залежності від часу випробувань їх у водному середовищі складу теплоносія ВВЕР з різними показниками рН при температурі 350 ° С і тиску середовища 16,5 МПа

(а – рН=5,0; б – рН=7, 2; в – рН=10,0)

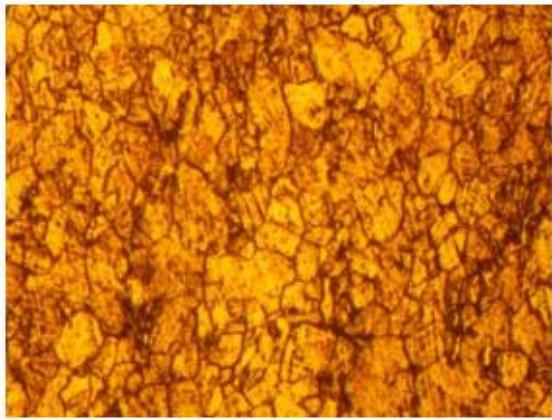


Рис.2.4 – Зовнішній вигляд зразків сталей 06X18H10T (а), 08X18H10T (б), 12X18H10T (в) після випробувань протягом 6000 год при температурі 350 ° С у воді з рН=7,2

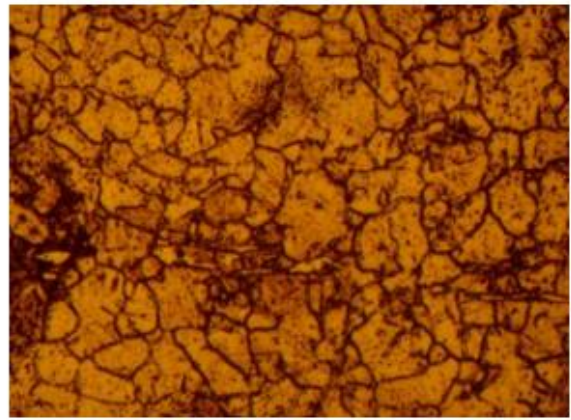
2.1.4 Структурні дослідження

З метою вивчення структурного стану оксидних плівок на сталях 08X18H10T і 12X18H10T були виготовлені металографічні шліфи і окислені в тих же умовах, що і при корозійних випробуваннях зразків. Сталь 08X18H10T в стані до випробувань мала досить однорідну за розмірами зерна багатогранної структури, з розширеними травленням межами зерен (травитель - водний 10% -й розчин щавлевої кислоти) (рис. 2.5).

Крупних включень в тілі зерна і виділень на кордонах зерен не спостерігали. Зразки 12X18H10T мали аналогічну зерен структуру, але на кордонах зерен спостерігалася велика кількість виділень. Після випробувань протягом 300 ч структура стали змінилася незначно. Корозійні плівки виявилися надзвичайно тонкими, практично прозорими. У деяких місцях спостерігалися острівці утворень нещільних продуктів, які могли легко віддалятися.



а



б

Рис.2.5 – Структура сталі 08X18N10T до і після витримки в автоклаві в водному середовищі типу теплоносія ВВЕР при температурі 350 ° С (Р = 16,5 МПа) протягом 300 ч: а - в початковому стані до випробувань; б - після корозійних випробувань

На сталі 12X18N10T оксидні плівки мали більш темний вигляд і більшу кількість темних острівців пухкої плівки. Ці спостереження говорять про слабкості утворення на сталях корозійних плівок, про їх надзвичайно малій товщині і про те, що, можливо, такі плівки, хоча і утворюються на поверхні сталевих зразків, але вони частково розчиняються в процесі випробувань. Цим, мабуть, пояснюється спад маси зразків під час корозійних випробувань. На деяких зразках після зважувань методом скануючої електронної мікроскопії (SEM) проведено дослідження стану поверхні оксидних плівок після тривалих випробувань. Дослідження показали, що на початкових стадіях окислення (час витримки до 75 год) на зернах формується тонка нерівномірна оксидна плівка. На поверхні оксидної плівки видно хаотично-орієнтовані лусочки і голчасті кристалічні утворення довжиною до 4 мкм і шириною ~ 0,3 мкм.

Подальша витримка зразків в тих же умовах призводить до наростання плівки. Розчинення оксидної плівки, ймовірно, відбувається по всій поверхні з утворенням округлих ямок. Разом з розчиненими шарами окисної плівки йдуть і голчасті кристалічні виділення, що знаходилися на її поверхні. Замість них в поверхневих шарах оксидної плівки формуються інші, більш великі мікрочастинки виділення виду усіченої піраміди. При більш тривалих випробуваннях протягом 3500 год (рис.

2.6, а 1, б1, в1), 5000 год (рис. 2.6, а 2, б2, в2) поверхня оксидної плівки повністю формується і складається з рельєфного підстави і мікрокристалічних виділень на ньому із світлих кристалічних частинок. Можна відзначити незначне проявлення заглиблень виразкового характеру на плівках. Протягом всього часу випробувань, відбувається плавний спад маси зразків, що не призводить до різкої зміни виду поверхні оксидного шару.

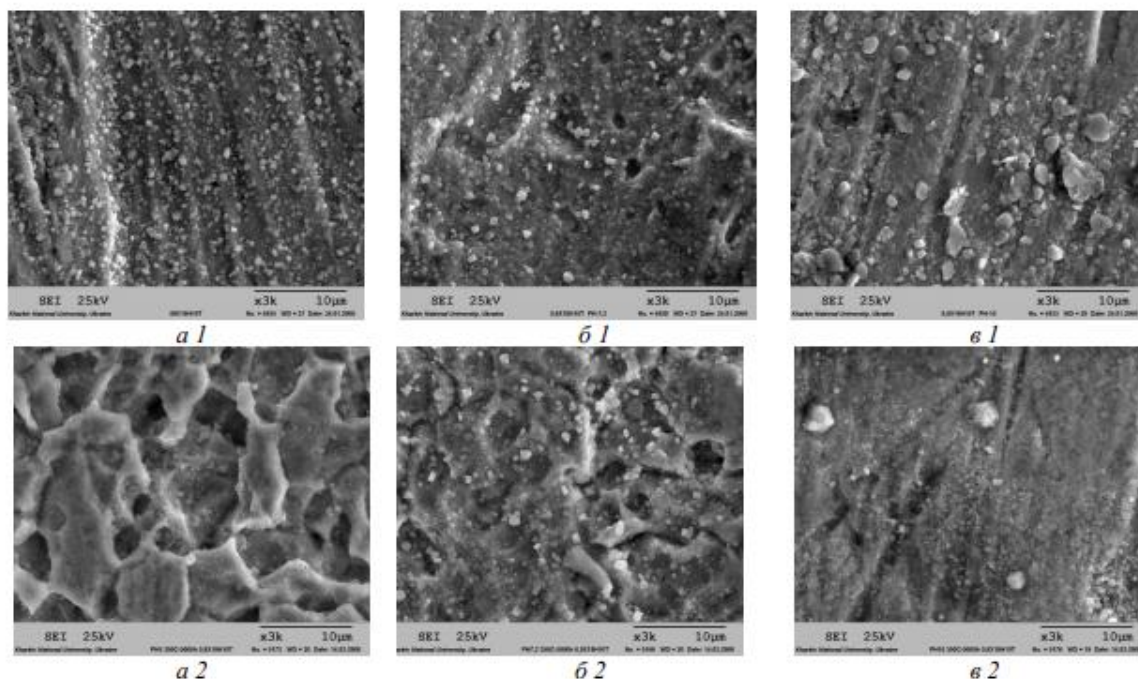


Рис. 2.6. – Поверхня зразків сталі 08X18N10Т при окисленні при температурі 350 ° С, тиску 16,5 МПа в середовищі складу 1 (а), складу 2 (б) і складу 3 (в) протягом: а1, б1, в1 – 3500 год; а2, б2, в2 – 5000 год

2.2 Особливості водно-хімічного режиму 1-го контуру

Вода, що циркулює в 1-му контурі, повинна відповідати нормам водно-хімічного режиму. Вибір цих норм диктується в першу чергу необхідністю забезпечення корозійної стійкості конструкційних елементів 1-го контуру реактора. Не менш важлива вимога - відсутність значних відкладень продуктів корозії на ТВЕЛах, трубках парогенераторів та іншому обладнанні контуру. Накопичення відкладень на оболонках твелів може привести до погіршення тепловідведення і

неприпустимого перегріву ядерного палива. Крім того, вони знижують коефіцієнт розмноження і зменшують глибину вигорання ядерного палива [16].

Продукти корозії, що потрапили в теплоносій, проходячи через активну зону і надалі відкладаються на внутрішніх поверхнях 1-го контуру, що знаходяться поза активної зони. Радіоактивне забруднення внутрішніх поверхонь обладнання 1-го контуру ускладнює проведення ремонтних робіт і призводить до необхідності виконання дорогої дезактивації. Корозійні відкладення на трубках парогенераторів погіршують тепловідвід від 1-го контуру з відповідним зниженням паропродуктивності або підвищенням середньої температури 1-го контуру. З вищевикладеного очевидно, що концентрація продуктів корозії у воді 1-го контуру повинна бути строго обмежена.

Під впливом нейтронного і γ -випромінювання в воді 1-го контуру протікають хімічні реакції, які накладають додаткові вимоги до водно-хімічного режиму. При уповільненні нейтронів у воді відбувається розрив первинних зв'язків молекул води і утворення вільного кисню. Аналогічну дію має α - і β -випромінювання. Радіолітичного розкладання води, що протікає по реакції $2\text{H}_2\text{O} \rightleftharpoons 2\text{H}_2 + \text{O}_2$ можна зупинити, тобто утворенні радикали можуть рекомбінувати. Оборотної реакції обмежує накопичення вільного кисню в теплоносії 1-го контуру, однак без прийняття спеціальних заходів кількість його, особливо при наявності в теплоносії домішок, може перевищити допустиму межу, що визначається безпечною швидкістю корозії. Окрім кисню негативне корозійний вплив на матеріали реакторної установки надають хлористі і фтористі сполуки, що потрапляють в 1-й контур з підпиточною водою. Допустима кількість вільного кисню, хлор- і фтор-іонів в воді визначається корозійну стійкість матеріалів 1-го контуру. Додаткові вимоги за водно-хімічним режимом ВВЕР накладаються при компенсації надлишкової радіоактивності рідким поглиначем нейтронів - борною кислотою.

Борна кислота має цілу низку важливих переваг у порівнянні з іншими розчинними у воді поглиначами нейтронів - «нейтронними отрутами»: борна кислота добре розчиняється у воді і її розчинність зростає з підвищенням температури; вона практично не реагує з матеріалами 1-го контуру, причому її інертність зростає з

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		28

підвищенням температури; вона не відкладається і не дає з'єднань, здатних відкладатися на внутрішніх поверхнях конструкційних елементів реакторної установки. Разом з тим борна кислота має і певні недоліки, що призводять до необхідності коригування водного режиму. Наявність борної кислоти в 1-му контурі призводить до зменшення рН теплоносія і пов'язаного з цим зростання корозійних відкладень на ТВЕЛлах. Крім того, борна кислота ускладнює очистку теплоносія від деяких домішок, наприклад хлоридів.

Для збільшення рН при регулюванні радіоактивності борною кислотою в теплоносії реактора дозують лугу (як правило, гідрат окису калію). Однак при розрахунку кількості додається лугу необхідно враховувати, що в процесі роботи реактора в теплоносії 1-го контуру накопичується ізотоп ^7Li , що веде до підвищення рН теплоносія.

Таким чином, нормальний водно-хімічний режим ВВЕР може бути забезпечений за таких умов:

- 1) при підтримці рН теплоносія в оптимальних межах(6,0-7,8);
- 2) при обмеженні концентрації вільного кисню, хлорид і фторид-іонів в теплоносії 1-го контуру;
- 3) при ефективному видаленні продуктів корозії та інших домішок з теплоносія 1-го контуру.

2.3 Способи регулювання якості води 1-го контуру

Одне з головних умов зменшення корозії конструкційних матеріалів - обмеження змісту вільного кисню в теплоносії 1-го контуру. Зсув рівноваги в реакції $2\text{H}_2\text{O} \rightleftharpoons 2\text{H}_2 + \text{O}_2$ в бік утворення води досягається створенням в 1-му контурі надлишкової концентрації водню. Це завдання може бути вирішена декількома шляхами. Зокрема, теплоносії, що надходить для підживлення 1-го контуру, можна насичувати вільним воднем приблизно до концентрації 40 мл / кг при нормальних умовах [17]. Однак введення вільного водню в контур - операція технологічно незручна, особливо при використанні водоочисних установок високого тиску. Значно простіше отримувати водень безпосередньо в контурі радіаційним розкладанням аміаку:

-					Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата	НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
											29



При цьому і сам аміак теж може вступати в реакцію з киснем з утворенням азоту, води, нітриту і нітрат-іонів; останні відновлюються при надлишку аміаку або водню до азоту і води.

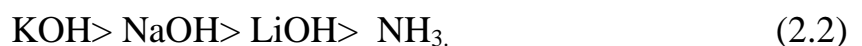
Концентрацію вільного кисню в теплоносії 1-го контуру знижують введенням в теплоносій гідразину $\text{N}_2\text{H}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$.

При роботі реактора на потужності гідразин швидко розпадається на N_2 , H_2 і NH_3 , проте навіть за короткий проміжок часу перебування в контурі гідразин дозволяє знизити концентрацію H_2 потрапив в контур кисню за рахунок його сполуки з воднем до дуже низьких значень. Введення гідразину в теплоносій особливо доцільно при попаданні в контур великої кількості кисню, наприклад при роботі на відкритому реакторі.

Не менш важливим є питання про вибір і методи підтримки оптимального значення рН теплоносія. Підвищення рН дозволяє знизити швидкість корозії нержавіючої та вуглецевої сталі і зменшити надходження продуктів корозії в теплоносій. Однак є відомості [17], що при високих значеннях рН (вище 10) прискорюється корозія цирконієвих сплавів. В даний час практично на всіх енергетичних реакторах типу ВВЕР для отримання необхідного рН теплоносія застосовують штучне коригування водного режиму. Для підвищення рН у контурну воду додають лугу (KOH , LiOH) і аміак.

Збільшення рН введенням лугів підвищує розчинність продуктів корозії і в першу чергу найбільш характерного для 1-го контуру магнетиту Fe_3O_4 . Розчинність Fe_3O_4 в нейтральній, кислої і дуже слаболужному середовищах зменшується з підвищенням температури, що створює умови для несприятливого перенесення продуктів корозії і їх відкладення на найбільш гарячих ділянках контура, тобто на оболонках ТВЕЛів. Зі збільшенням концентрації лугу процес йде у зворотному напрямку, що краще.

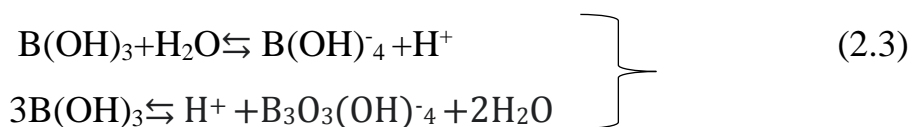
За своєю агресивністю лугу розташовуються в наступний ряд:



-									Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата	НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05				30

Тому аміачний водний режим найбільш безпечний відносно корозії оболонок твелів із сплавів цирконію. Однак аміак як регулятор рН теплоносія володіє й істотним недоліком. При високій температурі (близько 300 ° С) основні властивості аміаку слабшають. Для підтримки необхідного рН при роботі реактора на потужності потрібні дуже високі концентрації аміаку (до 0,1 г / кг і вище), що практично недосяжно. Крім того, збільшення рівноважної концентрації водню, викликане радіолітичним розкладанням аміаку, небезпечно через можливе радіаційно-водневої крихкості корпусної сталі.

З іншого боку, при високій температурі кислотні властивості борної кислоти, що додається в теплоносій для регулювання рівня радіоактивності, погіршуються, що пов'язано зі зменшенням ступеня дисоціації борної кислоти і концентрації водневих іонів, що утворюються в результаті реакції дисоціації:

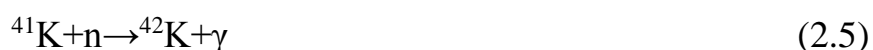


Слабка кислотність борної кислоти може бути нейтралізована невеликими добавками їдких лугів.

При виборі підходящої лугу для ВВЕР зупинилися на КОН. Застосування NaOH відпало в зв'язку з сильною активацією в реакторі і збільшенням активності теплоносія за рахунок розпаду порівняно короткоживучого ізотопу ^{24}Na . При використанні LiOH з ізотопу ^6Li , що міститься в природному літії в кількості 7,5%, утворюється тритій по реакції :



Калій також активується нейтронами і утворює радіоактивний ізотоп ^{42}K по реакції :



з періодом напіврозпаду 12,36 ч. Однак активність ^{42}K в теплоносії невелика, так як вміст ізотопу ^{41}K в природному калії становить всього 6,41%. При регулюванні рН теплоносія їдкими лугами необхідно враховувати, що згідно з літературними даними [18] високі концентрації лугу можуть призвести до корозійного розтріскування

нержавіючої сталі. Тому для стабілізації концентрації КОН на невеликому постійному рівні в теплоносії додають аміак.

Аміачно-калієвий режим дозволяє дуже зручно нейтралізувати вплив борної кислоти. При роботі реактора на потужності і при високій температурі теплоносія, коли ступінь дисоціації борної кислоти незначна, мала також дисоціація гідроксиду аміаку. Основним нейтралізуючим агентом в цих умовах є гідроокис калію. При низькій температурі теплоносія посилення основних властивостей аміаку дозволяє підтримувати необхідні корозійно-безпечні значення рН без додаткового збільшення концентрації їдкового калі. Катіонітові фільтри в цьому режимі працюють в змішаній K^+ - NH_4 формі, і концентрація калію в теплоносії стабільно підтримується іонообмінною рівновагою:

$$\frac{[K^+]_T [NH_4^+]_{CM}}{[NH_4^+]_T [K^+]_{CM}} = K \quad (2.6)$$

де індекси «Т» і «см» відносяться до концентрації відповідних іонів в теплоносії. Коефіцієнт рівноваги K , званий також коефіцієнтом розподілу або вибірковості, залежить від якості іоніта і розчину, від температури і концентрації розчину і від кількісного співвідношення взаємодіючих іонів. На практиці оптимальна концентрація іонітів (в K^+ та NH_4 формах) створюється в процесі роботи фільтру.

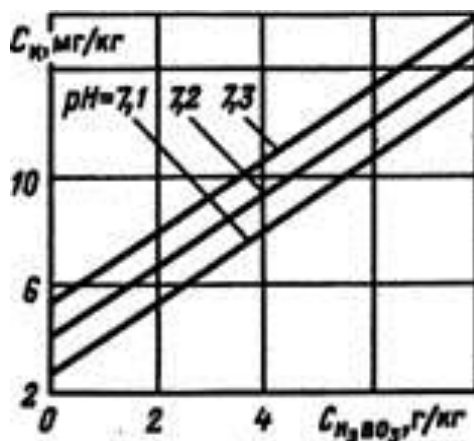


Рис. 2.7 – Графік для визначення вмісту калію в теплоносії в залежності від концентрації борної кислоти при робочій температурі теплоносія 260 °С при різних значеннях рН

Спочатку катіоніт перекладається в амонійну форму шляхом поглинання з теплоносія надлишку аміаку, концентрація якого при зупинці на перевантаження палива доводиться до 100 - 200 мг / кг. Потім після виходу на потужність в теплоносії дозується луга. Встановлення рівноваги за калієм між фільтром і водою 1-го контуру закінчується приблизно через добу після введення луку. Після досягнення необхідної стійкої концентрації калію у воді 1-го контуру введення їдкого калі припиняється, і надалі в контур вводиться тільки аміак.

Стабільна концентрація калію в теплоносії досягається стійким утриманням його в катіонітових фільтрах, які працюють в аміачно-калієвій формі. У калієву форму перекладається приблизно 10% катіоніта, що при загальній місткості фільтра 1 м³ відповідає 100 л. При повній ємності катіоніту КУ-2-8, рівною 2,0 г-екв/л, для цього необхідно 170-200 г-екв їдкого калі (або 10 - 11 кг). Для розрахунку концентрації калію, що підтримує необхідне значення рН (7,1-7,3 при робочій температурі), в залежності від концентрації борної кислоти використовується методика [19] (рис. 2.7). При необхідності збільшення концентрації калію його витісняють з катіонітового фільтра додатковим введенням аміаку.

За графіками типу (рис. 2.7) враховують зміст в теплоносії домішок натрію і літію. Попадання натрію в 1-й контур малоімовірно, і зміст його в теплоносії, як правило, незначно. Що ж стосується літію, то присутність його в теплоносії при регулюванні борною кислотою неминуче. За кампанію ВВЕР-440 в 1-му контурі накопичується приблизно 800 г 7Li . Якби весь накопичений літій залишався у воді, то його концентрація склала 4 мг/кг. Фактична ж середня концентрація літію приблизно в 10 разів менше. Це свідчить про те, що основна маса Li сорбується на катіонітових фільтрах [20]. Оскільки літій хімічно активніший, ніж калій, його вплив на рН теплоносія необхідно враховувати, відповідно зменшуючи концентрацію КОН. літературі є відомості (див. [20]), що літєва луг більш сприятлива в корозійному відношенні, ніж калієва.

2.5 Висновки за розділом

У ході виконання робіт проведено аналіз опублікованої інформації про процеси корозії в першому контурі реакторів типів PWR і ВВЕР і про вплив на ці процеси змін Водохімічного режиму теплоносія. Показано, що в результаті відхилень від нормованих показників ВХР можуть змінюватися характеристики процесів корозії матеріалів всього 1-го контуру, а на поверхні твелів можливі відкладення продуктів корозії, що може викликати локальні перегріву твелів, збільшене локальне гідрування і окислення. Підвищене зростання оксидних шарів на поверхні здатні приводити до перегріву оболонок твелів, викликати інтенсифікацію корозійних процесів на кордоні оболонок з таблетками UO_2 . Термомеханічні напруги на цих ділянках можуть призводити до корозійного розтріскування оболонок твелів. Найменшою мірою корозійні явища спостерігаються в водо-водяних реакторах типу ВВЕР внаслідок використання більш корозійностійких конструкційних матеріалів першого контуру і оптимального підбору ВХР. Це забезпечує більш сприятливі умови для експлуатації обладнання 1-го контуру. Водно-хімічні режими на українських АЕС підтримуються в межах нормативних вимог. Проаналізовано результати лабораторних досліджень для розрахунку кінетики корозії штатного сплаву E110 (Zr+1%Nb) для оболонок ТВЕЛів реактора ВВЕР-1000 в широкому діапазоні зміни концентрації добавок в теплоносії і значення рН-складу. Як показали дослідження, підвищення значень рН від 7,2 до 10,0 прискорює кінетику корозії цього сплаву. Для визначення подальших змін в кінетиці і складі оксидних плівок при такому режимі випробування дослідження будуть продовжені. Випробування виявили схильність досліджуваних сталей типу X18H10T до корозії зі зменшенням маси. Механізм корозії і виносу продуктів корозії сталей X18H10T в умовах ВВЕР, як нам здається, вивчений недостатньо. У літературі вказується значення швидкості корозії сталей типу X18H10T, проте не уточнюється, яка схема корозійного процесу: приріст це, спад маси або змішаний процес. Наші дослідження показали, що при корозії сталей відбувається утворення оксидних плівок і їх розчинення. Як показало мікроскопічне вивчення, відколювання чи відшарування утворилися оксидних шарів не відбувається. Оскільки іншого потоку води, крім слабого конвекційного, в автоклаві не існує, то

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		35

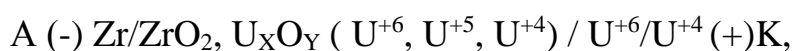
струминного змиву, як в реакторі, теж не може бути. Значить, можна припускати, що втрата маси пов'язана з частковим розчиненням оксиду в корозійному середовищі. Вид корозійних шарів в електронному мікроскопі підтверджує таку точку зору. Необхідно також відзначити, що відмінності в ступені корозії різних типів аустенітних сталей при випробуваннях протягом відносно нетривалого часу поки не було чітко виражено.

Підводячи підсумки аналітичних і експериментальних досліджень, можна сказати, що за період експлуатації реакторів ВВЕР в Росії і Україні створена нормативна база, яка регламентує ВХР реакторів типу ВВЕР-1000, яка дозволяє атомним станціям успішно і стабільно працювати вже протягом багатьох років. Однак у зв'язку з тривалою роботою обладнання, постійним його контактом з корозійної середовищем в умовах нейтронного опромінення в структурі і властивостях конструкційних сплавів відбуваються зміни, що призводять до деякої деградації стану поверхні сталей. Необхідність обґрунтування продовження термінів експлуатації станцій настійно вимагає проведення комплексу робіт зі збирання, накопичення та обробки даних, що надходять з українських і зарубіжних АЕС з реакторами ВВЕР-1000, а також, можливо, і розробки додаткових підходів до нормування ВХР. Цьому питанню можуть бути присвячені наступні роботи.

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		36

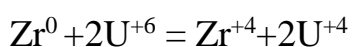
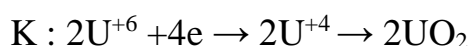
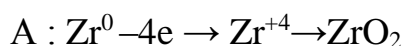
Внаслідок цього утворюється ZrO_2 - оксидна плівка, товщина якої приблизно 6 – 10 мкм. Цей примітивний механізм має право на розгляд, оскільки кисень після радіолізу води володіє великою активністю. Він має малий період життя, але активність його настільки велика, що цього часу буде досить, щоб проникнути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

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 твердофазного короткозамкнутого гальванічного елемента, електрохімічний ланцюг якого має такий вигляд:



при цьому протікає твердофазна реакція між оксидами $U(6)$ і Zr^0 .

Напівреакції на електродах можуть бути записані таким чином, за умови, що $E_{Zr^0/Zr^{+4}}^0 \ll E_{U^{+6}/U^{+4}}^0$



Ймовірна струмоутворююча первинна реакція короткозамкнутого корозійного гальванічного елемента всередині ТВЕЛа відповідає електричного та матеріального балансів.

В результаті запропонованої гіпотези про можливі взаємодії між оксидами Урана і Цирконію утворюється подвійні або потрійні змішані оксидні сполуки різного типу, наприклад $nZrO_2$, mUO_2 і тд.

Отже, із внутрішньої сторони, там де контактує таблетка ядерного палива, в місцях, де проник кисень, відбулось окислення. Потенціал всієї внутрішньої поверхні став відрізнятися, оскільки цілком реально, що в деяких місцях могло не вистачити кисню для окиснення цирконію. В цих умовах виникає ЕРС внутрішнього корозійного термоелемента, який викликає подальший корозійний процес. Все це відбувається в твердофазовому вигляді.

Плівки ZrO_2 на внутрішній оболонці твелу не погіршують його працездатність, і навіть можуть надати сприятливу захисну дію від продуктів розподілу палива В

умовах зміни потужності, зміни температурного режиму, зменшення пластичності поверхневих шарів, насичення киснем може мати негативні наслідки для стійкості оболонок ТВЕЛів. Однак це питання потребує подальшого дослідження.

З урахуванням вищесказаного, конструкційні матеріали ядерних реакторів повинні мати: високу механічну міцність, фізико-хімічний захист від різних видів корозії, які забезпечують мінімальну дифузію радіаційно активного O_2 в матеріали основного обладнання реактора, а також АЕС в цілому.

3.3 Вплив корозії на техніко-експлуатаційний режим і робочий ресурс ТВЕЛів

Корозія має великий вплив на матеріали ТВЕЛів. Досвід експлуатації енергетичних реакторів показує, що розтріскування, яке починається на зовнішній стінці цирконієвих оболонок ТВЕЛів, можуть призвести до руйнування внутрішньої стінці ТВЕЛів в реакторах, що в свою чергу може призвести до руйнування всього реактора, що потягне за собою аварію світового масштабу [24]. Тому у роботі запропоновано схему механізму руйнування Zr сплавів ТВЕЛів із внутрішньої сторони. Ця пропозиція значно підвищує можливу корозію внутрішньої поверхні ТВЕЛів, а отже значно знижує ступінь виникнення аварійної ситуації на реакторі.

3.4 Експериментальне визначення втрати цирконію

Моделі корозійних процесів на стінці ТВЕЛів проведені на прикладі розрахунків втрати Zr на зовнішній поверхні ТВЕЛів.

Експериментальне визначення природи і кількості продуктів радіолізу проводиться за допомогою різних фізико-хімічних методів, серед яких найважливішими являються метод імпульсного радіолізу і метод електронного парамагнітного резонансу, що дозволяє досліджувати вільні радикали; широко застосовуються також різні хімічні методи, наприклад метод, заснований на визначенні співвідношення компонентів в окисно-відновних системах. Хімічні перетворення речовин, розчинених у воді, яка піддається дії опромінення, обумовлені, в першу чергу, взаємодією цих речовин з продуктами радіолізу води.

При опроміненні концентрованих водних розчинів хімічні перетворення розчинених речовин являються наслідком не тільки взаємодії цих речовин з продуктами радіолізу води, але і безпосередньо впливу випромінювання .

До речовин, що використовуються в енергетичних реакторах як теплоносії, пред'являється 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 .

Виходячи з рівняння матеріального балансу, враховуючи радіоліз води в ядерному реакторі, його продукти та тактико-технічні характеристики, було запропоновано теоретично розрахувати зменшення товщини стінки ТВЕЛУ при нормальних умовах експлуатації, протягом 460 діб.

З метою визначення зміни товщини стінки ТВЕЛУ за нормальних умов експлуатації теоретично проведено математичні розрахунки на основі експериментальних та довідникових даних.

Під час розрахунків використані наступні дані та запроваджено позначення:

Експериментальне значення приросту:

$$\text{ZrO}_2, V_{\text{кор}}^{\text{Zr}} = 240 \text{ мг/дм}^2 \text{ за } 5500 \text{ годин (230 діб)}.$$

$$V_{\text{кор}}^{\text{Zr}} \rightarrow \text{ZrO}_2 \text{ за } 1 \text{ добу} = 240 \text{ мг/дм}^2 / 230 \text{ діб} = 1,04 \text{ мг/дм}^2 \text{ на добу}$$

Розрахунок активної поверхні Zr в ТВЕЛах

$$\sum S_{\text{ТВЕЛ}} = S_{\text{ТВЕЛ}} * N_{\text{ТВЕЛ}} \quad (3.1)$$

Активна поверхня одного ТВЕЛУ

$$S_{\text{ТВЕЛ}}^{\text{роб}} = 0,91 \text{ см} * \Pi = 2,6 \text{ см} * 353 \text{ см} = 917 \text{ см}^2$$

Активна поверхня ТВЕЛів

$$S_{\text{ТВЕЛ}}^{\text{роб}} = 917 \text{ см}^2 * 50856 = 46634952 \text{ см}^2 = 466349,52 \text{ дм}^2$$

Розраховуємо кількість ZrO₂ на всіх ТВЕЛах за добу:

$$V_{\text{ZrO}_2} = S * V_{\text{кор}}^{\text{Zr}} = (466349 \text{ дм}^2 * 1 \text{ мг/дм}^2 \text{ на добу}) = 466,349 \text{ мг/добу}$$

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		41

За добу з усіх ТВЕЛів в ZrO_2 , переходить 466,352 мг Zr

Виходячи з запитів потужності АЕС, для подальшого розрахунку, за середній часовий цикл повного відпрацювання ТВЕЛУ було взято 460 діб.

Розракуємо кількість ZrO_2 , на всіх ТВЕЛах за 460 діб:

$$V_{ZrO_2} = S * V_{Zr_{кор}} = (466,349 \text{ дм}^2 * 460 \text{ діб}) = 214 521 \text{ г } ZrO_2$$

Для розрахунку втрат чистого цирконію скористаємось пропорцією:

$$M(ZrO_2) = 91+32 = 123 \text{ г/моль}$$

$$\text{в } 123 \text{ г } (ZrO_2) \text{ — } 91 \text{ г } Zr$$

$$214521 \text{ г } (ZrO_2) \text{ — } X$$

$$X = (214521 * 91) / 123 = 158700 \text{ г} = 158,7 \text{ кг } Zr$$

За період повного відпрацювання ТВЕЛів в реакторі в оксид цирконію переходить приблизно 158,7 кг чистого цирконію.

Розракуємо загальне зменшення товщини стінки ТВЕЛУ через корозію. В розрахунку на 460діб.

Загальна маса окисленого цирконію за 460 діб $m_{Zr} = 158,7 \text{ кг}$

З довідника загальна площа ТВЕЛів $S_{заг}^{Zr} 4818836 \text{ см}^2$, густина $d_{Zr} = 6,5 \text{ г/см}^3$

$$V_{Zr} = m_{Zr} / d_{Zr} = 158700 \text{ г } / 6,5 \text{ г/см}^3 = 24415,38 \text{ см}^3$$

$$\Delta h = V_{Zr} / S_{заг}^{Zr} = 24415,38 \text{ см}^3 / 4818836 \text{ см}^2 = 0,000506 \text{ см} = 5,1 \mu\text{м}$$

Вище було розраховано масу чистого цирконію в його оксиді $m_{Zr} = 158,7 \text{ кг}$.

Кількість $Zr(OH)_n$, що переходить в розчин теплоносію за 460 діб за умовної концентрації

Як іонів = 0,5г/л.

$$M^{4+}_{Zr} = C * V_{H_2O} = 0,5 * 100 * 10^3 \text{ л} = 50 \text{ кг } Zr^{4+} (Zr^0)$$

Розракуємо сумарну кількість Zr в ZrO_2 , в теплоносії

$$\Sigma m = 158,7 + 50 = 208,7 \text{ кг}$$

Загальна поверхня ТВЕЛів при повному завантаженні реактора = 466349 дм^2 .

Виходячи з густини цирконію та його сумарної кількості, яка переходить в теплоносії розракуємо загальну площу поверхні:

$$V_{поверх}^{Zr} = \Sigma m / \rho = 208700 \text{ г} / 6,5 \text{ г/см}^3 = 32108 \text{ см}^3$$

-						НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата			42

Розрахуємо товщину цирконію, що перейшов в теплоносій, виходячи з загальної площі поверхні втраченого цирконію і загальної площі всіх ТВЕЛів при повному завантаженні реактора:

$$h^{\text{втрат}} = V/S = 32108 \text{ см}^3 / 46634900 \text{ см}^2 = 0,00069 \text{ см} = 6,9 \text{ мкм} = 7$$

мкм

За довідником, стінка ТВЕЛУ $h_0 = 650$ мкм.

Розрахуємо втрати товщини у відсотках

$$h^{\text{втрат}}_{Zr} = (7 * 10^0) / 650 = 1,08\%$$

Загальне зменшення товщини стінки при окремому розрахунку

$$\sum \Delta h = h^{\text{втрат}}_{Zr} + \Delta h \quad (3.2)$$

$h^{\text{втрат}}$ – зменшення товщини стінки виходячи з m_{ZrO_2}

Δh = зменшення товщини стінки по кількості Zr в теплоносії

$$\sum \Delta h = 5,1 + 1,6 = 6,7 \text{ мкм}$$

Зменшення товщини стінки від загальної товщини ТВЕЛУ = $(6,7 * 100) / 650 = 1,03\%$

Виходячи з результатів даних розрахунків втрати Zr за рахунок корозії для підняття міцності та уникнення можливої НС у роботі пропонується збільшити товщину стінки ТВЕЛів на $7-10 * 10^{-3}$ м, що дає можливість суттєво (на 400-450 діб) продовжити роботу реактора, без можливого виходу в режим НС.

В рамках загального огляду отриманих в 3-му розділі результатів. У ході виконання робіт проведено аналіз опублікованої інформації про процеси корозії в першому контурі реакторів типів PWR і ВВЕР і про вплив на ці процеси змін водохімічного режиму теплоносія. Розглянуто стан атомної енергетики України, будова та конструкційні особливості реактору ВВЕР100. Проаналізовано механізми зовнішньої та внутрішньої корозії ТВЕЛів та їх вплив на техніко-експлуатаційний режим і робочий ресурс ТВЕЛів в результаті прояву різних видів корозії (рівномірна, нодульная, фреттинг-корозія оболонок твелів, а також випадки дебрізних руйнувань і SILC-корозії).

На основі існуючих в літературі експериментальних даних визначили природу і кількість продуктів радіолізу, отриманих за допомогою різних фізико-хімічних методів.

Показано, що в результаті відхилень від нормованих показників ВХР можуть змінюватися характеристики процесів корозії матеріалів всього 1-го контуру, а на поверхні твелів можливі відкладення продуктів корозії, що може викликати локальні перегріву твелів, збільшене локальне гідрування і окислення. Підвищене зростання оксидних шарів на поверхні здатне приводити до перегріву оболонок твелів, викликати зародження і послідовну інтенсифікацію корозійних процесів на кордоні оболонок з таблетками UO_2 . Термомеханічні напруги на цих ділянках можуть призводити до корозійного розтріскування оболонок ТВЕЛів. Найменшою мірою корозійні явища спостерігаються в водо-водяних реакторах типу ВВЕР внаслідок використання більш корозійностійких конструкційних матеріалів першого контуру і оптимального підбору ВХР. Це забезпечує більш сприятливі умови для експлуатації обладнання 1-го контуру. Водно-хімічні режими на українських АЕС підтримуються в межах нормативних вимог. Результати лабораторного дослідження кінетики корозії штатного сплаву E110 (Zr+1% Nb) для оболонок твелів реактора ВВЕР-1000 в широкому діапазоні зміни концентрації добавок в теплоносії і значення рН-складу. Показали, що підвищення значення рН від 7,2 до 10,0 прискорює кінетику корозії цього сплаву. Хоча це прискорення невелике, тому для визначення подальших змін в кінетиці і складі оксидних плівок при такому режимі випробування дослідження будуть продовжені. Випробування виявили схильність досліджуваних сталей типу X18H10T до корозії зі зменшенням маси. Механізм корозії і виносу продуктів корозії стали X18H10T в умовах ВВЕР, як нам здається, вивчений недостатньо. У літературі вказується значення швидкості корозії сталей типу X18H10T, проте не уточнюється, яка схема корозійного процесу: приріст це, спад маси або змішаний процес. В залежності від умов експеримента при корозії сталей відбувається утворення оксидних плівок і їх розчинення. Як показало мікроскопічне вивчення, відколювання чи відшарування утворилися оксидних шарів не відбувається. Оскільки іншого потоку води, крім слабого конвекційного, в автоклаві не існує, то струминного

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		44

змиву, як в реакторі, теж не може бути. Значить, можна припускати, що втрата маси пов'язана з частковим розчиненням оксиду в корозійному середовищі. Вид корозійних шарів в електронному мікроскопі підтверджує таку точку зору. Необхідно також відзначити, що відмінності в ступені корозії різних типів аустенітних сталей при випробуваннях протягом відносно нетривалого часу поки не було чітко виражено.

Підводячи підсумки аналітичних і експериментальних досліджень, можна сказати, що за період експлуатації реакторів ВВЕР в Росії і Україні створена нормативна база, яка регламентує ВХР реакторів типу ВВЕР-1000, яка дозволяє атомним станціям успішно і стабільно працювати вже протягом багатьох років. Однак у зв'язку з тривалою роботою обладнання, постійним його контактом з корозійною середовищем в умовах нейтронного опромінення в структурі і властивостях конструкційних сплавів відбуваються зміни, що призводять до деякої деградації стану поверхні сталей. Необхідність обґрунтування продовження термінів експлуатації станцій настійно вимагає проведення комплексу робіт зі збирання, накопичення та обробки даних, що надходять з українських і зарубіжних АЕС з реакторами ВВЕР-1000, а також, можливо, і розробки додаткових підходів до нормування ВХР. Цьому питанню можуть бути присвячені наступні роботи.

3.5. Висновки за розділом

1. На основі даних проведений фізико-хімічний аналіз радіаційного розкладу урану – 238 висказанні представлення про можливий вплив продуктів його розпаду та склад ВХР на корозійний стан сплавів цирконію, а також фактори корозійного порушення сталей.
2. Показано, що небезпечним фактором виникнення аварії на атомном реакторі в реакційній зоні першого контуру теплоносія.
3. Термодинамічно обґрунтовано явище корозії ТВЕЛУ на внутрішній стінці, яке утворюється за рахунок формування корозійного короткозамкнутого гальванічного елемента твердофазного типу, корозія на зовнішній та внутрішній стінці ТВЕЛУ може гальмувати передачу

-						НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата			45

теплової енергії теплоносію, через оболонку тепловиділяючих елементів та викликати НС на АЕС.

4. На базі даних кінетики корозійних процесів в реакційній зоні реактора розраховано зменшення товщини стінці ТВЕЛу при нормальних умовах експлуатації, протягом 460 діб. Втрати Zr за товщиною стінки складають 7 мкм або 1% від маси цирконію ТВЕЛів.

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		46

Розділ 4. ОХОРОНА ПРАЦІ

4.1 Загальні положення та визначення

Охорона праці за своєю сутністю є турботою за життя і здоров'я людей у процесі трудової діяльності, на належні, безпечні і здорові умови праці, регулює за участю відповідних органів державної влади відносини між роботодавцем і працівником з питань безпеки, гігієни праці та виробничого середовища і встановлює єдиний порядок організації охорони праці в Україні.

Право на охорону здоров'я закріплено і в Основах законодавства України про охорону здоров'я.

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 [25].

4.2 Радіаційна безпека при роботі на АЕС

Радіаційна безпека – це такий стан радіаційно-ядерного об'єкту та навколишнього середовища, який забезпечує не перевищення встановлених лімітів дози, виключає будь-яке невиправдане опромінення та сприяє зниженню доз опромінення якомога нижче за встановлені дозові ліміти настільки, на скільки це реально досяжно і економічно обґрунтовано.

Протирадіаційний захист (ПРЗ) – це комплекс нормативно-правових, організаційних, санітарно-гігієнічних, проектно-конструкторських, медичних та інших заходів, які забезпечують радіаційну безпеку персоналу, що зазнає професійного впливу ІВ та населення в цілому. Принципи, на яких базується протирадіаційний захист [26]:

- Гігієнічне нормування рівнів опромінення;
- Державний санітарний нагляд (запобіжний і поточний);
- Радіаційний контроль (державний і відомчий);
- Медичний контроль;

-							Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата	НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05		47

- Виробниче навчання та санітарна освіта;
- Використання загальних та індивідуальних засобів захисту.

Доза опромінення залежить від: часу, відстані, кількості та наявності перешкод на шляху поширення ІВ.

Для реалізації ПРЗ використовують [26]:

- захист часом;
- відстанню;
- кількістю (дозою);
- екрануванням.

На практиці вони реалізуються:

- законодавчим шляхом;
- організаційно планувальними заходами:
 - а) які спрямовані на радіаційний фактор і виробниче середовище;
 - б) заходи спрямовані на осіб, які працюють з ДІВ.

Захист часом та дозою полягає в тому, що накопичена доза прямо пропорційна тривалості опромінення, тобто в залежності від індивідуальної накопиченої дози регламентується (обмежується) час перебування в зоні опромінення. Захист часом та дозою наприкінці реалізується:

- шляхом законодавчого зменшення тривалості робочого тижня для персоналу, який працює з ДІВ;
- шляхом здійснення організаційних робіт, які забезпечують:
 - а) мінімальний час перебування в зоні випромінювання ДІВ;
 - б) мінімальний час контакту з ДІВ.

Захист відстанню - доза опромінення обернено пропорційна квадрату відстані.

Захист відстанню на практиці реалізується:

- шляхом раціонального планування приміщень;
- шляхом раціонального розташування робочих місць;
- шляхом використання різноманітних маніпуляторів та дистанційного управління ДІВ тощо.

Захист екрануванням (матеріалами) – використання матеріалів, які захищають від проникнення радіації. Захист екрануванням на практиці реалізується:

- шляхом раціонального планування приміщень з використанням захисних матеріалів;
- шляхом раціонального розташування робочих місць з використанням технічних засобів захисту;
- шляхом дотримання техніки безпеки та використання індивідуальних засобів захисту, дотримання правил особистої гігієни Також застосовують технічні засоби захисту – свинцеві кожухи на джерелах радіонуклідів, екрани, елементи конструкцій та індивідуальні засоби захисту – спеціальний одяг, взуття, рукавиці, окуляри.

4.3 Ліміти доз та допустимі рівні

Нормами радіаційної безпеки встановлюються такі категорії осіб, які зазнають опромінювання [27]:

- Категорія А (персонал) - особи, які постійно чи тимчасово працюють безпосередньо з джерелами іонізуючих випромінювань;
- Категорія Б (персонал) - особи, які безпосередньо не зайняті роботою з джерелами іонізуючих випромінювань, але, у зв'язку з розташуванням робочих місць в приміщеннях та на промислових майданчиках об'єктів з радіаційно-ядерними технологіями, можуть отримувати додаткове опромінення;
- Категорія В - все населення.

Числові значення лімітів доз встановлюються на рівнях, що виключають можливість виникнення детерміністичних ефектів опромінення і, одночасно, гарантують настільки низьку імовірність виникнення стохастичних ефектів опромінення, що вона є прийнятною як для окремих осіб, так і для суспільства в цілому.

Для осіб категорій А і Б ліміти доз встановлюються в термінах індивідуальної річної ефективної та еквівалентних доз зовнішнього опромінення (ліміти річної ефективної та еквівалентної доз). Обмеження опромінення осіб категорії В

(населення) здійснюється введенням лімітів річної ефективної та еквівалентної доз для критичних груп осіб категорії В. Останнє означає, що значення річної дози опромінення осіб, які входять в критичну групу, не повинно перевищувати ліміту дози, встановленого для категорії В.

З лімітом дози порівнюється сума ефективних доз опромінення від усіх індустріальних джерел випромінювання. До цієї суми не включають:

- дозу, яку одержують при медичному обстеженні або лікуванні;
- дозу опромінення від природних джерел випромінювання;
- дозу, що пов'язана з аварійним опроміненням населення;

дозу опромінення від техногенно-підсилених джерел природного походження.

Додатково до ліміту річної ефективної дози встановлюються ліміти річної еквівалентної дози зовнішнього опромінення окремих органів і тканин (таб.4.1):

- кришталика ока;
- шкіри;
- кистей та стоп.

Таблиця 4.1.

Ліміти дози опромінення (мЗв.рік в ступені -1)[27]

	Категорія осіб, які зазнають опромінення		
	А	Б	В
ЛДЕ (ліміт ефективної дози)	20	2	1
Ліміти еквівалентної дози зовнішнього опромінення:			
ЛДlens (для кришталика ока)	150	15	15
ЛДskin (для шкіри)	500	50	50

ЛDextrim (для кистей та стоп)	500	50	-
----------------------------------	-----	----	---

4.4 Санітарний нагляд за забезпеченням радіаційної безпеки

Державний санітарний нагляд за забезпеченням радіаційної безпеки здійснюється радіологічними підрозділами державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України.

Будь-яка юридична та фізична особа в ситуаціях опромінення працівників у рамках практичної діяльності всю документацію (інструкції, положення, програми, регламенти) щодо порядку, структури, обсягу, засобів контролю стану радіаційної безпеки узгоджує із закладами державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України.

Основою контролю стану радіаційної безпеки в умовах практичної діяльності є дозиметричний контроль на підприємстві.

Особливою формою контролю, що здійснюється в інтересах поточного санітарного нагляду, є моніторинг радіаційного стану - вимірювання активності чи випромінювання з метою вивчення, оцінки, прогнозування радіаційної ситуації, виявлення випадків порушення санітарного законодавства, розробки заходів, спрямованих на запобігання, усунення або зменшення можливого негативного впливу іонізуючого випромінювання на здоров'я людини (населення).

З метою контролю якості та обсягів здійснюваних моніторингових досліджень, організації баз даних, інформування органів виконавчої влади всіх рівнів, громадських організацій та громадян про радіаційний стан та дози опромінення населення в різних умовах їх життєдіяльності, а також з метою забезпечення своєчасного реагування на зафіксовані випадки порушення санітарного законодавства всі підприємства, установи та організації, що беруть участь у моніторингових роботах, зобов'язані надавати отримані результати вимірювань територіальним закладам державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України щомісяця за їх запитом.

У разі виявлення будь-яким учасником моніторингових робіт, включаючи відомчі служби контролю, порушень санітарного законодавства (перевищень гігієнічних регламентів) повідомлення про це повинне бути направлено до територіальних закладів державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України для оцінки ситуації, підготовки рекомендацій з покращення радіаційного стану, реалізації заходів для припинення порушень санітарного законодавства.

Необхідний рівень протирадіаційного захисту персоналу підприємств забезпечується:

- радіаційно-гігієнічними та організаційно-технічними заходами для забезпечення умов праці, що відповідають вимогам чинного законодавства України, норм радіаційної безпеки та Правил;
- обмеженням у встановленому порядку допуску до роботи з ДІВ осіб у залежності від їхнього віку, статі та стану здоров'я;
- достатністю захисних бар'єрів, включаючи фактори, що лімітують відстань до джерела і час роботи з ним;
- достатньою надійністю і безвідмовністю конструкцій, механізмів, інших засобів та систем, що забезпечують низькі проектні рівні ймовірності критичних подій, щодо джерел потенційно опромінюючих;
- системою підготовки і підтримки досить високої кваліфікації персоналу і дотриманням правил роботи з джерелом;
- забезпеченням персоналу лікувально-профілактичними засобами захисту від опромінення;
- організацією системи інформування про радіаційний стан;
- установами контрольних рівнів;
- плануванням і проведенням ефективних заходів щодо захисту персоналу у випадку загрози і під час виникнення радіаційної аварії.

Заходи з протирадіаційного захисту персоналу і населення повинні враховувати вплив усіх можливих шляхів опромінення і ДІВ, що регламентовані чинним санітарним законодавством.

Підприємство зобов'язане:

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		52

- отримати Санітарний паспорт;
- отримати ліцензії на проведення робіт із джерелом [28];
- забезпечити отримання висновку санітарно-епідеміологічної експертизи на технічні умови виготовлення продукції, яка містить джерела випромінювання, та саму продукцію, що виготовляється [28];
- забезпечити порядок допуску до робіт із джерелом;
- підготувати та здійснити технічні, організаційні, гігієнічні заходи, необхідні для забезпечення протирадіаційного захисту персоналу, населення і фізичного захисту джерел [29];

До моменту отримання джерела:

- призначити наказом по підприємству осіб з персоналу, що належать до категорії А, які працюватимуть з цими джерелами, і забезпечити їхнє належне навчання, підготовку та інструктаж, у тому числі в галузі радіаційної безпеки, а також періодично здійснювати перепідготовку і підвищення кваліфікації персоналу з метою забезпечення необхідного рівня компетенції [30];
- призначити наказом по підприємству осіб (особу), відповідальних за радіаційну безпеку, облік і зберігання джерел, за організацію збору, зберігання і здавання радіоактивних відходів на захоронення, за радіаційний контроль, за підготовку і реалізацію програм навчання персоналу [30];
- розробити правила внутрішнього розпорядку, які визначатимуть обов'язки персоналу щодо робіт із джерелами [30];
- розробити та погодити в закладі державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України КР на підприємстві, ЗЗ і ЗС, а також Інструкції з радіаційної безпеки на підприємстві, Аварійні плани, Інструкцію з дій персоналу у випадку радіаційних аварій;
- повідомляти заклади державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України про всі зміни в практичній діяльності, пов'язані з використанням джерела, якщо ці зміни послаблюють або можуть послабити рівень

існуючого протирадіаційного захисту персоналу, населення, а також фізичного захисту джерела, погодити новий рівень протирадіаційного і фізичного захисту;

- проводити навчання, інструктаж і перевірку знань з радіаційної безпеки, охорони праці, виробничої санітарії та інших правил і постійно контролювати дотримання їх персоналом;
- проводити позачерговий інструктаж і перевірку знань правил радіаційної безпеки у випадку зміни характеру і класу робіт із джерелами;
- організовувати своєчасне проходження персоналом категорії А медичних оглядів;
- під час припинення робіт із джерелами інформувати про це державну санітарно-епідеміологічну службу МОЗ України.

4.5 Висновки за розділом

В даному розділі виведені питання з радіаційної безпеки при роботі на АЕС та ліміти дози опромінення, санітарний нагляд за забезпеченням радіаційної безпеки. Розглянуті обов'язки підприємства.

Організація роботи з охорони праці передбачає:

- приведення роботи з охорони праці до визначеної системи з обов'язковою активною участю в цій роботі всього персоналу АЕС; створення умов, при яких забезпечується не тільки своєчасне усунення порушень, але і їхнє попередження;
- участь у профілактичній роботі з попередження виробничого травматизму всього персоналу;
- постійний контроль з боку усіх керівників і фахівців ВП АЕС за дотриманням працюючими правил з охорони праці і виробничої санітарії;
- організацію планування, систематичний облік і контроль за показниками проведеної профілактичної роботи з охорони праці, а також аналіз і щомісячна оцінка цієї роботи в кожному структурному підрозділі;

- забезпечення безпеки виробничого устаткування, виробничих процесів, безпеки будинків і споруд, нормалізацію санітарно-гігієнічних умов праці, оптимальних режимів праці і відпочинку, забезпечення працюючих засобами індивідуального захисту, організацію лікувально-профілактичного харчування і санітарно-побутового обслуговування.

-				
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата

ВИСНОВКИ

1. На основі даних проведений фізико-хімічний аналіз радіаційного розкладу урану – 238 висказанні представлення про можливий вплив продуктів його розпаду та склад ВХР на корозійний стан сплавів цирконію, а також фактори корозійного порушення сталей.
2. Показано, що небезпечним фактором виникнення аварії на атомном реакторі є корозія сплавів цирконію в реакційній зоні першого контуру теплоносія.
3. Термодинамічно обґрунтовано явище корозії ТВЕЛУ на внутрішній стінці, яке утворюється за рахунок формування корозійного короткозамкнутого гальванічного елемента твердофазного типу, корозія на зовнішній та внутрішній стінці ТВЕЛУ може гальмувати передачу теплової енергії теплоносію, через оболонку тепловиділяючих елементів та викликати НС на АЕС.
4. На базі даних кінетики корозійних процесів в реакційній зоні реактора розраховано зменшення товщини стінці ТВЕЛУ при нормальних умовах експлуатації, протягом 460 діб. Втрати Zr за товщиною стінки складають 7 мкм або 1% від маси цирконію ТВЕЛів.
5. На базі існуючого законодавства України про охорону здоров'я викладено положенням про радіаційну безпеку при роботі на АЕС, ліміти доз опромінення та допустимі їх рівні, санітарні нагляди за забезпеченням радіаційної безпеки персоналу на підприємствах отримання енергії(АЕС).

-				
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата

ПЕРЕЛІК ДЖЕРЕЛ ІНФОРМАЦІЇ

1. Безопасность сухого хранения отработавшего ядерного топлива / [Рудичев В.Г., Алёхина С.В., Голощапов В.Н. и др.]; под. общ. ред. акад. НАН Украины Ю.М. Мацевитого, чл-корр. НАН Украины И.И. Залубовского. – Х.: ХНУ имени В.Н. Каразина, 2013 – 200 с.
2. Стратегия развития ядерной энергетики в Украине на период до 2030 года и на дальней-шую перспективу (проект). Киев, 2005, 34 с.
3. Национальная атомная энергогенерирующая компания «ЭНЕРГОАТОМ» ОП «РИВНЕНСКАЯ АЭС» УЧЕБНО-ТРЕНИРОВОЧНЫЙ ЦЕНТР РИВНЕНСКАЯ АЭС в энергетике УКРАИНЫ просто о сложном - 35-46 с.
4. С.М. Дмитриев, Д.Л. Зверев [и др.]. Основное оборудование АЭС с корпусными реакторами на тепловых нейтронах: учебник – М.: Машиностроение, 2013. – 57-60 с.
5. В.А. Махова, В.А. Пиляев. Разработка новых циркониевых сплавов для оболочек ТВЭЛов водоводяных реакторов // Атомная техника за рубежом. 1994, № 12, с. 3.
6. А. Страссер. Мировой опыт эксплуатации ТВЭЛов легководных реакторов // Атомная техника за рубежом. 1986, №9, с. 28.
7. . Ф. Гарзаролли, Р. Хольцер. Водная коррозия ТВЭЛов реакторов типа LWR. Ч. I // Атомная техника за рубежом. 1993, № 10, с. 20.
8. Ф. Гарзаролли, Р. Хольцер. Водная коррозия ТВЭЛов LWR. Ч. II // Атомная техника за рубежом. 1993, №11, с. 20.
9. К.Н. Никитин. Фреттинг-коррозия в ядерных энергетических установках // Атомная техника за рубежом. 1982, №12, с. 3-13.
10. О.И. Мартынова. Международная конференция в Борнмуте (Великобритания) 12-15 октября 1992 г. «Водные режимы систем ядерных реакторов». Обзор // Атомная техника за рубежом. 1993, №4, с.11-19.

-									Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата	НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05				57

11. Е.Г. Бек, А.А. Енин, А.В. Иванов, А.К. Панюшкин, В.С. Поленок, М.В. Полозов, В.В. Рожков, А.В. Смирнов, В.П. Смирнов. Состояние оболочек отработанных твэлов ВВЭР. Атлас вида твэлов. Новосибирск, 1999.
12. А.С. Пиляев. Водно-химические режимы, применяемые на АЭС с LWR в США //Атомная техника за рубежом. №3, 1993, с.3-6.
13. V. Vrtilková, J. Jaroš, J. Čmakal, L. Belovsky* . Corrosion of Zr-alloys: Report ŠKODA-UJP, PrahaZbraslav, *ALIAS CZ, Vachova, Praha-4, Czech republic.
14. Техническое совещание по водно-химическим режимам атомных станций (1-3 октября 2007 года, Центр международной торговли, Москва): Сборник аннотаций.
15. Р.К. Мелехов, В.І. Похмурський. Конструкційні матеріали енергетичного обладнання. Властивості. Деградація. Київ: «Наукова думка», 2003, с. 384.
16. Reed G., Tarnuzzer E. Examine Yankee plant performance in 1965 // Nucleonics. 1966. V. 24, № 3. P. 42.
17. Водные режимы и коррозия материалов водо-водяных энергетических реакто- . ров / Б. А. Алексеев, Е. И. Визгин, В. А. Ермаков и др. // Водные режимы водо-водяных реакторов, радиационный контроль теплоносителей и средства снижения радиационной опасности теплоносителей. (Доклады II Симпозиума СЭВ, Штральзунд, 8 — 12 мая 1972 г.). Изд. СЭВ. 1972. С. 9.
18. Черноротов Е. С. Водный режим реакторов ВВЭР для работы с борным регулированием / См. [43]. Т. II. С. 131.
19. Мик М. Е. Расчетные значения рН водных растворов борной кислоты в зависимости от температуры и содержания щелочи // Report by Westinghouse Electric Co. WCAP —3269 —51, march 1965.
20. Плотников И. М., Голубчикова И. Г. Водный режим реакторов ВВЭР при жидком регулировании борной кислотой // См. [7]. С. 126.
21. В.В. Стовбун, И.М. Фольтов, А.В. Архипенко. Совершенствование химических технологий на АЭС Украины и их влияние на безопасность,

надежность и эффективность эксплуатации оборудования АЭС //Сб. науч. тр. СНИЯЭ и П. Севастополь, 2007, в. 21, с. 80-85.

22. ГНД 95.1.06.02.001-07. Теплоноситель первого контура ядерных энергетических реакторов типа ВВЭР-1000. Технические требования. Способы обеспечения качества. Украина.
23. Исследование влияния ВХР на коррозионные процессы на материалах активной зоны реакторов ВВЭР / [Краснорущий В.С., Петельгузов И.А., Грицина В.М. и др.]. – К. : Научно-технический комплекс «Ядерный топливный цикл» ННЦ ХФТИ, 2010. с 58 – 66 – (Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение).
24. Крипицкий В.Г., Березина И.Г. Моделирование коррозионного поведения циркониевых сплавов в условиях эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР : / Крипицкий В.Г., Березина И.Г. – С-П. : ОАО "Головной институт "ВНИПИЭТ
25. Закон України «Про охорону праці» від 14.10.1992 р. №2694-ХІІ
26. Закон України "Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку".
27. Постанова Головного державного санітарного лікаря України від 01.12.97 N 62 "Про введення в дію Державних гігієнічних нормативів "Норми радіаційної безпеки України" (далі - НРБУ-97).
28. Закон України "Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії" .
29. Закон України "Про захист людини від впливу іонізуючого випромінювання" .
30. Постанова Кабінету Міністрів України від 22.06.99N 1109 "Про затвердження Положення про державний санітарно-епідеміологічний нагляд в Україні".

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		59

ДОДАТКИ

-					НУЦЗУ.2.17.13. СХ та ХТ.РПЗ.05	Аркуш
Вим	Аркуш	Підпис	№ докум	Дата		60