

НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ «ОДЕСЬКА ПОЛІТЕХНІКА»
НАВЧАЛЬНО-НАУКОВИЙ ІНСТИТУТ ЕНЕРГЕТИКИ
ЦЕНТР ПІСЛЯДИПЛОМНОЇ ОСВІТИ ТА ІНДИВІДУАЛЬНОЇ ПЕРЕПІДГОТОВКИ
КАФЕДРА АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ

Збірник тез доповідей

*60-ї науково-технічної конференції студентів і молодих
дослідників кафедри АЕС Одеської політехніки за спеціальними науками
08.05.2025 - 12.05.2025 року*

Одеса 2025

Програмний комітет:

Володимир Кравченко – завідувач кафедри атомних електростанцій, д.т.н.;

Сергій Барбашев – професор кафедри атомних електростанцій, д.т.н.;

В'ячеслав Дубковський – професор кафедри атомних електростанцій, д.т.н.;

Ігор Івахненко – доцент кафедри атомних електростанцій, к.т.н. ;

Юрій Висоцький - доцент кафедри атомних електростанцій, к.т.н.

Редакційна колегія збірника матеріалів конференції:

Володимир Кравченко - завідувач кафедри, д.т.н.;

Ігор Івахненко – доцент кафедри атомних електростанцій, к.т.н.;

Іскокова Віталія – секретар кафедри атомних електростанцій.

Рекомендовано до публікації Кафедрою атомних електростанцій Навчально-наукового інституту енергетики Національного університету «Одеська політехніка», затверджено на засіданні кафедри протоколом №19 від 19.05.2025 р.

Редакційна колегія збірника не несе відповідальність за зміст представлених робіт.

ЗМІСТ

Аксьонова Ю.І. Створення інформаційно-аналітичної системи для оцінки радіоекологічної обстановки навколо АЕС.	6
Амосов Ю.С. Дослідження методів переробки рідких радіоактивних відходів та кубових залишків мінеральними сорбентами.	7
Андреев Е.В. Контроль тритію, як індикатора витоків із зовнішніх систем скидних комунікацій АЕС.	8
Білий Б.В., Вербило І.М. Управління аваріями з щільним першим контуром ядерної енергетичної установки з реактором ВВЕР-1000.	9
Вакуліч А.В., Грицаєнко Є. В. Дослідження ефективності технологій хімічного знесолення води різного солевмісту при підготовці додаткової води блоків АЕС з ВВЕР.	10
Величко П.В., Онух С.С Оцінка теплотехнічної надійності ВВЕР-1000 з урахуванням випадкових відхилень визначальних параметрів.	11
Вільховецький А.Р. Дослідження глибини вигорання ядерного палива в ТВЗ активної зони ВВЕР-1000.	12
Галкін А.О., Кацарський Ю.С. Аналіз досвіду випробувань запобіжних клапанів ядерних енергоустановок з ВВЕР.	13
Голда С.М. Застосування бентонітових глин у сховищах радіоактивних відходів.	14
Гречук Л.М. Аналіз водно-хімічного режиму другого контуру блоку АЕС з ВВЕР-1000.	15
Денисенко О.С., Сова К.О. Дослідження властивостей дисперсно-модифікованих матриць для затвердіння рідких радіоактивних відходів АЕС.	16
Денисюк Н.М., Мазник М. П. Аналіз ефективності застосування мембранних методів в технології підготовки додаткової води на АЕС.	17
Жмудський Р.С. Аналіз застосування ядерного реактора GTNTR300 для комбінованого вироблення електроенергії та водню.	20
Зиков С.О., Лисак М.В. Дослідження процесів хімічного промивання парогенераторів АЕС ПГВ-1000М.	21
Калугін В.О. Аналіз використання прокладок з терморозширеного графіту для трубопроводів та обладнання АЕС.	22
Карманський В.В. Аналіз ризиків що пов'язані з використанням кобальту ^{59}Co в інструменті та допоміжному устаткуванні під час ремонтно-відновлювальних робіт на АЕС.	23
Клепацький Г.В. Аналіз технічного стану основного обладнання першого контуру АЕС при умові переходу на 18-місячний паливний цикл.	24
Кльопка В.С. Дослідження складу розчинів борної кислоти в теплоносії першого контуру АЕС.	25
Ковальова А.А. Аналіз можливостей відповідного оснащення стендового устаткування для дослідження теплогідравлічних процесів, притаманних реакторній установці АЕС.	26

Ковальчук О.Г. Аналіз режимів роботи системи продування парогенераторів АЕС.	27
Костенюк С. Й. Дослідження процесів відкладення солей жорсткості в зворотних системах охолодження на АЕС.	28
Кравець О.Л., Маргаза А. М. Дослідження механізму утворення відкладень на теплообмінних поверхнях парогенераторів ПГВ-1000 на АЕС.	29
Кузнєцов В.В. Аналіз можливостей адекватного оцінювання результатів вимірювання робочих параметрів експериментальних фізичних моделей обладнання АЕС.	30
Кузьо Д.Й. Аналіз впливу модернізації системи аварійного охолодження активної зони на ресурс реактора ВВЕР-1000.	31
Куровський А.О. Аналіз впливу ефективності стрижнів регулювання на розподіл густини потоку нейтронів в активній зоні реактора.	32
Куций Я.Я., Ущатовський Р.В. Нейтронно-фізичний розрахунок реактору ВВЕР-1000 з ядерним паливом типу TRISO.	33
Кучмар В. С. Розробка методичного підходу до оптимального розміщення постів АСКРО у санітарно-захисній зоні АЕС (на прикладі Південноукраїнської АЕС).	34
Ларіонов Б.Д. Дослідження використання матрицювання щодо тимчасового зберігання відходів АЕС, що містять трансуранові елементи.	35
Островський Р.В. Аналіз конструкційної надійності парогенератора ПГВ-1000М.	36
Парай Л.Л., Смолін М. С. Аналіз водно-хімічних режимів зворотних систем охолодження з двоступеневим упарюванням на АЕС.	37
Пержинська М.В., Іващенко В.В. Аналіз сучасних критеріїв оцінки технічного стану парогенератора ПГВ-1000М перед проведенням хімічного промивання.	38
Салагор І.В. Теплогідрравлічний розрахунок парогенератору типу Delta-125 для енергоблоку з реактором AP1000.	39
Сапожніков С.Е. Дослідження порівняльної ефективності застосування ВТГР для конверсії природного газу та газифікації вугілля.	40
Селезень А. А., Мазур Є.В. Аналіз надійності спецводоочистних систем атомних електростанцій.	41
Сичова К.С. Аналіз змін у роботі ВВЕР-1000 після модернізації регенеративної системи.	42
Скок А.О. Аналіз особливостей роботи системи контролю герметичності оболонок твелів.	43
Смук Д. А. Аналіз ефективності і ресурсоспроможності системи очищення теплоносія першого контуру АЕС.	44
Сухоруков А.Б. Порівняння результатів консервації обладнання другого контуру АЕС з реактором типу ВВЕР-1000 морфоліном і плівкоутворюючими амінами.	45
Ткачук А.О., Климов С.В. Аналіз ефективності конструкцій теплообмінників промконтуру в установках з ВТГР.	47

Трифорова Г.С. Аналіз використання малих модульних реакторів для заміщення блоків ТЕС на вугіллі.	49
Удод М.В. Підготовка додаткової води блоку АЕС з ВВЕР на установці зворотного осмосу.	50
Федорчук О.В. Децентралізація енергосистеми України за рахунок впровадження малих модульних реакторів на прикладі Хмельницької області	51
Фокін В.О., Мазур Є.В. Дослідження ефективності технологій очищення трапних вод атомних електростанцій від суспензій.	52
Хомич П. М. Інженерний аналіз використання датчиків віброакустичної діагностики механічного обладнання атомних електростанцій.	53
Чумак В.П. Аналіз технічних рішень при заміні конденсатора турбіни К-1000-5,8/50.	54

Аксьонова Ю.І., студентка групи ПТЯ-212/мрх

Науковий керівник – доктор технічних наук, професор кафедри АЕС – **Барбашев С.В.**

СТВОРЕННЯ ІНФОРМАЦІЙНО-АНАЛІТИЧНОЇ СИСТЕМИ ДЛЯ ОЦІНКИ РАДІОЕКОЛОГІЧНОЇ ОБСТАНОВКИ НАВКОЛО АЕС

В роботі описано основні завдання, які стоятимуть перед **інформаційно-аналітичною системою** та її специфічні функції. Розроблено три варіанти концептуальних підходів до створення інформаційно-аналітичної системи, кожен з яких характеризується своєю структурою, рівнем апаратно-програмного забезпечення та організацією обміну інформацією. Наведено обґрунтування варіанту, що найбільше відповідає європейським вимогам та дає змогу повною мірою вирішувати завдання радіаційної і екологічної безпеки та захисту населення, територій та довкілля в зонах спостереження АЕС України. Наведено практичну реалізацію запропонованої інформаційно-аналітичної системи для комплексного радіоекологічного моніторингу району розташування АЕС.

Створення інформаційно-аналітичної системи (ІАС) для оцінки екологічного впливу АЕС на навколишнє середовище слід розглядати як важливу складову превентивних заходів безпеки ядерної енергетики, що дозволить суттєво підвищити рівень обґрунтованості управлінських рішень з екологічної безпеки та заходів цивільного захисту територій і населення, що мешкає в зонах потенційного техногенного впливу АЕС. Впровадження такої системи в практику роботи АЕС стане одним з необхідних компонентів успішного та безпечного розвитку атомної енергетики в цілому.

Збір вихідних даних про об'єкт автоматизації та про існуючі інформаційні системи; формулювання вимог користувача до системи; розробка варіантів концепції системи та обґрунтування оптимального варіанту концепції, який би максимально задовольняв вимогам користувача; розроблення пропозицій щодо практичної реалізації інформаційно-аналітичної системи (ІАС) для радіоекологічного моніторингу АЕС. Мета роботи полягає в розробці концепції та технічних вимог на створення комп'ютеризованої аналітичної інформаційно-аналітичної системи оцінки екологічного впливу АЕС на навколишнє середовище, що призначена для накопичення, збереження, систематизації, аналізу, обміну та відображення даних, які отримані при проведенні комплексного радіоекологічного моніторингу (контролю) в зонах спостереження АЕС України.

Сьогодні розвиток інформаційного суспільства розглядається як єдиний, безальтернативний шлях входження України до складу розвинених країн світу. Саме цей шлях сприятиме побудові високотехнологічної економіки та стабільно працюючої енергетичної галузі, що ґрунтується на знаннях та оперативному накопиченню необхідної інформації, що необхідна для прийняття обґрунтованих управлінських рішень. Для території України, в якій існує потужна атомна енергетична галузь, питання її екологічно безпечного та стійкого функціонування стоять дуже гостро.

Література:

1. Лисиченко Г.В., Попов О.О. Сучасний стан інформатизації системи моніторингу навколишнього природного середовища в зонах впливу АЕС України. Збірник наукових праць Інституту проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України. 2014. № 71. С. 9-21.
2. Барбашев С.В., Лисиченко Г.В., Попов О.О. Розширення функціональних можливостей радіоекологічного моніторингу природного середовища в районах розташування АЕС щодо прийняття управлінських рішень. Київ : Ядерна енергетика та довкілля. 2014 № 2(4), С. 12-18.

Амосов Ю. С., студент гр. ПТЯ212/1м

Науковий керівник - кандидат технічних наук, доцент кафедри АЕС – **Дорож О.А.**

ДОСЛІДЖЕННЯ МЕТОДІВ ПЕРЕРОБКИ РІДКИХ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ ТА КУБОВИХ ЗАЛИШКІВ МІНЕРАЛЬНИМИ СОРБЕНТАМИ

В процесі експлуатації АЕС неминуче утворення рідких відходів, що містять радіоактивні елементи в кількостях, що не допускають скидання в навколишнє середовище. В роботі розглянуті питання підвищення ефективності системи переробки трапних вод СВО-3 і інших рідких радіоактивних відходів на АЕС [1].

Технологічна схема очищення трапних вод складається з вузлів: попереднього очищення, упарювання на випарних апаратах і доочищення на сорбційних та іонообмінних фільтрах. Мета роботи – підвищення ефективності зменшення радіоактивності рідких радіоактивних відходів шляхом використання мінеральних сорбентів.

Вирішувані задачі:

- аналіз складу домішок РРВ;
- аналіз сорбційних властивостей мінеральних сорбентів;
- розробка технології використання мінеральних сорбентів

Для очищення природних і стічних вод від радіонуклідів широко використовуються сорбційні методи. У якості сорбентів використовують органічні іонообмінні смоли, а також неорганічні сорбенти, як синтетичні, так і природного походження. Основною перевагою сорбентів на основі природних матеріалів є їх доступність і низька вартість.

Серед природних сорбентів найбільше застосування для очищення розчинів від радіонуклідів отримали різні алюмосилікатні мінерали, зокрема, природні глини різного складу [2]. Даний тип сорбентів використовується, в основному для вилучення іонних форм радіонуклідів цезію та стронцію [3]. Сорбція зазначених радіонуклідів протікає за рахунок наявності в структурі сорбентів обмінних іонів натрію, калію, магнію, кальцію та ін. Для підвищення іонообмінних характеристик алюмосилікатних мінералів їх піддають модифікуванню хімічними, термічними або механічними методами.

В роботі вивчені сорбційні характеристики по відношенню до радіонуклідів цезію модифікованих ультразвуком глин з метою визначення можливості їх використання для очищення кубового залишку АЕС.

Доведено доцільність використання мінеральних сорбентів для концентрування радіоактивних домішок. Запропоновані технічні рішення по підвищенню ефективності функціонування системи СВО-3 шляхом впровадження технології сорбції радіонуклідів з кубового залишку на природних модифікованих сорбентах. Розглянуті питання конструкційної реалізації технологічної схеми дезактивації рідких радіоактивних відходів в системі очищення трапних вод. Розглянуті заходи щодо безпеки експлуатації установки СВО-3.

Література:

1. Поводження з радіоактивними відходами / А. В. Носовский, З. М. Алексеева, Г. П. Борозенець та ін.; За ред. А. В. Носовського – К.: Техніка, 2007. – С.84-135
2. Дослідження здатності глинистих сорбентів до адсорбції іонів важких металів / М. С. Мальований, Г. В. Сакалова, Т. М. Василінич, А. О. Братущак //Сталий розвиток ХХІ століття: управління, технології, моделі – Дискусії 2016: колективна монографія /за наук. ред. проф. Хлобистова Є. В. Черкаси: видавець Чабаненко Ю., 2016. – 590 с; С. 575–585.
3. F.A. Mumpton. Development of uses for natural zeolites: a critical commentary // Occurrence, properties and utilization of natural zeolites. /Edited by D. Kallo, H.S. Sherry – Budapest. – 1988. – P. 333 – 366

Андрєєв Е.В., студент гр. ТЯ-2104

Науковий керівник - доктор технічних наук, професор кафедри АЕС – **Барбашев С.В.**

КОНТРОЛЬ ТРИТІУ, ЯК ІНДИКАТОРА ВИТОКІВ ІЗ ЗОВНІШНІХ СИСТЕМ СКИДНИХ КОМУНІКАЦІЙ АЕС

Сучасний розвиток атомної енергетики супроводжується високим рівнем безпеки експлуатації атомних електростанцій. Зовнішні системи скидних комунікацій, які відіграють ключову функцію у відведенні технологічних вод і підтримці стабільності роботи реакторів, є потенційними джерелами витоків радіоактивних речовин, зокрема тритію — радіоактивного ізотопу водню, що утворюється в процесі ядерних реакцій. Тритій, завдяки своїй високій рухливості та здатності інтегруватися у водні молекули, є ідеальним маркером для виявлення навіть незначних порушень герметичності систем, що робить його контроль критично важливим для своєчасного реагування на аварійні ситуації. Незважаючи на те, що тритій має відносно низьку радіоактивність через слабе бета-випромінювання, його накопичення в ґрунтових водах чи водоймах поблизу АЕС може призводити до довгострокових екологічних наслідків і викликати занепокоєння громадськості.

Водночас, існуючі методи моніторингу тритію часто обмежені чутливістю обладнання або складністю інтерпретації даних, що підкреслює необхідність удосконалення підходів до його контролю як індикатора витоків. Актуальність теми полягає у вдосконаленні методів моніторингу тритію для виявлення порушень герметичності зовнішніх систем скидних комунікацій, що супроводжується підвищенню безпеки та зниженню ризику для навколишнього середовища.

Метою дослідження є розроблення і випробування безперервної системи спостереження за тритієм у скидних каналах, здатної реєструвати активність у реальному часі за допомогою ряду низькофонових β -детекторів, автоматично корелювати виміряні концентрації, прогнозувати подальше поширення радіонукліду в приймальному водному об'єкті та формувати трирівневі сигнали тривоги для чергового персоналу і екологічних служб. На відміну від традиційних «точкових» відборів проб така система забезпечує більшу оперативність.

Щоб досягти мети, у роботі поставлені наступні завдання:

- по-перше, проаналізувати чинні нормативні документи та методики контролю тритію;
- по-друге, побудувати спрощену модель скидного каналу, визначивши оптимальні точки для розміщення датчиків на основі базових рівнянь безперервності й емпіричних коефіцієнтів опору;
- по-третє, запропонувати апаратурну частину, використовуючи доступні рідинно-сцинтиляційні або пластикові сцинтиляційні детектори в занурюваному виконанні з герметичним захистом;
- четверте, запропонувати практичний метод на короткій ділянці скидного каналу енергоблока ВВЕР-1000, та оцінити економічну доцільність проекту.

У результаті виконання всіх перелічених етапів запропоновано метод безперервного контролю тритію у скидних каналах АЕС.

Білий Б. В., студент гр. ПТЯ 212/1м, **Вербилі І.М.**, аспірант
Науковий керівник – доктор технічних наук, професор кафедри АЕС – **Скалозубов В. І.**

УПРАВЛІННЯ АВАРІЯМИ З ЩІЛЬНИМ ПЕРШИМ КОНТУРОМ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИЧНОЇ УСТАНОВКИ З РЕАКТОРОМ ВВЕР-1000

У роботі представлено: стратегії управління аваріями з «щільним» реакторним контуром в екстремальних умовах на атомних електростанціях; симптомно-орієнтовану інструкцію з необхідними діями оперативного персоналу БЩУ при аварії з повним тривалим знеструмленням енергоблоку ВВЕР-1000; коротку характеристику аварії «Повне тривале знеструмлення енергоблоку ВВЕР-1000».

Розглянуто: стратегії управління аваріями з повним знеструмленням енергоблоку; стратегію управління аварією із знеструмленням енергоблоку з відмовою спрацювання аварійного захисту реактора; стратегію управління аварією із знеструмленням енергоблоку при спрацюванні аварійного захисту реактора; стратегію управління аварією з відмовами тепловідведення від активної зони реактора парогенераторами; стратегію управління аварією зі зниженим рівнем в об'ємі парогенератора; стратегію управління аварією з підвищеним тиском в об'ємі парогенератора; стратегію управління аварією розхолодженням активної зони реактора природною циркуляцією; стратегію управління аварією при підвищеному перегріві активної зони реактора; стратегії управління аваріями із відмовами аварійного захисту реактора; стратегії управління аваріями при повній відмові аварійного зупину реактора; стратегію управління аваріями при недостатньому охолодженні активної зони реактора.

Проаналізовано методику управління аварією «Повне тривале знеструмлення енергоблоку ВВЕР-1000». В якості об'єкту дослідження розглядається аварія при повному тривалому знеструмленні енергоблоку ВВЕР-1000 на відокремленому підрозділі Південноукраїнської АЕС, а предметом дослідження є управління цією аварією.

Проведено аналіз: нормативної документації, яка регулює заходи щодо забезпечення та підвищення ядерної безпеки на атомних електростанціях України.

Вакуліч А. В., студент гр. ПТЯ212/мрх, **Грицаєнко Є. В.**, аспірант
 Науковий керівник - доктор технічних наук, доцент кафедри АЕС – **Чиченін В.В.**

ДОСЛІДЖЕННЯ ЕФЕКТИВНОСТІ ТЕХНОЛОГІЙ ХІМІЧНОГО ЗНЕСОЛЕННЯ ВОДИ РІЗНОГО СОЛЕВМІСТУ ПРИ ПІДГОТОВЦІ ДОДАТКОВОЇ ВОДИ БЛОКІВ АЕС З ВВЕР

Наразі час в енергетиці України переважно використовується технологія іонного обміну, але все більше підприємств надають перевагу методу зворотнього осмосу. Окрім того, що вартість обробки води зворотнім осмосом може бути нижчою за обробку іонним обміном, зворотній осмос має і інші переваги такі, як можливість використовувати в якості вихідної води стічні води підприємства, можливість використовувати природну воду досить високого солемісту (що робить неекономічним використання іонного обміну, через значну витрату реагентів), автоматизованість систем.

Об'єктом досліду в даній роботі являються сучасні системи обробки води в енергетиці та промисловості.

Предмет досліду: економічна ефективність технологій обробки води.

Мета: проаналізувати та оцінити ефективність сучасних технологій знесолення води різного солемісту.

Завдання: розрахувати технологічні схеми обробки води методом зворотнього осмосу та іонного обміну, розрахувати технологічні схеми обробки води з використанням продувки оборотної системи охолодження, розрахувати економічну ефективність використання цих схем, проаналізувати та співнести отримані результати та зробити відповідні висновки.

В якості вихідної води було обрано джерела поверхневих вод півдня України, а саме: р. Дніпро ($СВ=179,3 \text{ мг/дм}^3$), р. Дністер ($СВ=601 \text{ мг/дм}^3$) та р. Південний Буг ($СВ=993,6 \text{ мг/дм}^3$).

В результаті проведеної роботи можливо зробити наступні висновки:

1. Економічна доцільність іонного обміну для обробки води обґрунтована лише при рівні початкового солемісту нижче 250 мг/дм^3 . Це обумовлено прямою залежністю вартості обробки води від початкового солемісту. Як видно з отриманих розрахунків, основною затратою на обробку води цим методом є кількість реагентів на обробку 1 м^3 початкової води. Це і обумовлює зазначену вище залежність.
2. Також з розрахунків видно, що використання продувки з оборотної системи охолодження, для зниження вартості кінцевого продукту, не є доцільним, так як затрати на реагенти значно більші за вартість забору природної води.
3. Метод зворотнього осмосу доцільно використовувати про початковому солемісті більшим за 250 мг/дм^3 . Зростання вартості одиниці готової продукції переважно обумовлене зростанням витрат електричної енергії та реагентів на фінішну до обробку.
4. Використання продувки ОСО в якості вхідної води на установку ЗО є найбільш економічно доцільним для використання на ТЕС півдня України. Цей метод надає змогу відмовитися від збору частини продувки в оточуючу середу та не сплачувати вартість ренти за використання природної води, в той час, як залежність вартості обробки цієї продувки від її солемісту є незначною. Однак при такій схемі початковий солеміст на обробку залежить від водного режиму зворотної системи охолодження. При використанні в якості додаткової води в оборотній системі охолодження природної води з солемістом нижчим за 1 г/дм^3 можна регулювати водно-хімічний режим ОСО виключно продувкою, так як значна її частина буде споживатися установкою зворотнього осмосу. При більш високих значеннях солемісту необхідно корегувати водний режим ОСО.

Від цієї корекції буде залежати коефіцієнт упарювання та солеміст в воді видаляємої продувки, що впливає на вартість її обробки на установці зворотнього осмосу.

Величко П.В., студент групи ТЯ-2104

Науковий керівник – кандидат фіз.-мат. наук, доцент кафедри АЕС – **Зотєєв О.Є.**

ОЦІНКА ТЕПЛОТЕХНІЧНОЇ НАДІЙНОСТІ ВВЕР-1000 З УРАХУВАННЯМ ВИПАДКОВИХ ВІДХИЛЕНЬ ВИЗНАЧАЛЬНИХ ПАРАМЕТРІВ

АЕС є складним теплоенергетичним комплексом з ядерно-паливним циклом і створює певний рівень ризику виникнення ядерних аварій, небезпечних для обслуговуючого персоналу, населення та навколишнього середовища. Тому забезпечення надійності та безпеки АЕС є однією з основних умов впровадження і практичного використання ядерної енергії. При цьому АЕС вважається безпечною, якщо її конструкція, технічні засоби (включаючи спеціальні системи безпеки) та організаційні заходи при нормальній експлуатації і проектних аваріях забезпечують неперевищення допустимих доз внутрішнього і зовнішнього опромінення обслуговуючого персоналу та населення, а також радіаційного впливу на навколишнє середовище. А при тяжких (запроектних) аваріях має бути забезпечене обмеження радіаційного впливу до прийнятних значень.

Головна специфічна особливість АЕС, полягає у використанні ядерно-паливного циклу, що супроводжується потужним радіоактивним випромінюванням, застосуванням радіоактивного теплоносія, накопиченням радіоактивних відходів. Особливі вимоги висуваються до конструкцій та характеристик активної зони, основного обладнання, систем першого контуру, систем, важливих для безпеки, а також до систем безпеки. До систем, важливих для безпеки, належать системи (елементи) нормальної експлуатації, відмова яких порушує нормальну роботу АЕС і може призвести до проектних або запроектних аварій. До таких систем висувається набір спеціальних вимог. Для забезпечення гарантій працездатності СВБ (систем, важливих для безпеки) ці системи мають проходити пряму та повну перевірку на відповідність проектним характеристикам при введенні в експлуатацію, після ремонту та періодично протягом усього терміну служби АЕС.

Під час аналізу надійності як відмови з загальної причини розглядаються відмови кількох систем (елементів), важливих для безпеки, що виникають унаслідок однієї відмови, однієї помилки персоналу, одного зовнішнього впливу, впливу, пов'язаного з діяльністю людини, або одного з внутрішніх впливів, які виникають під час початкових аварійних подій — включаючи ударні хвилі, струмені, летючі предмети тощо.

Під час розробки активної зони реактора мають бути встановлені допустимі для нормальної експлуатації межі пошкоджень (кількість і ступінь пошкодження) твелів та пов'язані з цим рівні радіоактивності теплоносія першого контуру за реперними ізотопами. Такими межами є:

- межа за газовою активністю радіоактивних продуктів поділу, обумовленою наявністю мікротріщин в оболонках твелів;
- межа за наявністю продуктів поділу в теплоносії через дефекти оболонок твелів, що призводять до прямого контакту ядерного палива з теплоносієм.

Активна зона та інші системи, які визначають умови її роботи, повинні бути спроектовані таким чином, щоб не допускалося перевищення зазначених меж навіть у разі виникнення аварійних ситуацій (з урахуванням дії захисних систем безпеки).

Література:

1. Реактори і парогенератори енергоблоків АЕС: схеми, процеси, матеріали, конструкції, моделі / О.В. Єфімов, М.М. Пилипенко, Т.В. Потаніна та ін. ; за ред. О.В. Єфімова. Харків : ТОВ «В справі», 2017. 420 с.

Вільховецький А.Р., студент гр. ПТЯ212/мп
 Науковий керівник – ст. викладач – **Колиханов В.М.**

ДОСЛІДЖЕННЯ ГЛИБИНИ ВИГОРАННЯ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА В ТВЗ АКТИВНОЇ ЗОНИ ВВЕР-1000

Сталий розвиток атомної енергетики базується на забезпеченні безпеки та ефективності виробництва електрики. Прогнозується, що атомна генерація буде зростати в середньому на 3% на рік до 2026 року оскільки на цей час заплановано введення в експлуатацію нових блоків АЕС в крупних країна де попит на електрику зростає. Сприятливі умови для цього також підтвердила міжнародна конференція зі зміни клімату COP28 проведена в грудні 2023 року, коли понад 20 провідних країн підписали спільну декларацію про потроєння встановленої потужності ядерної енергетики до 2050 року.

Важливою подією, яка дає поштовх до підвищення економічності атомної енергетики, є підвищення вдвічі граничного значення величини збагачення ядерного палива для АЕС. В квітні 2025 року в реактор Vogtle-2 на атомній електростанції США було завантажено перші чотири збірки зі збагаченням 6%. Це ядерне паливом наступного покоління, яке було розроблено в рамках програми «Аварійно-стійке паливо» та виготовлено за програмою «Advanced Doped Pellet Technology» (ADOPT) фірмою Westinghouse. Протягом наступних чотирьох з половиною років проходитимуть випробування палива з перевіркою після кожного паливного циклу перед впровадженням до широкого використання в галузі. Розглядається підвищення початкового збагачення до 10 % і завод по виробленню такого палива вже отримав ліцензію. Тому вивчення можливостей підвищення глибини вигорання ядерного палива є актуальною проблемою.

Глибина вигорання є універсальною характеристикою ефективності використання ядерного палива, бо вона з одного боку визначає частку палива від завантаженого в активну зону реактора, яку вдалося використати, а з іншого боку – кількість отриманої енергії на одиницю маси завантаженого палива. Також глибина вигорання безпосередньо пов'язана з рівномірністю енерговиділень в об'ємі активної зони реактора, що гарантує безпечну експлуатацію реактора.

Розглянуто показники нерівномірності енерговиділень в активній зоні реактора, їх

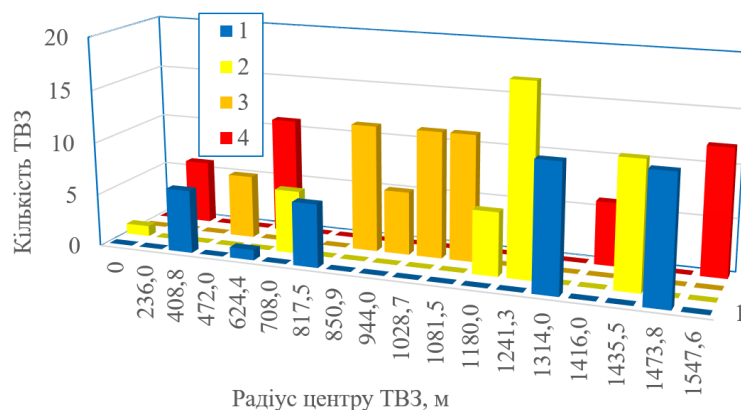


Рисунок – Розташування ТВЗ по радіусу АЗ

1,6...4,4%. Проаналізовано зміну глибини вигорання ядерного палива протягом кампанії та отримано апроксимацію розподілу енерговиділень по радіусу активної зони реактора, максимум якого не співпадає з центром активної зони. Таким чином центральна ТВЗ, яку зазвичай називають «гарячою» і вважають найбільш навантаженою при розрахунках теплогидравліки активної зони, на практиці не є такою. Цей висновок треба враховувати при аналізі безпеки реактора.

взаємозв'язок та виконано порівняльний розрахунок. Нерівномірність енерговиділень та розподіл глибини вигорання по ТВЗ переведено в залежність від радіусу розташування їх від центру активної зони. Використано експлуатаційні дані з щодо паливної кампанії одного з енергоблоків працюючих в Україні (див. рисунок), коли в активній зоні знаходяться різні типи ТВЗ чотирьох років експлуатації з початковим збагаченням ядерного палива

Галкін А. О., студент гр. ТЯ-2104, **Кацарський Ю.С.**, аспірант
Науковий керівник – доктор технічних наук, професор кафедри АЕС – **Скалозубов В. І.**

АНАЛІЗ ДОСВІДУ ВИПРОБУВАНЬ ЗАПОБІЖНИХ КЛАПАНІВ ЯДЕРНИХ ЕНЕРГОУСТАНОВОК З ВВЕР

Представлено аналіз нормативно-технічної бази, спрямований на виявлення можливості та умов проведення випробувань імпульсно-запобіжних пристроїв компенсатора тиску та парогенератора при роботі реактора на потужності. Встановлено принципову можливість проведення деяких видів випробувань імпульсно-запобіжних пристроїв компенсатора тиску.

Сформульовано критерій зміни проєктної стратегії випробувань імпульсно-запобіжних пристроїв – збереження поточного рівня надійності при переході до більш рідкісних проведення планово-попереджувального ремонту (при збільшенні паливного циклу) та проведення додаткових випробувань у проміжках між планово-попереджувальними ремонтами (при роботі реакторної установки на потужності).

Розроблено методики визначення впливу випробувань запобіжних клапанів на надійність імпульсно-запобіжних пристроїв.

Проведено оцінку надійності запобіжних клапанів за різних стратегій та періодичностей випробувань.

Представлено результати та аналіз варіаційних розрахунків для обґрунтування прийнятих стратегій випробувань та ревізій. Для встановлених на цей час на діючих енергоблоках імпульсно-запобіжних пристроїв компенсатора тиску марок Sempell та Bopp&Reuther надано практичні рекомендації щодо зміни стратегії випробувань/ревізій з урахуванням проведеного аналізу невизначеності вихідних даних.

Розроблено концептуальне технічне рішення «Про обґрунтування стратегії випробувань на потужності реактора імпульсних клапанів компенсатора тиску діючих енергоблоків з ВВЕР-1000 при збільшенні паливного циклу» та технічне рішення, що містить прийнятні стратегії випробувань/ремонтів імпульсно-запобіжних пристроїв компенсатора тиску марок Sempell і Bopp& Reuther.

Голда С.М., студентка групи ПТЯ-212/мрх

Науковий керівник – доктор технічних наук, професор кафедри АЕС – Барбашев С.В.

ЗАСТОСУВАННЯ БЕНТОНІТОВИХ ГЛИН У СХОВИЩАХ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ

В роботі розглянуто питання ефективності використання бентонітових глин для сховищ радіоактивних відходів. Проаналізовано досвід безпечного ізолювання радіоактивних відходів від навколишнього середовища з використанням бентоніту в Фінляндії, Швеції, США та Україні. Розглянуто властивості бентонітових та звичайних глин. Проаналізовано та розглянуто особливості будови сховищ з використанням двох видів глини. Наведено обґрунтування використання приповерхневого сховища виробленого з бетонітових глин, а саме: розраховано особливості міграції радіонуклідів ^{90}Sr при пошкодженні контейнеру, в якому зберігаються РАВ, з приповерхневого сховища в навколишнє природне середовище, розраховано ефективність використання бентонітових глин для приповерхневих сховищ, проаналізовано радіологічні та екологічні критерії оцінки безпеки приповерхневого сховища.

В законі України «Про поводження з радіоактивними відходами» відходи було розділено на два типи: довгоживучі та короткоживучі. Для короткоживучих відходів можна робити приповерхневі сховища. Саме про них буде йтися в кваліфікаційній роботі. Головною метою при поводженні з РАВ та їх захороненні є збереження здоров'я населення та навколишнього середовища на далеке майбутнє. Найбільшим важливим фактором для сховища є його надійність. Тому що при захороненні виключається повторне сортування чи інші якісь маніпуляції, окрім спостереження та підтримання всіх систем, що слідкують за безпекою в робочому стані.

Приповерхневі сховища середньоактивних та низькоактивних РАВ. Вони дешевші в будівництві, більш доступніші. Але за рахунок того, що вони знаходяться близько від людини, цей спосіб є вразливим для НС та людини. Але є способи, які зменшують дію цих сховищ на НС. У роботі розглянуті матеріали, застосування яких надійно ізолює РАВ від НС. Це – бентонітові глини.

Проведення порівняльного аналізу використання «звичайних» та бетонітових глин для приповерхневого сховища радіоактивних відходів та обґрунтування ефективності використання такого сховища, виробленого з бетонітових глин

Об'єктом роботи є приповерхневі сховища середньоактивних та низькоактивних РАВ. Вони дешевші в будівництві, більш доступніші. Але за рахунок того, що вони знаходяться близько від людини, цей спосіб є вразливим для НС та людини. Але є способи, які зменшують дію цих сховищ на НС. У роботі розглянуті матеріали, застосування яких надійно ізолює РАВ від НС. Це – бентонітові глини.

Проведення порівняльного аналізу використання «звичайних» та бетонітових глин для приповерхневого сховища радіоактивних відходів та обґрунтування ефективності використання такого сховища, виробленого з бетонітових глин.

Література:

1. Седая А.А Порівняльна характеристика поводження з радіоактивними відходами в Україні та країнах Європейського союзу. Київ. 2024. 84 с.
2. Обливанцев Д.Ю., Щербakov Є.П. Питання використання бентоніту в якості захисного бар'єру сховищ РАВ. Київ. 2007. 56 с.

Гречук Л. М., студентка гр. ПТЯ212/мрх

Науковий керівник – кандидат технічних наук, доцент кафедри атомних електростанцій – **Дорож О.А.**

АНАЛІЗ ВОДНОХІМІЧНОГО РЕЖИМУ ДРУГОГО КОНТУРУ БЛОКУ АЕС З ВВЕР-1000

У якості базового підприємства розглядається АЕС з блоками ВВЕР-1000, установка СВО-5.

Проведено описання технологічного процесу підготовки води на хімоводоочистці АЕС. Виконаний розрахунок та спроектована схема водопідготовки. Розрахований склад води по етапам обробки та склад регенераційних розчинів.

Розглянуті типи та призначення спецводоочисток (СВО) на АЕС, ретельно розглянуто СВО-5 та його обладнання.

Розрахований водно-хімічний режим АЕС, з джерелом водопостачання річкою Південий Буг. У якості корекційної добавки запропонований морфолін. Проведено аналіз впливу морфоліну на роботу установки СВО-5 (рис. 1), призначеної для очищення продувочної води парогенератору від механічних та хімічних домішок з метою повернення цієї води у другий контур.

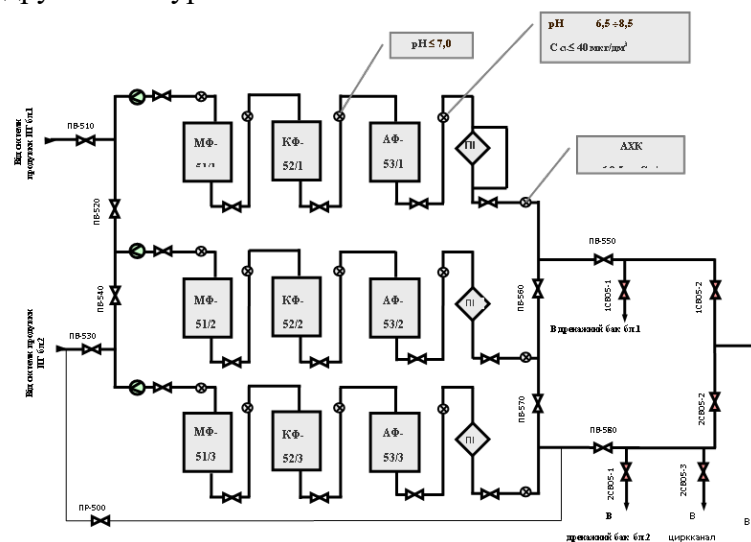


Рисунок 1 – Схема установки СВО-5

Задачею є виявлення шляхів скорочення експлуатаційних затрат шляхом проведення необхідних розрахунків та прийняття рішень по реконструкції діючої схеми та обладнання.

Результати технологічних розрахунків дозволяють застосовувати їх для подальших економічних розрахунків та оцінки ефективності прийнятих рішень.

Література

1. ВП «Південно-Українська АЕС» Інструкція по "Ведення водно-хімічного режиму другого контуру енергоблоку №3", 2015 р.
2. ГНД 95.1.10.05.044-99 Методика визначення значення питомої забрудненості поверхонь металу парогенераторів ПГВ-1000 з боку другого контуру, МБУ, 1999 р.
3. СОУ-Н ЯЕК 1.028:2013 Водно-хімічний режим другого контуру атомних електростанцій з реакторами типу ВВЕР. Технічні вимоги до якості робочого середовища другого контуру, МБУ 2014 р.

Денисенко О. С., студент гр. ПТЯ212/1м, Сова К.О., аспірант
Науковий керівник - кандидат технічних наук, доцент кафедри АЕС – Ковальчук В.І.

ДОСЛІДЖЕННЯ ВЛАСТИВОСТЕЙ ДИСПЕРСНО-МОДИФІКОВАНИХ МАТРИЦЬ ДЛЯ ЗАТВЕРДІННЯ РІДКИХ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ АЕС

Атомна енергетика, як найважливіша підгалузь глобальної енергетики, дає понад 17% світового виробництва електроенергії [1]. Обережне ставлення до ядерної енергетики зумовлене безпечністю експлуатації атомних електростанцій, складнощами завершального етапу ядерного паливного циклу, поводженням з відпрацьованим ядерним паливом та радіоактивними відходами, а також виведення з експлуатації ядерних об'єктів [2]. Різних форм РАО взаємодіють з навколишнім середовищем шляхом переходу і поширення в ньому. Як показник швидкості виходу радіонуклідів приймається експериментально вимірювана швидкість вилугування [3].

Мета дослідження полягає в оцінюванні та узагальненні елюювання репрезентативних радіонуклідів з матриць відповідно до тривалості зберігання.

Досягнення мети вимагає необхідності вирішення наступних завдань:

- Аналіз існуючих підходів до класифікації радіоактивних відходів та методів поводження з ними
З'ясування закономірностей вилугування радіоактивних відходів з різних за рецептурою матриць
Аналіз ефективності існуючих рецептур цементних матриць для локалізації радіоактивних відходів
Вибір оптимальних методів твердіння радіоактивних відходів розробка рекомендацій.

Об'єктом дослідження є методи твердіння радіоактивних відходів за матрицею.

Предметом дослідження є відображення процесів виходу РАВ з цементних матриць у навколишнє середовище.

Поводження з РРВ на діючих українських АЕС характеризується відсутністю технологічних систем, здатних створювати продукт, придатний для довготривалого зберігання та захоронення.

Розвиток сорбційних і мембранних технологій з досягненням необхідного рівня якості і поділ трапних вод на потоки по властивостям забруднень суттєво підвищує ефективність систем. У роботі виконано оцінку та узагальнення залежностей від часу елюювання типових радіонуклідів з твердих матриць. Проаналізовано існуючі підходи до класифікації радіоактивних відходів та принципів поводження з ними, досліджено закономірності вилугування зчеплених радіоактивних відходів з матриць різного складу, проаналізовано ефективність відомих складів матриць для зв'язування радіоактивних відходів методом цементування та надано рекомендації щодо вибору найкращого методу іммобілізації радіоактивних відходів.

Розглянуто питання, пов'язані з організацією охорони праці та безпечної експлуатації обладнання для поводження з рідкими радіоактивними відходами на атомних електростанціях.

Література:

1. Проблеми ядерної спадщини та шляхи їх вирішення. - Під загальною редакцією Е.В.Евстратова, А.М.Агапова, Н.П. Лаверова, Л.А.Большова, І.І.Лінге.- 2012 р - 356 с. - Т1-Т2
2. В.І. Ковальчук, І.Л. Козлов, О.А. Дорож. Основи поводження з радіоактивними відходами на атомних електростанціях. Принципи, технології, обладнання: навчальний посібник / В.І. Ковальчук, І.Л. Козлов, О.А. Дорож. – Одеса: Астропринт, 2020. – 372 с.
3. Р.Н. Ястребинський, В.І. Павленко, Н.І. Черкашина. Вищелачуємість радіонуклідів з цементних компаундів з радіоактивними відходами // Міжнародний журнал прикладних і фундаментальних досліджень. 2015.

Денисюк Н. М., студентка гр. ПТЯ212/мрх, **Мазник М. П.**, аспірант
 Науковий керівник - доктор технічних наук, доцент кафедри АЕС – **Чиченін В.В.**

АНАЛІЗ ЕФЕКТИВНОСТІ ЗАСТОСУВАННЯ МЕМБРАННИХ МЕТОДІВ В ТЕХНОЛОГІЇ ПІДГОТОВКИ ДОДАТКОВОЇ ВОДИ НА АЕС

Існуючи на сучасних АЕС технологія очищення води, заснована на освітленні та іонному обміні, хоч і дозволяє отримати воду високої якості, але потребує значної кількості хімічних реагентів, процес виробництва супроводжується утворенням значної кількості технологічних стоків, а застаріле обладнання та низький рівень автоматизації технологічних процесів існуючої установки збільшує затрати людської сили, підвищує небезпеку при роботі обслуговуючого персоналу, а також собівартість виробництва хімічно знесоленої води.

Метою кваліфікаційної роботи є обґрунтування та розрахунок системи зворотного осмосу для виробництва знесоленої води на АЕС.

Для досягнення поставленої мети необхідно вирішити наступні задачі:

- провести аналіз технологічних проблем існуючої установки отримання знесоленої води;
- провести аналіз науково-технічних проблем доступних методів отримання знесоленої води;
- обґрунтувати необхідність модернізації установки з виробництва знесоленої води на Запорізькій АЕС;
- виконати розрахунок системи знесолення води на основі технології зворотного осмосу;

Об'єкт дослідження: водопідготовчі установки атомних електростанцій на основі мембранних методів обробки води.

Предмет дослідження: знесолення води на установках зворотного осмосу.

Методи дослідження: для вирішення поставлених задач використані методи теоретичного дослідження, математичного моделювання систем зворотного осмосу на базі спеціалізованого програмного забезпечення та детерміністичні моделі розрахунку властивостей води.

Іонний обмін має достатню кількість альтернатив які мають свої позитивні та негативні сторони. До них можна віднести термічне знесолення(дистиляція), а також мембранні та електромембранні процеси: зворотний осмос(ЗО), електро-деіонізація(ЕДІ).

Огляд наукової літератури за кожним процесом не дозволяє стверджувати про ефективність кожної окремо взятої технології. Так, технологія дистиляції [1] дозволяє обійти обмеження викликані складом води [2]. Але через процеси накипоутворення та температурної депресії ефективність роботи установок знижується, виникає необхідність ведення продувки що спричиняє втрати тепла [3,4]. Також залишається необхідність попередньої обробки води, яка в основному базується на без реагентних та реагентних методах пом'якшення [1,5], але усі вони мають недоліки.

На рис. 1 зображено залежність типових експлуатаційних витрат процесів знесолення від солемісту оброблюваної води [6].

Конструкція ЗО установки дозволяє регенерувати частину затраченої на неї енергії шляхом встановлення по лінії концентрату регенеративних насосів. Таким чином збільшується економічність установки.

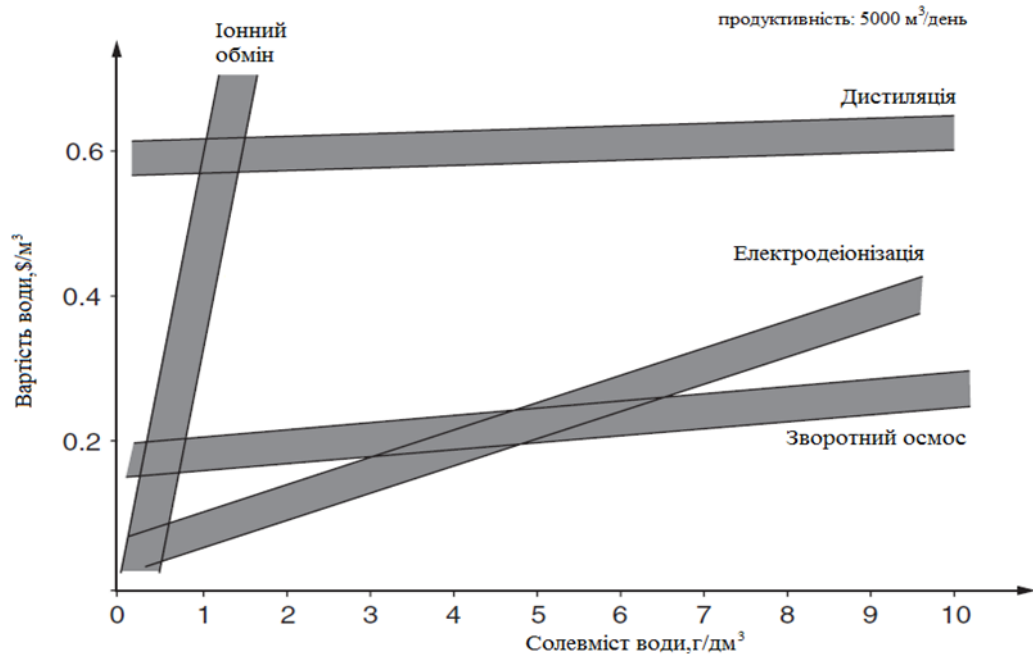


Рисунок 1 - Собівартість знесоленої води при використанні різних технологій

З графіків можна бачити, що кінцева ціна знесоленої води, отриманої методом іонного обміну, стрімко зростає з ростом солесмісту початкової води, що пояснює неможливість переробки власних відходів.

Щодо згаданого раніше методу дистиляції, то даний графік підтверджує зроблені висновки про непридатність процесу дистиляції для використання в умовах АЕС.

В свою чергу вартість очищеної води, отриманої на установках ЗО, в широкому діапазоні солесмісту сировини змінюється дуже мало.

В результаті виконання кваліфікаційної роботи:

1. Проаналізовано існуючу схему знесолення води та встановлено, що основними її недоліками є непридатність обробки води сульфатного та хлоридного класів, неефективність використання обмінної ємності іонітів, необхідність використання попередньо включеного Н-фільтра через неефективність попереднього очищення, неефективність регенерації, значні витрати реагентів на регенерацію, не повне використання потенціалу регенераційних розчинів, утворення скидних вод з високим солесмістом (>40 г/дм³), низький рівень автоматизації та застарілість обладнання.

2. Проведено огляд альтернативних технологій знесолення води і встановлено, що використання дистиляції недопустимо через громіздкість та матеріалоємність конструкцій випарників, високе споживання енергії для випарювання води, втрати води та тепла з продувкою, утворення відкладень на поверхнях теплообміну. Технологія електродеіонізації не відповідає умовам надійності експлуатації на АЕС та не забезпечує необхідної якості води при пікових навантаженнях.

3. Обґрунтовано схему комплексної водопідготовчої установки на основі двоступеневого зворотного осмосу. Розрахунок показав, що обрана схема УЗО забезпечує часткове знесолення води до електропровідності ~ 2 мкСм/см. Для здешевлення реконструкції в якості фінішної ступені знесолення використано наявні ФЗД.

4. Проведене моделювання ВПУ показало, що обрана методика розрахунку УЗО дозволяє спроектувати установку необхідної продуктивності з оптимальними умовами роботи мембранних елементів. Розрахунок дози сірчаної кислоти на основі показників стабільності дає достатньо точні результати для попередньої оцінки дози корегувального

агенту без урахування реальних умов експлуатації. Методика розрахунку складу води показує достовірні результати при високому солемісті води, але потребує уточнення для використання при розрахунках в області концентрацій < 10 мг/дм³.

5. Проведено аналіз складових собівартості знесоленої води на ВП ЗАЕС та встановлено що 28,5%, при собівартості 47,12 грн/м³, прямих затрат складають витрати на реагенти та фільтрувальні матеріали. Оцінка економічного ефекту від введення в експлуатацію КВПУ на основі ЗО показала можливе зниження собівартості знесоленої води на 10,5 грн/м³ за рахунок скорочення споживання реагентів.

6. Проведено аналіз умов праці на робочому місці апаратника ХВО та розрахована інтегральна бальна оцінка важкості праці.

Література:

1. Кишневський В.П. Гібридні технології кондиціонування води в енергетиці: підручник /В.П. Кишневський. / -- 2-ге вид., виправ. і дор. -- Одеса : Екологія, 2021. -- 380 с.
2. Кишневський В.П. Чиченін В.В Системи обробки води в енергетиці. Розрахунки та проектування: навчальний посібник для студентів за спеціальністю «Атомна енергетика», «Теплоенергетика» – Одеса:«Екологія» 2021. – 140 с.
3. Кардасевич О. О. Водні режими теплових і атомних електростанцій: Навч. посіб./ Одес. нац. політес. ін.-т. – Одеса: Наука і техніка, 2005. – 136 с.
4. Кардасевич О.О. Тепломасообмінні процеси та апарати ч.2. Випарні установки для студентів за фахом технологія води та палива на ТЕС та АЕС усі форми навчання : конспект лекцій / О.О. Кардасевич
5. Sutherland K. Filters and Filtration Handbook Fifth Edition / K. Sutherland, G. Chase, 2008. – 536p.
6. Кишневський В.П. Мембранні методи обробки води в енергетиці: навч.посіб. – Одеса: «Екологія», 2021. – 78 с.

Жмудський Р. С. студент гр. ПТЯ212/1м

Науковий керівник - доктор технічних наук, професор кафедри АЕС **Дубковський В. О.,**

АНАЛІЗ ЗАСТОСУВАННЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА GTNTR300 ДЛЯ КОМБІНОВАНОГО ВИРОБЛЕННЯ ЕЛЕКТРОЕНЕРГІЇ ТА ВОДНЮ

Один з перспективних напрямків розвитку світової ядерної енергетики – розробка та спорудження високотемпературних модульних газоохолоджуваних ядерних реакторів малої та середньої потужності (ММР-ВТГР) – 200-600 МВт, які використовують у якості теплоносія гелій та дозволяють мати температуру теплоносія на виході з реактора на рівні 900-950 °С. Досягнутий рівень температур значно розширює можливості використання ядерних реакторів такого типу.

Реалізацією однієї з програм розробки систем перспективних ММР-ВТГР, обладнання та реакторної техніки був розроблений в Японії реактор GTNTR300, з метою забезпечення демонстрації переваг та можливостей використання атомної установки.

Для визначення можливостей використання ядерного реактора GTNTR300 актуальною є преакторів такого ж реактора у складі енерготехнологічної установки, яка виробляє як електричну енергію, так і технологічну продукцію.

Енергоблок з реактором GTNTR300 з тепловою потужністю 600 МВт забезпечує температуру первинного теплоносія на виході 950°C. Для вироблення електроенергії застосована газотурбінна установка, працююча по циклу Брайтона. Виробництво водню можливо шляхом встановлення теплообмінника промконтур (ТПК), якій розташовано послідовно між реактором і газовою турбіною. У ТПК частина теплової потужності, 168 МВт передається в процес генерації H_2 , а решта потужності використовується для виробництва електроенергії в розмірі 202 МВт. Припускаючи ефективність 50% і доступність 90%, середня кількість водню становить 24 000 $Nm^3/год$, що відповідає поставці близько 100 заправних станцій (припускаючи $\sim 6000 Nm^3/добу$).

Тепло гелію у вторинному контурі передається через компактний технологічний теплообмінник до третього контуру виробництва водню. Система виробництва водню спроектована відповідно до існуючих неядерних промислових стандартів. Реактор підключений до термохімічного процесу розщеплення води - сірко-йодного циклу (S-I).

Проведено аналіз конструкції, параметрів та умов експлуатації високотемпературного газоохолоджуваного ядерного реактора GTNTR300 та теплообмінника «гелій-гелій» проміжного контуру. Визначені основні технології виробництва водню. Розглянуто параметри, переваги та недоліки таких технологій та відповідність параметрів технологічних процесів параметрам модульних високотемпературних реакторів.

Результати розрахунків енергетичної ефективності використання модульного високотемпературного ядерного реактора GTNTR300 для вироблення електроенергії або для комбінованого вироблення електроенергії та водню з застосуванням термохімічного процесу розщеплення води - сірко-йодного циклу показали більш ефективне використання теплової енергії, виробленої реактором у комбінованому циклі виробництва, яка визначається вищою ефективністю технологічного процесу вироблення водню з застосуванням сірко-йодного термохімічного циклу.

Література:

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Opportunities for Cogeneration with Nuclear Energy, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-4.1, IAEA, Vienna (2017).

Зиков С. О. студент гр. ПТЯ212/мрх, **Лисак М.В.** аспірант
Науковий керівник - кандидат технічних наук, доцент кафедри АЕС – **Ковальчук В.І.**

МЕТОДИ БОРОТЬБИ З КОРОЗІЄЮ ТА УТВОРЕННЯМ ВІДКЛАДЕНЬ У ПАРОГЕНЕРАТОРАХ ПГВ-1000М ШЛЯХОМ ХІМІЧНОГО ПРОМИВАННЯ.

Парогенератори, поряд з конденсаторами турбіни і проміжними теплообмінниками, є основними рекуперативними теплообмінниками АЕС, від характеристик яких істотно залежать ККД і економічні показники. Безпечна та надійна робота ПГ та теплообмінного обладнання другого контуру визначається його трубою системою. Накопичення продуктів корозії (ПК) обумовлює деградацію обладнання другого контуру, підшлямову корозію і корозійне розтріскування.

Актуальність періодичного промивання парогенераторів, оцінка її впливу на ефективність експлуатації парогенеруючого обладнання не викликає сумніву.

Мета роботи – аналіз процесів деградації конструкційних елементів парогенераторів АЕС і використання комплексного показника ОЕЕ для оцінки ефективності їх експлуатації. Для досягнення поставленої мети передбачається вирішення наступних завдань:

- аналіз процесів утворення відкладень на поверхнях теплообміну парогенератору та викликаних ними руйнувань теплообмінних труб;
- аналіз технологічних особливостей виконання хімічних промивок парогенераторів з мідьутримуючими апаратами в регенераційному ланцюгу;
- визначення значень критерію ефективності та його складових для системи генерації пари на АЕС;
- вирішити питання техніки безпеки при експлуатації та регламентному обслуговуванні парогенераторів. В роботі розглянуті питання експлуатації парогенераторів АЕС з ВВЕР-1000. Використана комплексна оцінка ефективності експлуатації парогенераторів реакторами ВВЕР на основі показника ефективності ОЕЕ (overall equipment effectiveness). Ефективність експлуатації розглянуто як функцію працездатності, продуктивності і якості виробу. Виконано аналіз особливостей хімічного промивання внутрішніх порожнин і пристроїв колекторів парогенератора від відкладень з боку другого контуру під час планових ремонтів.

Доведено, що показник ефективності експлуатації обладнання ОЕЕ повноцінно характеризує ефективність експлуатації парогенераторів енергоустановок з реакторами ВВЕР, і може застосовуватися при для управління процесом їх експлуатації.

Доведено, що ефективність функціонування парогенератора підвищується в міру досягнення максимального значення його продуктивності.

Ключові слова: парогенератор, ефективність, хімічне промивання, атомна електростанція.

Література:

1 Конспект лекцій по дисципліне «Водные режимы» для студентов по специальности “Технология теплоносителей и поведения с РАВ на АЭС”, дневной и заочной форм обучения /Исп. О.А.Кардасевич. - Одеса: ОНПУ, 2012.

2 Стандарт державного підприємства "Національна атомна енергогенеруюча компанія "Енергоатом"". Інженерна, наукова та технічна підтримка. Водно-хімічний режим другого контуру атомних електростанцій з реакторами типу ВВЕР. Технічні вимоги до якості робочого середовища другого контуру. СОУ НАЕК 171:2018. Київ, 2018р.

3 A. J. de Ron и J. E. Rooda. OEE and equipment effectiveness: An evaluation/International Journal of Production Research: Vol. 44, No. 23, 1 December 2006, 4987-500

Калугін В.О., студент гр. ПТЯ–212/1м

Науковий керівник – доктор технічних наук, професор – **Кравченко В. П.**

АНАЛІЗ ВИКОРИСТАННЯ ПРОКЛАДОК З ТЕРМОРОЗШИРЕНОГО ГРАФІТУ ДЛЯ ТРУБОПРОВІДІВ ТА ОБЛАДНАННЯ АЕС

До складу АТ НАЕК “Енергом” входить підприємство - Філія «Відокремлений підрозділ «Атоменергомаш», який крім багатьох робіт виробляє також прокладки з терморозширеного графіту (ТРГ), які забезпечують герметичність фланцевого з'єднання.

Метою роботи є визначення переваг прокладок з терморозширеного графіту, визначення області їх використання та аналіз методики розрахунку прокладок.

Для досягнення поставленої мети треба виконати наступні завдання

- провести аналіз використання різних матеріалів для прокладок;
- розробити алгоритм розрахунку прокладок;
- провести розрахунки прокладок з різних матеріалів;

Прокладкові матеріали фірми “Frenzelit – Werke GmbH & Co/KG” мають допуски та дозволи на використання в Україні, а також мають позитивний досвід експлуатації на АЕС України. Прокладки ФПТРГ призначені для ущільнення плоских роз'ємних з'єднань згідно з НП 306.2.141 і можуть бути встановлені та експлуатуватися на обладнанні що відноситься до 1 класу сейсмостійкості згідно з НП 306.2.208.

Робочі середовища для обладнання АЕС: парогазова суміш, дистилат, поживна вода, конденсати, вода контуру багаторазової примусової циркуляції, розчини дезактивації та промивання, масло, повітря, інертні гази. Прокладки ФПТРГ можуть експлуатуватися в робочих середовищах при температурах від 0 °С до 350 °С та тисках від 0 МПа до 25,0 МПа

Початкові дані для розрахунку: робоче середовище, Р, Т, розміри, допустимий питомий тиск на прокладку, матеріал шпильок, кількість шпильок, висота робочої частини різьби, внутрішній діаметр різьби шпильки.

Розрахунок включає наступні кроки.

1. За робочою Т визначається номінальне допустиме навантаження в шпильках при температурі гідравлічних випробувань.
2. Визначення площі притискання, притискна ширина прокладки, розрахунковий діаметр прокладки. Зусилля для обтиснення прокладки.
3. Мінімальне зусилля для герметичності у робочих умовах.
4. Зусилля на розтягування в шпильках від робочого тиску.
5. Зусилля початкової затяжки шпильок. Зусилля затягування шпильок за робочих умов. Зусилля на прокладці під час затягування та при робочих умовах
6. Момент при початковій затяжці шпильки. Момент затяжки шпильки при робочих умовах. Плоскі прокладки перевіряють за питомим тиском на контактуючі поверхні q при початковій затяжці та робочих умовах. Критерієм досягнення герметичності та міцності є виконання умови $q_{\max} > q > q_{\min}$. Якщо умова виконується, умови міцності прокладки витримуються. Якщо умова не виконується, розрахунок повторюється з іншими вихідними умовами (зміна розмірів чи матеріалу прокладки)

Проведено розрахунок фланцевого з'єднання засувки типу 1058-600-СП, яка використовується при високих параметрах теплоносія (8 МПа, 300 °С). Розглянуто два варіанти прокладки: з нержавіючої сталі 0X18H10T та ТРГ марки Grefseal 420 Т. Порівняння характеристик цих матеріалів показує, що ТРГ має модуль Юнга в 132 рази менше, а коефіцієнт лінійного розширення в 60 разів менше, ніж у сталі. Згідно розрахункам питомий тиск на прокладку з ТРГ в 3 рази менший ніж для прокладки зі сталі, що говорить про перевагу прокладок з ТРГ.

Карманский В.В., студент гр. ПТЯ–212/1м
Науковий керівник – доктор технічних наук, професор – **Погосов О.Ю.**

АНАЛІЗ РИЗИКІВ, ЩО ПОВ'ЯЗАНІ З ВИКОРИСТАННЯМ КОБАЛЬТУ ^{59}Co В ІНСТРУМЕНТІ ТА ДОПОМІЖНОМУ УСТАТКУВАННІ ПІД ЧАС РЕМОНТНО ВІДНОВЛЮВАЛЬНИХ РОБІТ НА АЕС

Аналіз показав, що при виконанні ремонтно-відновлювальних робіт, які можуть проводитися на обладнанні реакторної установки, не доцільно використовувати, ізоотоп кобальту ^{59}Co в інструменті та допоміжному устаткуванні, хоча на інших технічних об'єктах це може бути корисним завдяки властивостям такого металу.

Нами розглянуто основне та допоміжне обладнання АЕС і аналіз необхідності проведення ремонтно-відновлюваних робіт згідно зі специфікою реакторної установки.

Проаналізовано ризики, що можуть бути притаманними щодо використання металоріжучого інструменту з кобальтом ^{59}Co , та ризики, щодо використання магнітів з ^{59}Co для кріплення допоміжного устаткування при ремонтно-відновлювальних роботах.

Показано, що ризики які виникають при контактуванні інструментів та датчиків контролю, що являють собою допоміжне обладнання, внаслідок опромінення нейтронами стабільного ізоотопу кобальта з утворенням радіоактивного ізоотопу ^{60}Co , який перетворюється таким чином у гама-випромінювач, є небезпечним, і такі ризики мають бути заздалегідь усунені. Великомасштабне використання ядерних реакторів в електроенергетиці висунули на перший план задачі забезпечення безпеки, надійності та ефективності атомних електростанцій. Специфіка проблеми безпеки стосовно ядерних енергоустановок переважно двома обставинами.

По-перше, ядерна установка є технічним комплексом з високим технологічним рівнем і потребує розвиненого системного підходу до аналізу умов нормальної роботи та аварійних режимів. По-друге, з нею пов'язана потенційна небезпека заподіяння шкоди персоналу (ремонтному персоналу в тому числі) суспільству та навколишньому середовищу, а тому мають бути розглянуті найнесприятливіші поєднання, експлуатаційних факторів та зовнішніх впливів.

Наслідки будь-якої аварії мають бути обмеженими, а краще виключними та заздалегідь передбаченими. Саме тому тема даної роботи стосується дослідження ризиків, що пов'язані з використанням такого унікального хімічного елементу (матеріалу) як кобальт в інструменті та допоміжному устаткуванні під час ремонтно-відновлювальних робіт на.

Кобальт є дуже твердим металом, який плавиться при температурі 1494 °С. При температурі менше 300 °С кобальт не окислюється, а при більш високих температурах покривається жовтуватою окисною плівкою. Кобальт відноситься до феромагнетиків та використовується в різних сферах промисловості, медицині тощо. Властивості кобальту робить його таки унікальним та цікавим, в тому числі для атомної енергетики. Але, є і обмеження щодо використання кобальту саме на таких об'єктах як АЕС.

Обмеження стосуються щодо використання кобальту в умовах впливу нейтронного випромінювання у складі швидкоріжучого інструмента та у складі постійних магнітів для кріплення спеціального обладнання при виконанні ремонтно-віновлюючих робіт.

Дослідницька робота виконана відповідно до теми науково-дослідних робіт кафедри Атомних електростанцій Національного університету «Одеська політехніка», в тому числі науково-дослідної роботи № 193-42 (2021-2025) по темі «Ядерна та радіаційна безпека і ефективність енергоблоків АЕС з урахуванням сучасних проблем та тенденцій в атомній електроенергетиці» (№ держреєстрації 0121U108086).

Таким чином, робота є своєчасною та актуальною і має сприяти підвищенню безпеки для персонала АЕС.

Клепацький Г. В., студент групи ПТЯ-212/мрх

Науковий керівник – кандидат фіз.-мат. наук, доцент кафедри АЕС – **Зотєєв О.Є.**

АНАЛІЗ ТЕХНІЧНОГО СТАНУ ОСНОВНОГО ОБЛАДНАННЯ ПЕРШОГО КОНТУРУ АЕС ПРИ УМОВІ ПЕРЕХОДУ НА 18-МІСЯЧНИЙ ПАЛИВНИЙ ЦИКЛ

Незалежно від схемних особливостей ядерних установок, одним з обов'язкових для РУ видів обладнання є насоси. І найбільш відповідальним з них є головний циркуляційний насос 1 контуру, який забезпечує примусову циркуляцію теплоносія через реактор, що є необхідною умовою надійного тепловідводу від активної зони. Це є його основним призначенням.

Згідно класифікації НП.306.2.141-2008, ГЦН належить до 1 класу безпеки і є елементом нормальної експлуатації, що виконує також функцію захисного елементу безпеки в частині вибігу, забезпечуючи плавний перехід до режиму природної циркуляції теплоносія за ситуації знеструмлення усіх ГЦН. ГЦН працює в режимах нормальної експлуатації, під час порушень нормальної експлуатації та в аварійних ситуаціях.

Основний режим роботи – тривала паралельна робота чотирьох ГЦН в 1 контурі за номінальних параметрів теплоносія. Допускається тривала експлуатація ГЦН в складі 1 контуру за відключеного стану одного, двох і трьох ГЦН.

Надійність експлуатації РУ, її працездатність за нормальних умов і в перехідних режимах залежить від наявності циркуляції теплоносія в 1 контурі, тобто – від працездатності ГЦН. Основною експлуатаційною вимогою до ГЦН є висока ресурсна надійність. Головні циркуляційні насоси повинні надійно й стабільно працювати за параметрів навколишнього середовища, характерних для місць їхнього розташування, без будь-якого втручання обслуговуючого персоналу протягом тривалого часу, принаймні протягом періоду між плановими зупинами реактора.

Радіоактивність теплоносія, забруднення внутрішніх поверхонь активними продуктами корозії, розташування всередині захисних боксів під ГО практично виключають можливість ремонту ГЦН, пов'язаного з постійною присутністю персоналу в приміщенні насосу. З огляду на це, висувається вимога забезпечити заміну елементів проточної частини й окремих вузлів ходової частини без різання циркуляційних трубопроводів й мінімізувати час перебування ремонтного персоналу поблизу ГЦН, що ремонтується.

Подача ГЦН-195М – 20000 м³/год, а споживана ним потужність складає, в середньому, 6000 кВт. Великі значення подачі й потужності обумовлені, з одного боку, великою потужністю реактора, а з іншого боку – намаганням зменшити кількість паралельно працюючих петель РУ. Зменшення кількості циркуляційних петель призводить до зменшення кількості одиниць обладнання й, за інших рівних умов, сприяє підвищенню надійності АЕС.

ГЦН розрахований на пресування тиском 250 кгс/см² під час проведення гідровипробувань у складі 1 контуру за температури теплоносія 130 °С. При цьому допускається не подавати запірну воду до ущільнень ГЦН з напірного трубопроводу підживлювальних насосів (за умови обов'язкового подавання охолоджувальної води проміжного контуру), арматура на лініях подавання й зливу запірної води повинна знаходитись в закритому положенні, протікання крізь ущільнення валу не повинні перевищувати 50 л/год, подавати дистилат для змивання бору з кінцевого ступеня ущільнення не вимагається.

Кльопка В. С., студент гр. ПТЯ212/1мп

Науковий керівник - кандидат технічних наук, доцент кафедри АЕС – **Ковальчук В.І.**

ДОСЛІДЖЕННЯ СКЛАДУ РОЗЧИНІВ БОРНОЇ КИСЛОТИ В ТЕПЛОНОСІЇ ПЕРШОГО КОНТУРУ АЕС

Безпека – основа перспективи розвитку атомної енергетики. Після Чорнобильської катастрофи запевнення, що випадковість аварії в цій галузі дорівнює 10^{-7} 1/рік, в той час як на вугільній станції ця величина дорівнює 10^{-5} 1/рік. Тому у всьому світі роблять надзвичайні кроки, аби жодна непередбачена ситуація не змогла більше перешкодити твердженню, що атомна енергетика найбезпечніша галузь промисловості.

Найважливішим елементом подальшого розвитку атомної енергетики є вирішення проблеми очистки теплоносія і мінімізації «сдувки» реакторного контура, що забезпечують постійно підключені системи: підживлення першого контура і «сдувки» радіоактивної води з першого контура [2].

Організовані протікання і вода при всіх операціях, пов'язаних зі зміною концентрації борної кислоти в першому контурі поступають на СВО2, яка являється першим бар'єром на шляху виходу радіоактивних відходів у довкілля.

Метою дослідження являється зміни складу розчинів борної кислоти в теплоносії 1 контуру АЕС в процесах функціонування реактора.

До задач дослідження входять:

- вивчення властивостей борної кислоти, її форм в теплоносії;
- дослідження сорбційних властивостей аніонітів ядерного класу за робочих умов СВО2 в багатокомпонентній системі;
- розрахункова оцінка економічних показників використання іонітів для управління борним регулюванням реактора.

У роботі виконано огляд основ ВХР першого контура і принципу борного регулювання реактивності. Розглянуто системи СВО 1, 2, 6, їх призначення, обладнання, вживання іонообмінних смол в системі і експлуатація СВО2.

Розглянуто форми борної кислоти в теплоносії першого контура АЕС. Виконано розрахунки рівноваги між формами борної кислота в залежності від її концентрації і домішок. Отримана математична форма ізотерми рівноваги аніонітів з борною кислотою і хлоридами (бор-хлор для АВ-17-8). Оцінено результати і похибки розрахунків. Розраховано режими роботи СВО2 при різних концентраціях борної кислоти [3].

Сформульовано рекомендації по використанню СВО-2 на різних етапах кампанії реактора (в умовах пуску, гальмування і робочого режиму).

Розглянуто питання, пов'язані з організацією охорони праці та безпечної експлуатації обладнання з рідкими радіоактивними субстанціями на атомних електростанціях.

Література:

1. О.О. Кардасевич. Водні режими теплових і атомних електростанцій: Навчальний посібник, Одеса, Наука і техніка, 2005, 129 с.
2. Регламент объема лабораторного и автоматического контроля технологических сред основного и вспомогательного оборудования Южно-Украинской АЭС РГ.0.0014.0162.
3. В.И. Ковальчук, О.А. Дорож. Оценка коэффициента равновесия для катионита промышленного класса. Труды Одесского политехнического университета, 2004, вып. 2(22), 18 стр.

Ковальова А.А., студент гр. ПТЯ–212/1мп

Науковий керівник – доктор технічних наук, професор – **Погосов О.Ю.**

АНАЛІЗ МОЖЛИВОСТЕЙ ВІДПОВІДНОГО ОСНАЩЕННЯ СТЕНДОВОГО УСТАТКУВАННЯ ДЛЯ ДОСЛІДЖЕННЯ ТЕПЛОГІДРАВЛІЧНИХ ПРОЦЕСІВ, ПРИТАМАННИХ РЕАКТОРНИЙ УСТАНОВЦІ АЕС

Енергоблок АЕС має певну потужність, яка визначається потужністю ядерного реактора. Так, проектна теплова потужність ядерного реактора типу ВВЕР-1000 складає приблизно 3000 МВт, що є дуже високим показником.

Але це не завжди дозволяє розуміти досконало про особливості технологічних процесів, зокрема про теплогідрравлічні процеси в натурному обладнанні. Отже, в такому випадку для дослідження процесів використовують стендове експериментальне устаткування, яке являє собою фізичну модель натурального технологічного устаткування. Це є дуже результативним та економічно ефективним засобом досліджень, важливих для промисловості та галузі наукових знань, пов'язаних з атомною енергетикою.

Проведено аналіз можливостей відповідного оснащення стендового експериментального устаткування для дослідження теплогідрравлічних процесів, притаманних реакторній установці АЕС. Відповідність оснащення стендового устаткування визначається тим, що експериментальне обладнання є подібним до натурних елементів реакторної установки і є інформативним, ефективним та безпечним у використанні.

Аналіз показав, що класичний теплогідрравлічний стенд, який використовується іншими дослідниками і який в принципі може бути використаним для вирішення поставлених задач щодо теплогідрравлічних процесів, які подібні до процесів, що притаманні обладнанню АЕС, не є прийнятним. Розроблені раніше стендові фізичні моделі, де ділянки електронагріву зроблені з латуні не доцільно використовувати, хоча вони потребують меншого нагріву і на перший погляд є економічними.

З'ясовано, що стендові експериментальні установки потребують використання на дослідницької ділянці ніхромових трубчастих каналі з нагрівом більшої потужності. Пристрої для автоматичного захисту дають можливість завчасно виявити тенденцію кризи теплообміну та передбачити останню ще на ранній стадії розвитку процесу. Запропоновані первинні вимірювальні перетворювачі, що взмозі постачати сигнальну інформацію, яка необхідна для проведення стендових експериментів.

З цієї причини на енергоблоці, а саме в оснати реакторної установки, передбачається система виміру різних параметрів ядерного реактора та пов'язаного з ним устаткування, і для цього є відповідні технічні засоби, але таких засобів все ще недостатньо.

Для задоволення все зростаючих вимог до безаварійної роботи реакторних установок, потрібні усе більш досконалі технічні засоби виконання експериментальних наукових досліджень. Відповідно до теми досліджень, для з'ясування додаткових можливостей, була сформульована мета її виконання.

Метою роботи є таке: проведення аналізу можливостей відповідного оснащення стендового експериментального устаткування для дослідження теплогідрравлічних процесів, притаманних реакторній установці АЕС. Для досягнення поставленої мети в роботі вирішуються такі задачі:

- проаналізувати сучасні можливості та потреби оснащення стендового устаткування для дослідження теплогідрравлічних процесів, притаманних АЕС;
- проаналізувати перспективні технічні можливості для безпечних та ефективних досліджень номінальних та аварійних теплогідрравлічних процесів шляхом фізичного моделювання технологічного обладнання реакторної установки АЕС.

Вирішення цих задач сприяє підвищенню безпеки та ефективності об'єктів АЕС.

Ковальчук О.Г., студент гр. ПТЯ212/мрх

Науковий керівник – кандидат технічних наук, доцент – **Дорож О.А.**

АНАЛІЗ РЕЖИМІВ РОБОТИ СИСТЕМИ ПРОДУВАННЯ ПАРОГЕНЕРАТОРІВ АЕС

Для систем продування парогенераторів визначені наступні умови безпечної експлуатації - перед виведенням на потужність повинні бути працездатні:

- лінії постійного і періодичного продування;
- колектори продування ПГ;
- швидкодіючі відсічні клапани;
- розширювачі продування;
- регенеративний теплообмінник і доохолоджувач;
- трубопроводи відбору проб;
- устаткування установки СВО-5;
- арматура, сигналізація, захисту і блокування, КПП, які забезпечують працездатність перерахованого устаткування.

При роботі ЯППУ на потужності режим періодичного продування визначається залежно від відповідності результатів хімічних аналізів води в

При порушеннях ВХР другого контуру режим роботи енергоблоку визначається трьома рівнями дії обслуговуючого персоналу:

а) перший рівень дії - при відхиленні одного (або декількох) критичного показника від нормованої величини при стаціонарному режимі роботи блоку в межах першого рівня дії необхідно протягом семи діб усунути причину порушення і відновити показник відповідно до норм, при неможливості - перейти до рівня дії два;

б) другий рівень дії - понизити потужність блоку до 50% від номінальної протягом чотирьох годин з моменту початку другого рівня дії і продовжити пошук і усунення порушення. Подальший підйом потужності РУ можливий тільки після усунення причини порушення і досягнення нормованих значень показників якості продувочної води. Якщо протягом 24 годин при роботі РУ на зниженій потужності неможливо усунути причини порушень і відновити показник - перейти до рівня дії три.

в) третій рівень дії - понизити потужність РУ до МКУ з регламентною швидкістю і продовжити пошук і усунення причини порушення. Припинення зниження потужності і подальший підйом потужності РУ можливий тільки після усунення причини порушення і досягнення показників якості продувочної води ПГ відповідних першому рівню дії. Якщо протягом восьми годин з моменту початку третього рівня дії неможливо усунути причини порушення і відновити показник за рахунок підживлення знесоленим конденсатом і продування ПГ, перевести РУ з регламентною швидкістю в стан «холодний останок», виробити пошук і усунення причин порушення і виконати водообмін по другому контуру, включаючи ПГ.

Література:

1. ГНД 95.1.10.05.044-99 Методика визначення значення питомої забрудненості поверхонь металу парогенераторів ПГВ-1000 з боку другого контуру, МЕУ, 1999 р.;
2. СОУ-Н ЯЕК 1.028:2013 Водно-хімічний режим другого контуру атомних електростанцій з реакторами типу ВВЕР. Технічні вимоги до якості робочого середовища другого контуру, 2014 р.

Костенюк С. Й., студент гр. ПТЯ212/1мп

Науковий керівник - кандидат технічних наук, доцент кафедри АЕС – **Чулкін О.О.**

ДОСЛІДЖЕННЯ ПРОЦЕСІВ ВІДКЛАДЕННЯ СОЛЕЙ ЖОРСТКОСТІ В ЗВОРОТНИХ СИСТЕМАХ ОХОЛОДЖЕННЯ НА АЕС

При експлуатації зворотних систем охолодження (ЗСО), за рахунок концентрування солей, досягається перенасичення води по карбонату кальцію, що призводить до утворення відкладень в трубах конденсаторів. Наявність відкладень призводить до погіршення теплообміну, падінню вакууму в конденсаторах, перевитраті палива і вимагає проведення періодичних хімічних очищень апаратів [1]. Для розробки заходів запобігання забруднення трубок мінеральними відкладами необхідно знати закономірності формування відкладень і вплив різних факторів на їхню інтенсивність.

Відомо, що найбільш істотними факторами є: вміст накипоутворювачів у теплоносії, умови теплообміну і гідродинамічні умови в апаратах, а також природа конструкційного матеріалу апарата.

Для вирішення теоретичних питань треба провести експерименти, що дозволять оцінити поведінку накипоутворювачів в охолоджуючій воді.

Актуальність теми не викликає сумніву, тому що обумовлена необхідністю прогнозування забруднення теплообмінних поверхонь відкладами.

Метою дослідження є отримання експериментальних залежностей впливу концентрацій домішок і теплових навантажень на інтенсивність відкладень на поверхнях теплообміну. Для її досягнення необхідно вирішення задач:

- ознайомитись з фізико-хімічними процесами, сприяючими утворенню відкладень на поверхнях;
- ознайомитись з існуючими механізмами утворення відкладень та їх математичним відображенням;
- виконати лабораторні дослідження процесів утворення відкладень на нагрівачах в залежності від теплового навантаження і концентрації солей в теплоносії;
- отримати математичну залежність інтенсивності утворення відкладень в залежності від теплового навантаження, концентрації і природи солі в теплоносії.

В роботі виконано огляд існуючих уявлень про механізм утворення відкладень. Розроблено експериментальну методику дослідження утворення відкладень. Розроблено стенд з дослідження низькотемпературного накипоутворення і умови роботи зворотних систем охолодження. Розроблена методика випробувань процесів утворення відкладень накипу в лабораторних умовах. Проведені лабораторні випробування процесів утворення відкладень накипу. Виконана обробка результатів експериментального дослідження на базі математичного планування. Побудована двофакторна математична модель процесів утворення відкладень накипу. Виконана оцінка значущості коефіцієнтів моделі.

Література:

1 Charlesworth D. H. Deposition of corrosion products in boilingwater systems. Paper presentat AlChe. Symposium on Chem. Eng. Aspects of Reactor Cool Systems. — Cleweland, 1969, May. p. 23—24.

2 Tomas D., Grigull U. Experimented Untersuchung über die Ab-lagerung von suspendiertem Magnetit bei Rohrströmungen in Dampfer-zeugern. — BWK, 1974, 26, № 3, S. 109—115.

3 Кульский Л.А. и др. Справочник по свойствам, методам анализа и очистке воды, часть I. Киев: Наукова думка, 1980 г.

Кравец О. Л., студент гр. ПТЯ212/мрх, **Маргаза А. М.**, аспірант
Науковий керівник - доктор технічних наук, доцент кафедри АЕС – **Чиченін В.В.**

ДОСЛІДЖЕННЯ МЕХАНІЗМУ УТВОРЕННЯ ВІДКЛАДЕНЬ НА ТЕПЛООБМІННИХ ПОВЕРХНЯХ ПАРОГЕНЕРАТОРІВ ПГВ-1000 НА АЕС

В кваліфікаційній роботі розглянуті питання експлуатації парогенераторів АЕС з ВВЕР-1000. Доведено, що в парогенеруючій частині має місце накопичення відкладень у міжтрубному просторі, що обумовлено надходженням продуктів корозії з конденсатно-живильного тракту. Розраховані швидкості надходження домішок до парогенератору, а також товщини відкладень на поверхні теплообмінних трубок.

Теплообмінні трубки парогенераторів вельми інтенсивно обігріваються теплоносієм першого контуру, внаслідок чого місцеві питомі теплові навантаження можуть досягати 500,000-600,000 кВт/м² і вище.

Тому, навіть при короткочасному погіршенні коефіцієнта тепловіддачі від стінки до киплячій воді, температура стінки трубки буде помітно перевищувати температуру кипіння води. Утворення на зовнішній поверхні незначних по товщині, але малотеплопровідних відкладень може зумовити виникнення піттингів, тріщин, свищів і навіть розривів високотеплонапружених труб через збільшення термічного опору та місцевого значного перегріву металу.

У кваліфікаційній роботі магістра розглянуті закономірності утворення відкладень в горизонтальних парогенераторах АЕС ПГВ-1000, а також фактори, що впливають на швидкість їх утворення.

Утворення в парогенераторах відкладень, що порушують їх нормальну роботу, призводить до необхідності проводити періодичне їх очищення, що пов'язане з вимушеними тривалими простоями устаткування, великими трудовитратами і підвищеним зносом труб.

Так як теплообмінні трубки не пристосовані до механічного очищення, то це сприяло удосконаленню хімічних способів очищення поверхонь труб парогенераторів від продуктів корозії і відкладень, що утворилися в процесі експлуатації

Аналіз проблем експлуатації показав, що основні труднощі пов'язані з концентруванням домішок, що надходять з живильною водою і накопичуються в сольових відсіках парогенераторів, це призводить до утворення важкорозчинних гідратів.

Розрахунки ВХР показали, що основні домішки, що накопичуються в теплоносії представлені продуктами корозії сталі і частково мідних сплавів, а так само є незначно зміст інших солей. Продукти корозії (залізо і мідь) становлять близько 90%, решта домішок не перевищує 5%, жорсткість і кремній не перевищують 1.5-2%.

За результатами досліджень видно, що основна маса відкладень концентрується в районі гарячого колектора, в нижній частині сольового відсіку, де величина кількості відкладень досягає 190 г / м².

Виконано аналіз механізмів пошкодження теплообмінних труб парогенератора, а також моделювання зростання шару відкладень.

Кузнецов В.В., студент гр. ПТЯ–212/1м

Науковий керівник – доктор технічних наук, професор – **Погосов О.Ю.**

АНАЛІЗ МОЖЛИВОСТЕЙ АДЕКВАТНОГО ОЦІНЮВАННЯ РЕЗУЛЬТАТІВ ВИМІРЮВАННЯ РОБОЧИХ ПАРАМЕТРІВ ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНИХ ФІЗИЧНИХ МОДЕЛЕЙ ОБЛАДНАННЯ АЕС

Атомні електростанції (АЕС), які працюють належним чином – є фактором сталого зростання енергогенерації, джерелом електричної енергії і базою промислового потенціалу країни. АЕС є підприємством, що включає окремі, незалежні один від одного енергоблоків. Кожен енергоблок складається, в загальному випадку, з реакторної установки, паротурбінної установки і електрогенераторної установки. Узгоджене функціонування установок енергоблоку АЕС залежить від надійності роботи окремих елементів та технологічних агрегатів.

Забезпечення надійної роботи обладнання можливо різними шляхами. По-перше, – це якісне проектування з урахуванням бажаного строка експлуатації. По-друге, – це відповідальна експлуатація згідно з приписаому регламенту. По-третє, – це регулярні ремонтно-профілактичні роботи та модернізація устаткування. По-четверте, – це адекватне оцінювання стану обладнання. В останньому випадку велике значення мають наукові дослідження, і в тому числі такі, які допомагають поліпшувати методи та засоби отримування інформації, яка постачається досліднику за допомогою датчиків.

Реакторна установка працює по відповідному технологічному процесу і включає такі основні технічні об'єкти: реактор, парогенератори, компенсатор тиску, циркуляційні насоси і трубопроводи, які елементи реакторної установки сполучають. Джерелом теплової енергії, яка передається до парогенераторів, є ядерний реактор, в активній зоні якого протікає ланцюгова ядерна реакція ділення нуклідів ядерного пального. Теплова енергія в парогенераторах перетворюється в механічної енергії пари і парової турбіни, а потім і в електричну енергію завдяки електрогенераторам та передається споживачам.

Енергоблок АЕС має певну електричну потужність, яка визначається тепловою потужністю ядерного реактора. Наприклад, проектна теплова потужність ядерного реактора типу ВВЕР-1000 складає приблизно 3000 МВт, що змушує оперативний персонал АЕС до технологічної обережності та відповідної поведінки.

Реальна потужність ядерного реактора може відрізнятися від проектної. Крім того за технологічними і економічними умовами потужність реактора може змінюватися. Тому при експлуатації енергоблоку АЕС потрібно в процесі роботи ядерного реактора мати достовірну інформацію про поточне значення потужності тепловиділення в активній зоні. Для цього існує метрологічне забезпечення, яке зазаявляє рік за роком певної модернізації.

Управління потужністю реактора здійснюється введенням позитивної чи негативної реактивності, яка визначає інтенсивність ланцюгової ядерної реакції ділення. Вплив на потужність реактора здійснюється шляхом зміни реактивності активної зони, бо реактивність по фізичному змісту показує розмножуючі здібності активної зони реактора по відношенню до вільних нейтронів нейтронного поля. Для визначення реактивності та потужності реактора можуть бути використані розрахункові дані, але без первинної техногенної інформації суто розрахункові дані не є достатніми. Щоб достовірно судити про реактивність та потужність реактору, потрібно забезпечити його системою вимірювання відповідних параметрів. Але це не завжди дозволяє розуміти досконало про особливості технологічних процесів, зокрема про теплогідродинамічні процеси в натурному обладнанні. І тому, в такому випадку для дослідження процесів, подібних технологічним процесам в реакторі, використовують стендове устаткування, яке являє собою фізичну модель натурального технологічного обладнання. Таким чином з'являється можливість адекватно оцінювати результати вимірювань.

Кузьо Д.Й., студент групи ПТЯ-212/мп

Науковий керівник – доктор технічних наук, професор кафедри АЕС – **Барбашев С.В.**

АНАЛІЗ ВПЛИВУ МОДЕРНІЗАЦІЇ СИСТЕМИ АВАРІЙНОГО ОХОЛОДЖЕННЯ АКТИВНОЇ ЗОНИ НА РЕСУРС РЕАКТОРА ВВЕР-1000

Модифікація конструктивної частини системи САОЗ ВТ неможлива без значної перетрасіровки як самих трубопроводів САОЗ ВТ, так і суміжно розташованих трубопроводів.

На початкових етапах аварії робота регулятора не тільки є неефективною, а й шкідливою, оскільки призводить до додаткових циклічним динамічним і термічним навантаженням. Такі умови сприяють виникненню термошоку на корпус і внутрішньокорпусні пристрої реактора. Виникнення високочастотних і високоамплітудних коливань тиску теплоносія в активній зоні призводить до додаткових високоциклічних навантажень на оболонки твелів, які можуть призвести до неприпустимих порушень їх цілісності.

У процесі одночасної роботи всіх трьох регуляторів каналів САОЗ ВТ може виникнути асинхронність (або противофазно) рухів штоків ЗРК (наприклад, випадково або при помилкових діях оператора), наслідком якої може бути виникнення між каналного тепло-гідродинамічних нестійкості, що сприяє розвитку недопустимих автоколивальних процесів в реакторній установці.

Таким чином, проведений аналіз показує неефективність установки регуляторів САОЗ ВТ, а негативними наслідками є виникнення автоколивальних процесів.

Рішенням неефективності установки регулятора САОЗ ВТ може бути альтернативна схема з пароводяним-інжектором, включеним за схемою. Дослідження присвячено оцінці ефективності роботи такої схеми і особливостям роботи інжектора.

Мета даної схеми - захист корпусу і активної зони від термоусталостних напружень при спрацьовуванні системи САОЗ, а також продовження часу розхолодження. Нагрівання води в ГЄ шляхом збільшення кількості ТЕН або збільшення їхньої потужності, не вигідний, тому що вимагає тривалого утримання ГЄ в гарячому резерві і не дає бажаної температури нагріву води за умовами міцності корпусів ГЄ.

Представляється доцільним підігрівати воду за межами ГЄ. Воду, що надходить з ГЄ, пропонується підігрівати в інжекторі, змішуванням з водою або парою надходять з КТ. Пропонована схема відсікає від гарячої петлі компенсатор об'єму, і перенаправляє воду з КТ в Р через інжектор в патрубки САОЗ. Таке включення усуває вихід води з КТ через гарячу петлю до місця витоку, або усуває зворотний хід теплоносія по гарячій петлі в реактор і посилення перекидання циркуляції при витоку, викликаній ушкодженнями по лінії холодної петлі ГЦК.

Підігрів води та встановлення роздаючого колектора вирішує безліч питань пов'язаних з ремонтом, а також і економічних проблем.

Куровський А.О., студент гр. ПТЯ212/мп
Науковий керівник – ст. викладач – **Колиханов В.М.**

АНАЛІЗ ВПЛИВУ ЕФЕКТИВНОСТІ СТРИЖНІВ РЕГУЛЮВАННЯ НА РОЗПОДІЛ ГУСТИНИ ПОТОКУ НЕЙТРОНІВ В АКТИВНІЙ ЗОНІ РЕАКТОР

Атомна енергетика на порозі четвертого покоління ядерних реакторів, розробка яких базується на концепції підвищеної безпеки та повинні забезпечити більш високу температуру теплоносія на виході з реактора. Це забезпечить більш високу ефективність перетворення теплової енергії в електрику і надає додаткові переваги атомній енергетиці в порівнянні з тепловою енергетикою, в якій використовують органічне паливо, що пов'язано з викидами вуглецю в навколишнє середовище.

Зараз в рамках міжнародної співпраці на стадії розробки знаходиться шість проектів ядерних реакторів, в яких передбачається використання ядерного палива з підвищеним збагаченням урану. Тривалий час в атомній енергетиці існувало обмеження щодо використання в енергетичних установках ядерного палива, збагачення якого не перевищує 5 %. Це обмеження було обумовлено можливістю забезпечити безпечне виробництво ядерного палива і напряду не пов'язано з безпекою експлуатації реактора. Підвищення збагачення ядерного палива сприятиме підвищенню ефективності використання палива в реакторі.

Минулого року відбулася важлива подія - впровадження реакторів четвертого покоління – вперше завод по виробництву ядерного палива для енергетичних реакторів отримав ліцензію на збагачення до 10 %. Це відбулося завдяки інновацій в технологічному процесі виробництва ядерного палива, що забезпечили безпечність такого виробництва. Уран зі збагаченням до 20 % відносять до категорії низько збагаченого і його використовували в обмеженій кількості лише в дослідницьких реакторах.

Перспективи широкого використання низько збагаченого ядерного палива зі збагаченням 10% в атомній енергетиці актуалізує питання розрахунку органів регулювання та захисту реактора. Підвищення збагачення ядерного палива прогнозовано відкриває можливість подовження кампанії реактора понад один рік. Відповідно ефективність регулювальних стрижнів повинна враховувати зміну експлуатаційних режимів роботи реакторної установки.

Розраховано ефективність регулювальних стрижнів виходячи з теоретичного розподілу густини потоку нейтронів по висоті активної зони реактора. Використано модель реактора з двома зонами на висоті, в одній з яких знаходяться регулювальні стрижні в дифузійному наближенні. Визначено границі переміщення регулювальних стрижнів з урахуванням їх впливу на аксіальний офсет та граничні обмеження з ним пов'язані.

Проведено аналіз характеристик ефективності регулювальних стрижнів отриманих на практиці експлуатації одного з енергоблоків. Порівняння за попередніми розрахунками виявило суттєву відмінність профілю енерговиділень по висоті активної зони від теоретичного і поступову зміну профілю на протязі кампанії реактора. Отримано апроксимацію профілю енерговиділень по висоті активної зони на момент початку і кінця кампанії реактора та розраховано показники ефективності регулювальних стрижнів з урахуванням зміни профілю енерговиділень.

Проведені дослідження дозволили розробити алгоритм використання практичного досвіду з експлуатації ядерного реактора для підвищення реалістичності наближених методів розрахунку ефективності регулювальних стрижнів.

Куций Я.Я., студент гр. ТЯ-2104, **Ущатовський Р.В.**, аспірант.
 Науковий керівник - д.т.н., проф., професор кафедри АЕС – **Кравченко В.П.**

НЕЙТРОННО-ФІЗИЧНИЙ РОЗРАХУНОК РЕАКТОРА ВВЕР-1000 З ЯДЕРНИМ ПАЛИВОМ ТИПУ TRISO

Однією з найважливіших тенденцій розвитку атомної енергетики є покращення безпеки експлуатації станцій. Триструктурне ізотропне паливо (TRISO) надає можливість підвищення безпеки експлуатації ядерного пального.

Наразі відсутня практика впровадження такого палива в легководні реактори, оскільки це розглядається поки що тільки як концепція. Проте, питання запобігання аварій стає все більш актуальним для сьогодення.

Попередні роботи з вивчення даної теми вказують лише кінцеві результати, уникаючи оприлюднення розрахунку, що може ставити під сумнів правильність висновків. Більша частина робіт зосереджена на вивченні характеристик міцності палива, але не його розмножуючої здатності. З огляду на нестачу відповідної інформації проведено нейтронний розрахунок реактора ВВЕР-1000 з використанням палива типу TRISO.

В результаті проведення варіантних розрахунків з'ясовано, що впливати на термін кампанії можливо зміною збагачення та відносного об'єму мікротвелів в матриці з карбіда кремнія. За результатами розрахунку пропонується величина збагачення 17 % та частка мікротвелів у матриці 33 %. У разі потреби залишається простір для приросту останньої величини ще на 11 пунктів. Також можливим є і варіант підвищення діаметра паливного осердя, що також дозволяє збільшити кампанію палива.

Рівномірний розподіл частинок за об'ємом зсуває тип активної зони до більшої гомогенності, завдяки чому покращується точність розрахунку загалом. За визначених умов реактор працюватиме на повній потужності 280 діб, що задовольняє наявному нині рівню за використання звичайних таблеток діоксиду урану.

Залежність коефіцієнта розмноження від часу в нашому випадку має більш крутий вигляд. Коли стандартному ВВЕР-1000 на початку роботи відповідає значення ефективного коефіцієнта розмноження 1,23, модифікований варіант має відповідне значення 1,66. Це може спричинити необхідність підвищення ефективності системи компенсації надлишкової реактивності. Однак, при важкій аварії, наприклад розплавлення конструкційних матеріалів, стан зони є стабільнішим та послаблює імовірність негативних наслідків для навколишнього середовища.

Причиною різкого спаду $K_{\text{еф}}$ є мале значення об'єму подільного матеріалу. Зниження цього параметра експоненціально впливає на перетин поглинання урану-235, який є основним елементом при розрахунку величини θ . Отже, задля підвищення кампанії реактора бажано збільшувати габарити осердя мікротвела або підвищувати кількість самих мікротвелів, проте не збагачення.

В таблиці 1 наводяться значення множників формули для коефіцієнта розмноження в тепловій області для реактора нескінченних розмірів для палива з UO_2 та типу TRISO.

Таблиця 1 - Основні співмножники для визначення коефіцієнта розмноження безкінцевого реактору

Функціонал	UO_2	TRISO
ν	1,797	2,011
μ	1,044	1,053
θ	0,9497	0,8603
ϕ	0,6057	0,8707

Кучмар В.С., студентка групи ПТЯ-212/мп

Науковий керівник – доктор технічних наук, професор кафедри АЕС – **Барбашев С.В.**

РОЗРОБКА МЕТОДИЧНОГО ПІДХОДУ ДО ОПТИМАЛЬНОГО РОЗМІЩЕННЯ ПОСТІВ АСКРО У САНІТАРНО-ЗАХИСНІЙ ЗОНІ АЕС (НА ПРИКЛАДІ ПІВДЕННОУКРАЇНСЬКОЇ АЕС)

У кваліфікаційній роботі розроблено методичний підхід щодо визначення оптимальної кількості постів автоматизованої системи контролю радіаційної обстановки (АСКРО) з датчиками для вимірювання потужності дози γ -випромінювання та їхнього розміщення в санітарно-захисній зоні атомних електростанцій. Пропонується застосувати методичний підхід, який враховує екологічні, фізико-технічні фактори та особливості формування і поширення факели викиду від АЕС. Практичне використання методики показано на прикладі Південноукраїнської АЕС.

На всіх українських АЕС в різний час були створені системи АСКРО. У даний час всі вони знаходяться в робочому стані, безперервно фіксуючи радіаційну обстановку навколо АЕС, про що можуть свідчити сайти станцій, на яких в режимі реального часу відображаються радіаційний фон і метеодані в зоні спостереження.

Дані, отримані за допомогою АСКРО, свідчать про те, що в умовах нормальної експлуатації, атомні станції України не становлять загрози для населення та навколишнього середовища.

Зовсім інша ситуація може скластися у результаті радіаційної аварії або інциденту, коли їх наслідки можуть становити загрозу для людей і природного середовища.

Метою роботи є оптимізація розміщення та кількості пунктів автоматизованої системи контролю радіаційної обстановки навколишнього середовища в санітарно-захисній зоні Південноукраїнської АЕС.

Основними функціями АСКРО є:

- вимірювання значень контрольованих параметрів, що характеризують РО в зоні контролю;
- автоматичне відображення РО на центральному пункті контролю (ЦПК) і передача повідомлень на щити управління АЕС і інформаційну мережу АЕС при перемиканні АСКРО в режим контролю аварійної РО;
- протоколювання і архівація результатів вимірювань РО, ведення баз даних;
- прогнозування змін РО в зоні контролю у разі виникнення радіаційної аварії на АЕС.

Обсяг контролю повинен бути достатнім для забезпечення виконання основних функцій системи і реалізації алгоритму оцінки активності викиду АЕС в разі аварії, прогнозування змін РО в зоні контролю з виробленням рекомендацій щодо прийняття рішень, спрямованих на ослаблення наслідків радіаційних аварій.

Обсяг контролю повинен включати перелік контрольованих параметрів, діапазон виміру параметрів, періодичність вимірювань, кількість і розташування постів контролю.

Література:

1. Автоматизовані системи контролю радіаційної обстановки в навколишньому природному середовищі: монографія / С.В. Барбашев, В.І. Вітько, Г.Д. Коваленко. - Одеса: Астропринт, 2015. - 132с.
2. Концептуальне рішення. Про модифікацію автоматизованої системи контролю радіаційної обстановки (АСКРО) ВП ЗАЕС. ГО.РБ.XS.РШ. ДП НАЕК «Енергоатом», ВП Запорізька АЕС, Київ, 2012, 8 с.

Ларіонов Б. Д., студент гр. ПТЯ212/1м

Науковий керівник - кандидат технічних наук, доцент кафедри АЕС – **Зотєєв О.Є.**

ДОСЛІДЖЕННЯ ВИКОРИСТАННЯ МАТРИЦЮВАННЯ ЩОДО ТИМЧАСОВОГО ЗБЕРІГАННЯ ВІДХОДІВ АЕС, ЩО МІСТЯТЬ ТРАНСУРАНОВІ ЕЛЕМЕНТИ.

До радіоактивних відходів відносяться матеріальні об'єкти та субстанції, що не підлягають подальшому використанню, рівень радіонуклідів в яких або радіоактивне забруднення яких перевищує значення встановлені діючими нормами і правилами [1].

Відповідно до вимог МАГАТЕ та чинного законодавства України, трансуранові РАВ підлягають довготривалій ізоляції РАВ (на період часу, який зіставний з періодом життя сотень поколінь людей) від потрапляння у біосферу у твердому стані в глибинних геологічних формаціях [2].

Імобілізацію РРВ доцільно проводити шляхом цементування. Затверділі РАВ підлягають подальшому захороненню в приповерхнєвому сховищі.

Однією з ключових задач при реалізації цього є вибір матричного матеріалу, який би забезпечував в ці вимоги [3].

Метою кваліфікаційної роботи є обґрунтування вибору технології імобілізації рідких радіоактивних відходів, що містять трансуранові елементи, та їх подальше довготривале зберігання.

Досягнення поставленої мети передбачає вирішення таких задач:

- визначення вимог до імобілізованих трансуранових РАВ та вимог до майданчиків для довготривалого зберігання ДІВ;
- визначення та аналіз властивостей матричних матеріалів та методів їх отримання;
- розробка методики застосування формалізованих методів визначення матричних матеріалів та методів їх приготування для імобілізації трансуранових РАВ;
- аналіз та оцінка місць для довготривалого зберігання ДІВ;

Об'єкт дослідження – імобілізація трансуранових РАВ.

Предмет дослідження – мінералоподібні матриці та методи їх синтезу.

В роботі розглядається проблема імобілізації рідких радіоактивних відходів, які містять трансуранові елементи. Запропоновано технологію імобілізації вторинних відходів шляхом включення в мінералоподібну матрицю. Вибір технології імобілізації застосований на методі експертних оцінок. Для обробки результатів розроблено алгоритм вибору матричних матеріалів та технологій їх виготовлення з застосуванням модифікованого методу аналізу ієрархій. Обґрунтована можливість використання майданчиків для розміщення імобілізованих вторинних РАВ. Оцінена ефективність імобілізації вторинних відходів в мінералоподібну матрицю і можливість довготривалого зберігання імобілізованих відходів.

Література:

1. Закон України «Про поводження з радіоактивними відходами», N 256/95-ВР від 30.06.95, <http://zakon3.rada.gov.ua/laws/show/255/95-vp>
2. Обращение с РАО в Украине. Доклад украинской делегации на пленарном заседании контактной экспертной группы МАГАТЭ, г. Рим, ноябрь 2014 г. <http://www.atominform.ru/news/r0574.htm>;
3. Метод аналізу ієрархій - Система підтримки прийняття рішень ТОВ "Тріумф ІТ" <http://dss.tg.ck.ua> > ahp-help

Островський Р.В., студент групи ПТЯ212/1мрх

Науковий керівник – кандидат техн. наук, доцент кафедри АЕС – **Чулкін О.О.**

АНАЛІЗ КОНСТРУКЦІЙНОЇ НАДІЙНОСТІ ПАРОГЕНЕРАТОРА ПГВ-1000М

Парогенеруюча установка працює сумісно з водоводяним реактором корпусного типу, з чотирма петлями, в кожній з яких увімкнено ГЦН і парогенератор. ПГ виконано з багаторазовою природною циркуляцією робочого тіла, з неявно вираженою економайзерною зоною, а також оснащено вторинним пароперегрівачем [1].

Виконано аналіз експлуатаційних чинників, що впливають на надійність ПГВ-1000М, і розглянуто модернізацію системи водоживлення і продування ПГ. На підставі проведеного аналізу чинників, що впливають на ресурс парогенераторів, а також результатів розслідування зупинок енергоблоків АЕС з ВВЕР-1000 внаслідок протікання теплоносія першого контуру в другий через нещільності парогенераторів, експерти ВП ЗАЕС дійшли висновку, що основним механізмом ушкодження теплообмінних труб парогенераторів є корозійне розтріскування металу ТОТ ПГ під напругою в місцях утворення корозійних дефектів внаслідок підшламової корозії або наявності гальванічної пари мідь-залізо на поверхні металу, що утворюються під напругою.

Для підвищення надійності експлуатації діючих парогенераторів ВП ЗАЕС і продовження їхнього ресурсу, пріоритетними напрямками діяльності є:

- зниження концентрації кисню в конденсаті турбіни до 10 мкг/дм³, у живильній воді після деаераторів - 1.0-3.0 мкг/дм³;
- відпрацювання технології ведення ВХР-2 з відключеними фільтрами змішаної дії блокової знесолювальної установки (ФСД БОУ);
- відпрацювання та впровадження технології морфолінового ВХР-2;
- хімічне відмивання внутрішньокорпусних пристроїв парогенераторів;
- заміна трубної частини ПНТ, виготовленої зі сплаву МНЖ-5-1, на нержавіючу сталь;
- модернізація продування парогенераторів шляхом поділу кишень і кол-лекторів, використання дренажного трубопроводу для виведення шламових відкладень, установлення запірно-регулювальних клапанів на продувних лініях і демонтаж обмежувальних вставок на лініях продування і дренажу ПГ.

Частиною заходів щодо підвищення експлуатаційної надійності ПГ є реконструкція систем водоживлення і продувки ПГВ-1000(М). Головна мета модернізації полягає в усуненні зон підвищеного солевмісту поблизу колекторів теплоносія шляхом перерозподілу підживлення живильної води по довжині парогенератора та утворення в "холодному" торці ПГВ (поблизу днища) так званого "сольового відсіку", з якого організовано безперервне продування котлової води з найбільшою концентрацією розчинених домішок.

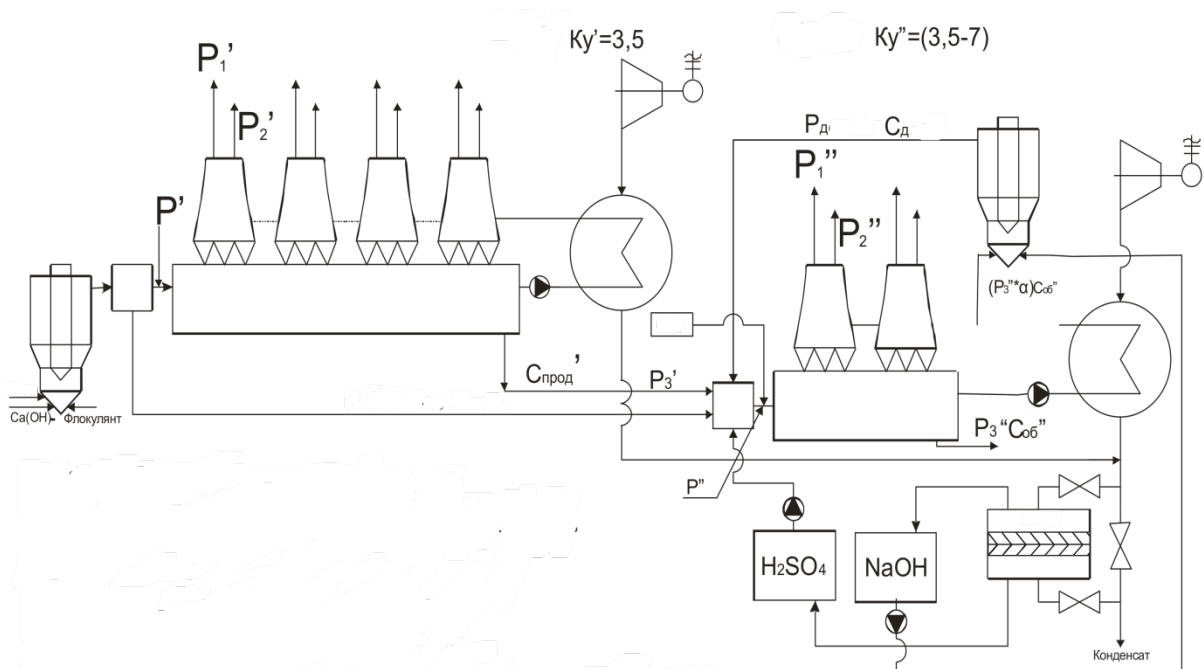
Література:

1. Реактори і парогенератори енергоблоків АЕС: схеми, процеси, матеріали, конструкції, моделі / О.В. Єфімов, М.М. Пилипенко, Т.В. Потаніна та ін. ; за ред. О.В. Єфімова. Харків : ТОВ «В справі», 2017. 420 с.

При збільшенні одиничної потужності окремих електростанцій до 4000 МВт і більше виникає проблема запобігання теплових забруднень поверхневих вод.

Для запобігання шкідливої теплової дії на природні водні об'єкти частіше всього застосовують зворотні системи охолодження (ЗСО), при яких циркуляційна вода служить проміжним теплоносієм, що віддає сприйняту в конденсаторі теплоту повітрю.

Проте, впровадження ЗСО приводить до різкого збільшення капітальних витрат на споруду електростанції (до 10 %). Крім того, залишається проблема стоків в навколишнє середовище з великим солемістом. Для зниження антропогенного впливу запропонована схема, яка наведена на рис. 1 [2].



P1'- витрата води на випаровування у градирні першого контуру, кг/с; P2'- витрата води на краплинний винос у градирні другого контуру, кг/с; P1''- витрата води на випаровування у градирні другого контуру, кг/с; P2''- витрата води на краплинний винос у градирні першого контуру, кг/с; P3'- витрата води на сталу продувку у ОСО з першого контуру, кг/с; P3''- витрата води на сталу продувку у ЗСО з другого контуру, кг/с;

Рисунок 1 - Принципова схема двоступеневої ЗВО конденсатора АЕС.

1. Кишневський В.П. Гібридні технології кондиціонування води в енергетиці: підручник /В.П. Кишневський. / -- 2-ге вид., виправ. і дор. -- Одеса : Екологія, 2021. -- 380 с.
2. Кишневський В.П. Чиченін В.В Системи обробки води в енергетиці. Розрахунки та проектування: навчальний посібник для студентів за спеціальністю «Атомна енергетика», «Теплоенергетика» – Одеса:«Екологія» 2021. – 140 с.

Пержинська М. В., студент групи ПТЯ-212/1м

Науковий керівник – кандидат фіз.-мат. наук, доцент кафедри АЕС – **Зотєєв О.Є.**

АНАЛІЗ СУЧАСНИХ КРИТЕРІЇВ ОЦІНКИ ТЕХНІЧНОГО СТАНУ ПАРОГЕНЕРАТОРА ПГВ -1000М ПЕРЕД ПРОВЕДЕННЯМ ХІМІЧНОГО ПРОМИВАННЯ.

Хімічне промивання парогенераторів (ПГ) енергоблоків з морфоліновим (гідразин-аміачним) ВХР-2 має виконуватися у наступний планово попереджувальний ремонт при досягненні одного з критеріїв, а саме:

- середня величина питомої забрудненості теплообмінної поверхні парогенератора складає – 100 г/м^2 та більше;
- наявність на поверхні теплообмінних трубок (ТОТ) у «критичній» зоні та місцях закладення ТОТ у колектори відкладень, товщина яких, складає 0,1 мм та більше;
- забивання міжтрубного простору шламом у будь-якому місці ПГ, що зафіксовано під час огляду внутрішніх поверхонь ПГ або під час відео огляду
- теплообмінної поверхні.

На енергоблоках з морфоліновим (гідразин-аміачним) ВХР-2 результати відеоогляду важкодоступних місць теплообмінної поверхні ПГ з оцінкою товщини відкладень є доповненням до розрахунку та виконується зі застосуванням дистанційних засобів за окремою програмою, де зазначений обов'язковий обсяг огляду теплообмінної поверхні ПГ:

- металеві поверхні ТОТ, що розташовані у «критичній» зоні ПГ;
- металеві поверхні ТОТ, що розташовані у місцях закладення ТОТ у колектори.

Критерії проведення хімічного промивання ПГ, встановлені за результатами відеоогляду:

- товщина відкладень на ТОТ, які розташовані у «критичній» зоні та місцях закладення ТОТ у колектори, складає 0,1 мм та більше;
- виявлення забивання міжтрубного простору шламом у будь-якому місці ПГ.

Хімічне промивання ПГ енергоблоків з етаноламіновим ВХР-2 має виконуватися у наступний ППР при досягненні одного з критеріїв, а саме:

- величина питомої забрудненості теплообмінної поверхні ПГ в контрольних точках, визначена та складає – 100 г/м^2 і більше.
- наявність на поверхні ТОТ у «критичній» зоні та місцях закладення ТОТ у колектори відкладень, товщина яких складає 0,1 мм та більше;
- забивання міжтрубного простору шламом у будь-якому місці ПГ, що зафіксовано під час відеоогляду внутрішніх поверхонь ПГ згідно з 6.2.3.

Для визначення величини питомої забрудненості теплообмінної поверхні ПГ енергоблоків з етаноламіновим ВХР-2, під час кожного ППР на всіх ПГ енергоблока необхідно виконати відеоогляд теплообмінної поверхні з оцінкою товщини відкладень у контрольних точках для теплообмінної поверхні ПГ. На енергоблоках з етаноламіновим ВХР-2 рішення щодо необхідності проведення хімічного промивання ПГ приймається за результатами відеоогляду металевих поверхонь ТОТ ПГ, а також важкодоступних місць теплообмінної поверхні ПГ з оцінкою товщини відкладень. Відеоогляд є основним методом щодо визначення величини питомої забрудненості ТОТ і виконується зі застосуванням дистанційних засобів за окремою програмою, де зазначений обов'язковий обсяг огляду теплообмінної поверхні ПГ:

Салагор І. В., студент гр. ТЯ–2104

Науковий керівник – кандидат технічних наук, доцент кафедри АЕС – **Галацан М. П.**

ТЕПЛОГІДРАВЛІЧНИЙ РОЗРАХУНОК ПАРОГЕНЕРАТОРУ ТИПУ DELTA 125 ДЛЯ ЕНЕРГОБЛОКУ З РЕАКТОРОМ AP1000

З метою відновлення енергетичного потенціалу та посилення енергетичної незалежності України одним із пріоритетних завдань є спорудження на Хмельницькій АЕС реакторів четвертого покоління за західноамериканською технологією Westinghouse — AP1000 [1]. Ці установки поєднують у собі провідні досягнення ядерної інженерії, найновіші інновації та багаторічний досвід експлуатації аналогічних реакторів у різних країнах.

У зв'язку з цим особливу актуальність набуває теплогідравлічний розрахунок парогенератора Delta 125 — ключового елементу енергоблоку AP1000. Такий аналіз є надзвичайно важливим для обґрунтування доцільності застосування цих реакторів в умовах української енергосистеми.

Дослідження наукових публікацій свідчать, що сучасні роботи з теплогідравліки зосереджені переважно на загальних принципах функціонування різних типів парогенераторів [2]. Водночас, попри значну кількість наукових праць, відкриті дані щодо конструктивних особливостей та експлуатаційних параметрів парогенератора Delta 125 надзвичайно обмежені. Це зумовлено як захистом комерційної інформації, так і унікальністю технологічних рішень, застосованих при розробці цієї установки.

Брак детальної інформації ускладнює проведення комплексного теплогідравлічного аналізу, оскільки для створення достовірної математичної моделі необхідні всі ключові параметри та конструктивні характеристики. Враховуючи перспективи впровадження цього типу парогенераторів в Україні на нових атомних електростанціях, така робота має особливу наукову та практичну цінність.

Таким чином, актуальність такого розрахунку підкреслюється необхідністю заповнення інформаційної прогалини, що існує у відкритих джерелах, і забезпечення безпечної та економічно ефективної експлуатації ядерних установок нового покоління.

Проведено порівняльний аналіз вертикальних та горизонтальних ПГ, в якому було описано переваги та недоліки кожного виду ПГ. Вертикальні ПГ показують себе як кращий вибір та мають вищу ефективність теплопередаючої поверхні (МВт/м^2) на 27% (при порівнянні двох ПГВ-1000 та одного Delta 125), див. таблицю 1.

Таблиця 1 - Ефективність теплопередаючої поверхні

Параметр	ПГВ-1000 × 2 [3]	Delta 125
Теплова потужність, МВт	1500	1707,5
Площа поверхні теплообміну, м^2	12230	10936,06
Ефективність поверхні теплообміну, МВт/м^2	0,1226	0,1561 (+27%)

Література:

1. AP1000 reactor design. Westinghouse Nuclear, — URL: <https://www.westinghousenuclear.com/energy-systems/ap1000-pwr/overview>
2. Thermo-hydraulic calculation steam generator. IAEA, 2025. URL: <https://inis.iaea.org/search?q=Thermo-hydraulic%20calculation%20steam%20generator&l=list&p=1&s=10&sort=bestmatch>

Сапожніков С. Е., студент гр. ПТЯ212/1м

Науковий керівник - доктор технічних наук, професор кафедри АЕС Дубковський В. О.,

ДОСЛІДЖЕННЯ ПОРІВНЯЛЬНОЇ ЕФЕКТИВНОСТІ ЗАСТОСУВАННЯ ВТГР ДЛЯ КОНВЕРСІЇ ПРИРОДНОГО ГАЗУ ТА ГАЗИФІКАЦІЇ ВУГІЛЛЯ

Високотемпературні газоохолоджувані реактори (ВТГР) є перспективним напрямком розвитку світової атомної енергетики, оскільки завдяки високим параметрам теплоносія - 900-1100 °С дозволяють використовувати їх не тільки для вироблення електричної енергії з ефективністю вищою за інші типи ядерних реакторів, але і у технологічних промислових процесах. Вивчення масштабів та структури споживання паливних ресурсів в енергозабезпеченні низки країн показало наявність великого потенційного ринку для використання теплової енергії ВТГР з метою заміщення значних кількостей нафти та газу [1].

Високотемпературні реактори з газовим охолодженням набувають все більшого застосування в електроенергетики та енерготехнології. В даний час після широких дослідницьких робіт, проведених в Англії, США, Німеччині та КНР, можна говорити про промислове використання цих реакторів [2].

Підвищення ККД установок і температурного перепаду також приводить до зниження вартості електроенергії, а в реакторах з газовим охолодженням можливо досягти більш високих температур безпосередньо на виході з активної зони, ніж у реакторів з рідинними теплоносіями. Але головною перевагою високотемпературних газоохолоджуваних ядерних реакторів є їх спроможність, завдяки високій температурі теплоносія на виході, енергетично забезпечувати технологічні процеси в хімічній, металургійній, нафтопереробній галузях; здійснювати конверсію газового та твердого органічного палива.

Проведено аналіз літературних джерел по застосуванню високотемпературних ядерних реакторів для енергетичного забезпечення технологічних процесах перетворення органічних палив [3].

Розглянуто можливі теплові схеми енерготехнологічних установок з ВТГР по конверсії природного газу та газифікації твердого органічного палива та її застосування для виробництва водню; відновного (колошникового) газу у металургійних процесах; застосування отриманого синтез-газу для дальнього теплопостачання.

Проведений аналіз та розрахунки показали, що 25-30 % теплової енергії ВТГР з потенціалом 750-1000 °С можливо використовувати для енергетичного забезпечення деяких технологічних процесів, насамперед по конверсії органічних палив.

Література:

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Opportunities for Cogeneration with Nuclear Energy, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-4.1, IAEA, Vienna (2017).
2. OECD/NEA "High-temperature Gas-cooled Reactors and Industrial Heat Applications", 2022 https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_70442/high-temperature-gas-cooled-reactors-and-industrial-heat-applications_
3. Advances In Small Modular Reactor Technology Developments, 2020 Edition, 343 p. https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf.
4. KUNITOMI, K., KATANISHI, S., TAKADA, S., TAKIZUKA, T., YAN, X., Japan's future HTR: The GTHTTR300, Nucl. Eng. Design 233 (2004) 309–327.

Селезень А. А., студент гр. ПТЯ212/1мп, **Мазур Є.В.**, аспірант
Науковий керівник - кандидат технічних наук, доцент кафедри АЕС – **Ковальчук В.І.**

АНАЛІЗ НАДІЙНОСТІ СПЕЦВОДООЧИСТНИХ СИСТЕМ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ.

Ефективність та надійність роботи АЕС забезпечується системою очищення та утилізації теплоносіїв. До неї входять блоки спеціальної водопідготовки 1-7. Це автономні установки, кожна зі своїм завданням, для очищення рідкого теплоносія. Від надійності роботи цих блоків залежить якість і надійність роботи всієї установки.

В роботі виконано аналіз надійності та відмов блоків спецводопідготовки 2, 4 та 5. Оскільки ці блоки спецводопідготовки живлять як перший, так і другий контури, їх експлуатаційна надійність дуже важлива і необхідно з'ясувати, наскільки надійно їх можна експлуатувати при існуючих схемних рішеннях.

Актуальність роботи, яку необхідно виконати, не викликає сумнівів: враховуючи, що АЕС експлуатуються вже майже 40 - 60 років, має місце знос обладнання, поломки, ремонти та заміна парогенераторів, фільтрів, іонізаторів тощо. Тому початкова надійність системи за цей час змінилася, навіть якщо вона була розрахована під час проектування.

Досвід експлуатації дозволяє оцінити надійність таких систем. У майбутньому, коли два блоки будуть демонтовані, будуть встановлені нові блоки. Для цього необхідно знати, чи є надійність такої системи (схеми) задовільною, чи необхідні якісь зміни. Вміти проектувати, контролювати та прогнозувати ремонтні роботи.

Мета і задачі розробки. Метою є отримання розрахункових даних про результати експлуатаційної надійності спеціальних комплексів водопідготовки 2, 4 і 5.

Для цього необхідно виконати наступне:

1. проаналізувати кожну СВО 2, 4 і 5;
2. підготувати конструктивні креслення СВТ 2, 4 і 5 та розрахувати їх експлуатаційну надійність;
3. розрахувати надійність елементів планування та системи в цілому;
4. розробити план розвитку СВО 2, 4 і 5;
5. розробити план розвитку комплексів спеціальної водопідготовки 2, 4 і 5.

Предметом дослідження є комплекси спеціальної водопідготовки 2, 4 і 5.

В якості базового об'єкта використовувалася технічна схема атомної електростанції на Півдні України. Предметом дослідження є надійність елементів спецводопідготовки та системи в цілому. Використано розрахункові, графічні та статистичні методи. Отримані результати можуть бути використані для підвищення надійності операцій спеціальної водопідготовки, прогнозування періодичності ремонтів і створення парку змінного обладнання.

Сичова К.С., студентка групи ПТЯ212/1м

Науковий керівник – кандидат техн. наук, доцент кафедри АЕС **Чулкін О.О.**

АНАЛІЗ ЗМІН У РОБОТІ ВВЕР-1000 ПІСЛЯ МОДЕРНІЗАЦІЇ РЕГЕНЕРАТИВНОЇ СИСТЕМИ

Серед багатьох факторів, що впливають на розвиток ядерної енергетики, можна виділити три основних і визначальних:

- безпека;
- конкурентоздатність стосовно альтернативних джерел енергії;
- можливість довгострокового паливного забезпечення.

Розглянуто можливість збільшення енергетичної ефективності ядерного блоку з ВВЕР-1000 шляхом модернізації регенеративної системи другого контуру. Суть модернізації полягає у відмові від ПВТ–7. Це означає, що температура живильної води на вході в парогенератор буде меншою, тобто зменшиться і температура на вході в реактор. Відмова від ПВТ–7 приведе до зменшення ККД, але зменшення температури «холодної нитки» приведе до збільшення реактивності, тобто збільшиться глибина вигорання палива. Збільшення глибини вигорання палива приводить до зниження витрати палива. Таким чином, тривалість кампанії реактора збільшиться.

Виконано розрахунок теплової схеми турбоустановки К-1000-60/3000, а також теплогідравлічний і нейтронно-фізичний розрахунки реактора ВВЕР-1000 як до, так і після модернізації схеми регенеративного підігріву живильної води.

Аналіз проведеного розрахунку показує, що в обох варіантах:

- максимальна температура оболонки ТВЕЛа не перевищує 350 °С, тобто робота оболонки ТВЕЛа у контакті з водою є достатньо надійною;
- максимальна температура пального не перевищує 2176 °С, тобто достатньо далека від температури плавлення палива;
- критичне теплове навантаження навіть на виході з активної зони в центральному струмені в рази вище, ніж максимальне тепловиділення в центрі ТВЕЛа.

Таким чином, обраний модернізований варіант задовольняє вимогам надійності і може бути прийнятий для проектування [1].

Для нейтронно-фізичного розрахунку необхідне значення середньої температури пального і температури на поверхні блоку пального по всьому реактору оскільки в проведеному розрахунку ці значення відомі тільки для найбільш напруженого ТВЕЛа. За результатами розрахунку, середня температура складає 1382 К.

Кампанія реактора триває до тих пір, поки паливо не досягне реактивності на рівні 1.06. Як свідчать виконані розрахунки, відмова від ПВТ–7 дозволить підвищити тривалість кампанії реактора на 1,11 діб.

Також з'ясовано, що при модернізації регенеративної системи другого контуру, (відмова від ПВТ–7), незважаючи на те, що ККД блока зменшується, з економічної точки зору, модернізація вигідна.

Література:

1. Реактори і парогенератори енергоблоків АЕС: схеми, процеси, матеріали, конструкції, моделі / О.В. Єфімов, М.М. Пилипенко, Т.В. Потаніна та ін. ; за ред. О.В. Єфімова. Харків : ТОВ «В справі», 2017. 420 с.

Скок А. О., студент групи ПТЯ-212/1м

Науковий керівник – кандидат фіз.-мат. наук, доцент кафедри АЕС – **Зотєєв О.Є.**

АНАЛІЗ ОСОБЛИВОСТЕЙ РОБОТИ СИСТЕМИ КОНТРОЛЮ ГЕРМЕТИЧНОСТІ ОБОЛОНОК ТВЕЛІВ.

Аналіз процесів протікають у ТВЕЛах дозволив сформулювати основні причини розгерметизації оболонки: - корозійне розтріскування, викликане йодом і кадмієм, що накопичується в зазорі між паливною матрицею і оболонкою; - тертя, пов'язане з наявністю сторонніх предметів у вигляді металевих фрагментів та тертя між ТВЕЛАми та дистанційними ґратами; - стрибкоподібна зміна потужності, що призводить до механічної взаємодії палива, що термічно розпирається, і оболонки за рахунок різної температури оболонки ТВЕЛу і паливної матриці і істотно меншого коефіцієнта термічного розширення у матеріалів оболонки в порівнянні з ядерним паливом.

Низька температура теплоносія та помірна лінійна потужність (близько 35 кВт/м) призводять до того, що температура в центрі паливного сердечника не перевищує 1200°C, у зв'язку з чим більшість продуктів поділу утримується в паливі, хоча невелика кількість найбільш летких продуктів поділу потрапляє в зазор між паливом та оболонкою. При нормальних режимах експлуатації в зазор між сердечником і оболонкою потрапляє менше 1% загальної кількості продуктів розподілу. У разі підвищеної робочої температури або під впливом перехідних режимів, при стрибках потужності, а також при аварійних ситуаціях продукти поділу надходять у проміжок між оболонкою та паливом переважно дифузійним шляхом.

Експерименти з відпрацюванням паливом показали, що поряд з Хе і Кг так само легко виходять з матриці діоксид цезію, йод і телур. Під час лабораторних експериментів отримано значення сплеску газовиділення, що значно перевищують очікувані при підвищеній швидкості дифузії. Аналіз графіка зміни частки газів, що виділяються, при найбільшій потужності від швидкості підвищення температури під час стрибка потужності показав, що максимальна частка газів, що виділяються, відповідає швидкості підвищення температури 10°C/сек і дорівнює - 50%.

Вигорання в тонкому зовнішньому шарі велике (~100 МВт на добу/кг, при середньому перетині вигорання 48 МВт на добу/кг). Це призводить до значної зміни властивостей зовнішнього шару (у тому числі і по виходу газоподібних продуктів поділу з нього). Вигорання палива наприкінці роботи твела призводить до створення проміжного середовища між паливом та оболонкою. Властивості цього середовища можуть впливати на працездатність твела. Попадання уламків поділу ядерного пального у теплоносій першого контуру призводить до значного підвищення рівня радіоактивності його обладнання і становить велику небезпеку для обслуговуючого персоналу станції, особливо за наявності нещільності в системі першого контуру.

Смук Д. А., студент гр. ПТЯ212/1мп

Науковий керівник - кандидат технічних наук, доцент кафедри АЕС – Ковальчук В.І.

АНАЛІЗ ЕФЕКТИВНОСТІ І РЕСУРСОСПРОМОЖНОСТІ СИСТЕМИ ОЧИЩЕННЯ ТЕПЛОНОСІЯ ПЕРШОГО КОНТУРУ АЕС

Безпечна і економічна експлуатація реактора АЕС забезпечується, в числі інших заходів, і підтримкою оптимального водно-хімічного режиму з урахуванням конструкційних матеріалів і процесів, що відбуваються в першому контурі.

Для активної зони предметом розгляду мають бути цілісність оболонок твелів, їх корозія, вихід продуктів ділення, регулювання реактивності, радіоліз теплоносія і коригуючих добавок.

Оцінюючи працездатність іншого устаткування першого контура при вибраному водно-хімічному режимі, найсерйозніша увага звертається на проблеми корозії і зносу устаткування, перенесення активності і забруднення контура радіаційними продуктами.

В першу чергу норми передбачають високу чистоту теплоносія і є компромісними між оптимальними і реально досяжними при існуючих засобах водоочистки.

В роботі розглянуті питання ефективності експлуатації високотемпературного фільтру СВО-1 блоків ВВЕР-1000.

Метою роботи є аналіз ресурсоспроможності механічного фільтру систему СВО-1

Для досягнення мети потрібно вирішити такі задачі :

- Прояснення механізму зниження ресурсоспроможності за рахунок зменшення сорбційної ємності титанової крихти
- Пошук засобу підвищення ресурсоспроможності сорбуючого шару.

Розглянуті проблеми пов'язані з складом теплоносія першого контуру, надходженням домішок з поверхонь теплообміну и трубопроводів. Показана можливість використання крихти губчатого титану в якості сорбенту продуктів корозії при параметрах першого контуру. Доведена знижка ефективності сорбційної здатності титанових фільтрів в залежності від кількості відпрацьованих циклів. Виявлена здатність адгезійної агломерації фільтруючого матеріалу за допомогою оксидів заліза. Запропоновано оперативну деагломерацію за допомогою ультразвукового впливу заглибленим випромінювачем. Для відновлення сорбційної здатності титану і видалення з його поверхні оксидів заліза, запропоновано використання розчинів алкілмонокарбонОВОЇ кислоти в суміші с бензойної при температурах 30-100°C.

Розглянуто небезпечні та шкідливі фактори, що мають місце на підприємствах енергетики і впливають на людину і навколишнє середовище.

Сухоруков А. Б., студент гр. ПТЯ212/1м

Науковий керівник - кандидат технічних наук, доцент кафедри АЕС – **Зотєєв О.Є.**

ПОРІВНЯННЯ РЕЗУЛЬТАТІВ КОНСЕРВАЦІЇ ОБЛАДНАННЯ ДРУГОГО КОНТУРУ АЕС З РЕАКТОРОМ ТИПУ ВВЕР-1000 МОРФОЛІНОМ І ПЛІВКОУТВОРЮЮЧИМИ АМІНАМИ

Ядерної енергетики забезпечує близько 6 % світового виробництва енергії та 13-14 % електроенергії. За прогнозами фахівців, частка ядерної енергетики в загальній структурі вироблення електроенергії у світі буде безупинно зростати. В Україні виробництво електроенергії АЕС складає 60 %.

В сучасних умовах при переході від планового ремонту теплоенергетичного обладнання до ремонтів на підставі його діагностики головне місце посідає проблема надійності.

Одним із шляхів вирішення даної проблеми є вибір ефективних методів і умов консервації на час короткотермінових зупинок енергоблоку для перегрузок ядерного палива, для здійснення планових або попереджувальних ремонтів тощо. Відповідно до цього завдання необхідним є:

- вибір методу консервації енергообладнання;
- використання сучасних методів оперативного контролю якості стану консервуючих розчинів;
- втілення у практику автоматичних методів управління веденням ВХР.
- На поточний момент перспективними для консервування вважаються:
- додаткова антикорозійна обробка води;
- розробка методів розрахунку та планування водно-хімічних режимів (ВХР) консервації;
- використання консервування із застосуванням інгібіторів корозії на кшталт плівкоутворюючого аміну ОДА або морфоліну.

Мета роботи – провести порівняльний аналіз консервації обладнання другого контуру АЕС з ВВЕР-1000 плівкоутворюючим аміном октадециламіном (ОДА) та морфаліном.

Задачі роботи - впливають з поставленої мети і можуть бути сформульовані наступним чином:

1. Проаналізувати вплив ОДА при консервуванні на надійність обладнання.
2. Проаналізувати вплив морфоліну при консервуванні на надійність обладнання.
3. Порівняти методи консервування октадециламіном та морфаліном з “сухим” методом консервації.
4. Розробити рекомендації по консервуванню обладнання другого контуру.

На основі проведеного аналізу можливо зробити такі висновки:

1. Для ВХР консервації (ВХР К) розглянуто «мокрый» метод з інгібіторами морфолін та ОДА. Коштовний морфолін є токсична сполукою, яка вимагає підвищених вимог до техніки безпеки. ОДА є нетоксичним з'єднанням, методика визначення якого та ж що і для морфоліну. Устаткування і схема для використання ОДА подібні обладнанню для морфоліну, однак пред'являють підвищені вимоги до дозування;
2. Морфолін і ОДА мають принципово різний механізм інгібування. Циклічні молекули морфоліну сорбуються на активних центрах металу чим блокують їх контакт з агресивним середовищем внаслідок зміщення окислювально-відновного потенціалу металу в позитивному напрямі. ОДА утворює на поверхні захисну плівку, що включає в себе продукти корозії і робить фізично неможливим контакт поверхні з рідиною.

3. На підставі аналізу властивостей інгібіторів показано, що морфолін можливо використовувати як в стояночному режимі, під час якого концентрація морфоліну підтримується періодичним підживленням технічною водою, так і під час циркуляції консервуючого розчину. Інгібітор ОДА, який використовується в циркуляційному контурі конденсатного та напорного трактів, необхідно постійно дозувати.
4. Наслідком використання ВХР К з морфоліном стало зниження вмісту продуктів корозії заліза у продувній воді парогенератору, однак при цьому спостерігалось насичення розчину сульфатами та хлоридами, які є деполяризаторами корозії.
5. Використання ОДА в якості інгібітора так само знижує вміст продуктів корозії, однак при цьому не спостерігається насичення розчину сульфатами та хлоридами.
6. Якість консервації з використанням морфоліну та ОДА майже однакова, однак по завершенню процесу консервації під час пуску енергоблоку залишки ОДА в контурі тривалий час впливають на значення рН та електропровідність теплоносія. На підставі цього з трьох ВХР консервації «сухого», морфолінового та ОДА технологічно вигіднішим є використання морфолінового режиму.

Ткачук А. О. студент гр. ПТЯ212/1м, **Клімов С.В.** аспірант
Науковий керівник - доктор технічних наук, професор кафедри АЕС **Дубковський В. О.**

АНАЛІЗ ЕФЕКТИВНОСТІ КОНСТРУКЦІЙ ТЕПЛООБМІННИКІВ ПРОМКОНТУРУ В УСТАНОВКАХ З ВТГР

Підключення ядерного джерела тепла до різних технологічних процесів виробництва або інших теплових застосувань в основному може бути виконано двома способами передачі теплової енергії ВТГР:

- через проміжний гелієвий контур від реактора до технологічної установки;
- безпосередньо до високотемпературного теплообмінника в первинному контурі.

На АЕС з ВТГР, таких як Форт Сент-Врейн (США) або THTR-300 (Німеччина), а також в ряді перших концепцій, тепло гелію первинного контуру передавалося безпосередньо парогенератору для виробництва пари. В рамках німецького проекту PNP концепція ядерного парового риформінгу була заснована на прямій передачі тепла технологічному газу в трубках конвертора. Однак більшість нових концепцій енерготехнологічного застосування ВТГР, особливо з використанням термохімічних циклів, базуються на концепції проміжного контуру, в якому тепло від вторинного гелію передається за допомогою проміжного теплообмінника (теплообмінника проміжного контуру -ТПК).

Теплообмінники відіграють важливу роль у установках з ВТГР, оскільки вони з'єднують реактори та трубопроводи для транспортування реагентів і забезпечують надходження або рекуперацію тепла. Будь-яка комбінація високотемпературного реактора з хімічними процесами, швидше за все, потребуватиме ТПК для розв'язки між первинним контуром і системою утилізації тепла з наступних причин:

- відокремлення ядерної частини установки з міркувань безпеки, зниження ризику взаємодії з хіміко-технологічною частиною;
- обмеження/виключення радіоактивного забруднення продукту (наприклад, тритієм).
- виключення попадання агресивних технологічних середовищ в первинний контур;
- традиційна конструкція системи утилізації тепла з простотою обслуговування та ремонту;
- гнучкість у проектуванні системи, наприклад, у виборі теплоносіїв для проміжного контуру.

В результаті аналізу досвіду проектування і експлуатації теплообмінників [1] можна сформулювати наступні загальні рекомендації по оптимізації конструкцій теплообмінників промконтуру:

- параметри ТПК при 100% потужності сильно залежать від параметрів технологічного процесу і технологічної схеми. Конструкція ТПК повинна бути простою, компактною та зручною в установці та експлуатації, з можливістю виявлення та усунення пошкоджень. Зручними видаються розміри блоків до 300 МВт;
- конструкція ТПК повинна мати необхідні характеристики міцності, в тому числі тривалим терміном міцності, і терміном служби до 100 000 год.
- конструкція ТПК і його елементів повинна мати високу надійність і відповідати всім вимогам безпеки для забезпечення працездатності на всіх режимах роботи реакторної установки. Слід уникати одночасного впливу максимальних температур і максимальних перепадів тиску на елементи теплообмінника;
- структура ТПК, що утворює межу між теплоносієм першого і другого контуру, повинна витримувати навантаження на повзучість в результаті випадкового розриву труби в системі вторинних гелієвих трубопроводів. Ця аварія вважається найсерйознішою для цих споруд;

- при температурі гелію до 950 °С поверхня теплообміну може бути виготовлена з перевірених сплавів на основі металевого нікелю. При температурі 1000 °С і вище необхідно використовувати кераміку (матеріали на основі SiC);
- для зниження термічних навантажень великі несучі елементи ТПК повинні бути захищені від впливу високотемпературних потоків газу;
- з'єднання між елементами ТПК повинні бути герметичними для запобігання міжконтурних і обхідних витоків і повинні забезпечувати компенсацію теплових структурних деформацій;
- неоднорідний розподіл температури в поперечному перерізі теплообмінника, температурні пульсації в елементах, вібрації елементів, викликані високошвидкісними потоками газу, повинні бути усунені або зведені до мінімуму;
- основні проекти ТПК повинні бути підтверджені як теоретичним, так і експериментальним аналізом.

Література:

1. KIRCHHOFF, R., VAN HEEK, K.H., JÜNTGEN, H., PETERS W., Operation of a semi-technical pilot plant for nuclear aided steam gasification of coal, Nuclear Engineering and Design 78 (1984) 233–239.
2. SPATH, P.L., MANN, M.K., Life Cycle Assessment of Hydrogen Production via Natural Gas Steam Reforming, Report NREL/TP-570-27637, National Renewable Energy Laboratory, Golden, CO (2001).
3. NFE, Nukleare Fernenergie, Zusammenfassender Bericht zum Projekt Nukleare Fernenergie (NFE), Report Jül-Spez-303, Research Center Jülich (1985).
4. OH, C.H., BARNER, R., DAVIS, C., Evaluation of working fluids in an indirect combined cycle in a very high temperature gascooled reactor, Nuclear Technology 156 (2006) 1–10.

Трифонов Г. С., студентка гр. ПТЯ–212/1м

Науковий керівник – доктор технічних наук, професор – Кравченко В. П.

АНАЛІЗ ВИКОРИСТАННЯ МАЛИХ МОДУЛЬНИХ РЕАКТОРІВ ДЛЯ ЗАМІЩЕННЯ БЛОКІВ ТЕС НА ВУГІЛЛІ

Саме енергетика через спалювання вугілля та газу відповідає за 75 % викидів парникових газів. Паливо, яке в найбільшій ступені впливає на забруднення довкілля, є вугілля. За останні роки, після підвищення вартості природного газу, практично всі енергоблоки теплових електростанцій України були переведені на вугілля. Сьогодні, по-перше - багато ТЕС пошкоджені через воєнні дії, по друге - вони відпрацювали свій ресурс, по третє - за сучасними екологічними вимогами їх треба замінювати. Тому постає питання вибору шляху їх заміни.

Метою роботи є аналіз можливості заміни вугільних ТЕС на малі модульні реактори. Для досягнення поставленої мети необхідно виконати наступні завдання:

- Провести аналіз літератури з питання заміни ТЕС на АЕС малої потужності.
- Провести попередні розрахунки можливої інтеграції ММР з турбінами на високих параметрах.

Розглянуто роботи, що були проведені в США в цьому напрямі. Проаналізовано варіанти заміни вугільних ТЕС на АЕС, які отримали назву C2N (тобто від вуглецю C до Nuclear). Проєкти C2N можуть щонайменше повторно використовувати: землю в межах території ТЕС, її підключення до мережі та офісні будівлі. Розглянуті чотири основних типи проєктів, які мають різні можливості для повторного використання різних компонентів.

Greenfield (Зелена галявина): Це будівництво АЕС на зеленій ділянці без будь-якого зв'язку з існуючими ТЕС. C2N#0: Будівництво АЕС на зеленій ділянці як заміна існуючої ТЕС. C2N#1: повторне використання лише майданчика, електричних компонентів та компонентів системи охолодження (наприклад LWR). C2N#2 та C2N#3 обидва передбачають повторне використання компонентів паросилового циклу (ПСЦ) на додаток до всіх інших компонентів. Відмінності між ними наступні:

- C2N#2 передбачає пряме повторне використання компонентів ПСЦ, де первинний теплоносій реактора безпосередньо обмінюється теплом з оригінальним ПСЦ ТЕС.

Наприклад, технологія реактора HTGR.

- в C2N#3 первинний теплоносій реактора передає тепло проміжному контуру (аккумулятору), який з'єднаний з паросиловим циклом ТЕС. Консервативна оцінка показує ~17% економії капіталовкладень для проєкту АЕС, тоді як оптимістична оцінка становить до 26%. Типи проєктів CN#2 та #3 забезпечили б ще більший потенціал економії: до 20-38%. Для SFR потужністю 500 МВт загальні капіталовкладення на будівництво АЕС становлять 2,46 млрд \$ для проєкту з нуля, а потенційна економія могла б досягти від 493 мільйонів до 872 мільйонів доларів.

Відносно України слід підмітити, що парк ТЕС суттєво зношений. Тому залишати парову частину не має сенсу. Доцільно використання майданчика, до якого підводяться дороги, лінії електропередач, трубопроводи з водою.

Доцільно розглядати ЯЕУ з більшою ефективністю: з реакторами ВТГР та рідко-сольовими реакторами. Однак, враховуючи велике напруження легководних реакторів може бути більш доцільним використання реакторів типу PWR.

В роботі запропоновано використання реактору SC-HTGR для забезпечення турбіни К-300-240, що виготовляється в Україні та має високу ефективність: ККД 43 %. Проведено розрахунок проміжного пароперегрівача потужністю 120 МВт. Отримано, що при діаметрі корпусу 3,51 м цей теплообмінник повинен мати площу теплообмінної поверхні 298 м².

Удод М. В., студент гр. ПТЯ212/mg

Науковий керівник - кандидат технічних наук, доцент кафедри АЕС – Чулкин О.О.

ПІДГОТОВКА ДОДАТКОВОЇ ВОДИ БЛОКУ АЕС З ВВЕР НА УСТАНОВЦІ ЗВОРОТНОГО ОСМОСУ

Проблема підготовки води, використовуваної для енергетики, і її очищення від різних забруднень набуває все більшого значення. З одного боку, постійно підвищуються нормативні вимоги до якості води, а з іншого - прогресує забруднення водних джерел, які ускладнюють роботу існуючих систем очищення.

В енергетиці мембранні методи використовуються в комплексі з раніше встановленими установками (механічні фільтри, ФЗД, осадження та ін.), тому представляється інтерес в порівнянні економічності та надійності, а також їх місце в технологічному процесі.

У кваліфікаційній роботі представлені основні напрямки розвитку і сучасний стан систем водопідготовки, включаючи нові технології і апаратні рішення для освітлення, зм'якшення і знесолення води.

Для цього вирішуються наступні завдання:

- аналіз та розрахунок схеми водопідготовки та зміни гіпотетичного складу домішок у вихідній воді для ХВО різними методами;
- порівняльний аналіз собівартості підготовки додаткової води методами іонного обміну та зворотного осмосу.

Основні переваги і недоліки технологій зворотного осмосу та іонного обміну зведені у табл.1 [1...3].

Таблиця 1 Порівняння технологій іонного обміну та зворотного осмосу

	Переваги	Недоліки
Іонний обмін	Висока надійність очищення при змінних навантаженнях Незначні витрати води на власні потреби	Великі капіталовкладення, значна витрата реагентів, Велика кількість основного та допоміжного технологічного обладнання Збільшення виробничих площ
Зворотний осмос	Безперервність процесу поділу Низькі енерговитрати Не потрібен спеціальний підігрів води Простота по'єднання з іншими процесами	Витрата вихідної рідини на 2/3 перевищує обсяг перміата Молекули хлору, гербіцидів та інших мають менші розміри, ніж вода, що дозволяє їм вільно проникати через мембрану. Затратне придбання мембран

У результаті проведеного розрахунку та аналізу отриманих результатів, можна зробити висновок про доцільність застосування технології зворотного осмосу для умов Ташлицького водосховища.

Література:

1. Кишневський В.П. Гібридні технології кондиціонування води в енергетиці: підручник /В.П. Кишневський. / -- 2-ге вид., виправ. і дор. -- Одеса : Екологія, 2021. -- 380 с.
2. Кишневський В.П. Чиченін В.В Системи обробки води в енергетиці. Розрахунки та проектування: навчальний посібник для студентів за спеціальністю «Атомна енергетика», «Теплоенергетика» – Одеса: «Екологія» 2021. – 140 с.
3. Кишневський В.П. Мембранні методи обробки води в енергетиці: навч. посіб. – Одеса: «Екологія», 2021. – 78 с.

Федорчук О. В., студент гр. ПТЯ–212/1мрх

Науковий керівник – доктор технічних наук, професор – **Кравченко В. П.**

ДЕЦЕНТРАЛІЗАЦІЯ ЕНЕРГОСИСТЕМИ УКРАЇНИ ШЛЯХОМ ВПРОВАДЖЕННЯ МАЛИХ МОДУЛЬНИХ РЕАКТОРІВ НА ПРИКЛАДІ ХМЕЛЬНИЦЬКОЇ ОБЛАСТІ

Сучасна енергетична система України є централізованою і вразливою до атак, особливо в умовах війни. Централізовані великі електростанції є цілком для пошкодження, що призводить до масштабних відключень. Високі втрати енергії при транспортуванні, залежність від великих вузлів генерації та застаріла інфраструктура створюють додаткові ризики для енергетичної безпеки країни. Децентралізація енергосистеми є стратегічним напрямом модернізації енергетичного сектору України в умовах військових загроз, зношеної інфраструктури та дефіциту генеруючих потужностей.

Для підвищення стійкості та енергетичної незалежності України запропоновано впровадити малі модульні реактори (ММР) на прикладі Хмельницької області. Проєкт передбачає використання реакторів NuScale, які завдяки своїй компактності, високій безпеці, гнучкості в експлуатації та здатності до локалізації генерації можуть стати основою для децентралізованої енергосистеми.

Виконано аналіз енергетичних потреб регіону, що дозволило визначити необхідні параметри генерації для стабільного забезпечення регіону електроенергією. Визначено, що середнє споживання електроенергії в Хмельницькій області складає 2116 млн кВт·год на рік. Для забезпечення цих потреб необхідно побудувати 5 модулів NuScale з потужністю 77 МВт кожен. Проте у зв'язку з прогнозованим зростанням попиту на електроенергію на 20-30% до 2030 року, для забезпечення стабільного енергопостачання в регіоні доцільно будувати станцію, що складається з 6 модулів.

Розглянуто декілька міст Хмельницької області для розміщення ММР з огляду на доступність інфраструктури, близькість до споживачів, безпеку, охолодження. Визначено, що місто Старокостянтинів є перспективним майданчиком для розгортання ММР NuScale завдяки розвиненій інфраструктурі, наявності промислових споживачів та стратегічному значенню.

Проведено теплогідравлічний та нейтронно-фізичний розрахунок активної зони реактора, визначено перспективи його експлуатації. Оцінені параметри теплоносія, гідравлічний опір та тривалість кампанії реактора без перевантаження палива. Визначено, що на максимально напруженому ТВЕЛі температура оболонки та температура пального не перевищують максимально допустимі значення. Отримані результати розрахунків кампанії реактора підтвердили, що тривалість роботи реактора без перевантаження палива може скласти 540 ефективних діб.

Проєкт може бути реалізований у Хмельницькій області як пілотний, із подальшим масштабуванням на інші регіони України. Впровадження ММР забезпечить:

- підвищення енергетичної безпеки за рахунок зменшення залежності від централізованої генерації;
- мінімізацію втрат енергії завдяки розміщенню джерел поблизу споживачів;
- інтеграцію у стратегію післявоєнного відновлення країни;
- сприяння переходу до низьковуглецевої економіки;
- залучення інвестицій у високотехнологічний сектор.

Інтеграція малих модульних реакторів є стратегічним рішенням для побудови нової, стійкої та безпечної енергосистеми України. Проєкт відповідає пріоритетам національної енергетичної стратегії, сприятиме підвищенню енергетичної незалежності, екологічній безпеці та технологічному розвитку держави.

Фокін В. О., студент гр. ПТЯ212/1мрх, **Мазур Є.В.**, аспірант
Науковий керівник - кандидат технічних наук, доцент кафедри АЕС – **Дорож О.А.**

ДОСЛІДЖЕННЯ ЕФЕКТИВНОСТІ ТЕХНОЛОГІЙ ОЧИЩЕННЯ ТРАПНИХ ВОД АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ ВІД СУСПЕНЗІЙ.

Серед найважливіших проблем ядерного паливного циклу найбільш гострі й невідкладні - проблеми знешкодження радіоактивних відходів, їхнього безпечного зберігання й видалення.

Подальший розвиток ядерної енергетики буде залежати від здатності вирішити проблему безпечного захоронення радіоактивних відходів з гарантією запобігання їх контакту з біосферою.

Безпека має фундаментальне значення для перспектив розвитку ядерної енергетики. Після аварії на Чорнобильській АЕС запевнення, що ймовірність аварії в цій галузі становить мале значення, стали менш переконливими. Саме тому в усьому світі вживаються спеціальні заходи для того, щоб твердження про те, що ядерна енергетика є найбезпечнішою галуззю, знову не було спростоване непередбачуваними обставинами.

Мета роботи - дослідити закономірності розділення захоплених водних суспензій в полі масових сил та розрахувати ефективні режими осадження дисперсних частинок з використанням центрифуг.

Завданнями дослідження є:

- вивчення закономірності осадження дисперсних частинок в полі дії масових сил;
- визначення швидкості осадження дисперсних частинок за характеристиками дисперсних частинок;
- розробка методики розрахунку процесу осадження дисперсних частинок в центрифугі;
- розрахування режиму осадження дисперсних частинок за допомогою центрифуги.

В роботі розглянуті всі проблеми пов'язані з очищенням трапних вод від суспензій і відсутністю технології переробки накопичених шламів, з переведенням їх у безпечні форми й гарантією запобігання їхнього контакту з біосферою.

Для вибору оптимального варіанта технології очищення трапних вод від суспензій, зроблений якісний і кількісний аналіз трапної води. Був виконаний порівняльний аналіз ряду технологій застосовуваних для трапних вод АЕС і пропонується найбільш оптимальна технологія центрифугування з наступним зневоднюванням й затвердінням декантаційного осаду.

Для одержання надійних і безпечних твердих форм РАВ розглянуті характеристики різних зв'язуючих, що володіють певними перевагами й недоліками, які в більшій або в меншій ступені проявляються залежно від умов застосування, особливостей вихідних продуктів і багатьох інших факторів.

В кінці роботи показане порівняння кількості РАВ, що надходять, при існуючих і пропонованих технологіях освітлення трапних вод.

Література:

1. Очистка вод атомных электростанций / Кульский Л.А., Страхов Э.Б., Волошинова А.М. и др., Киев, Наукова думка, 1979, 209 с.
2. Инструкции по эксплуатации системы очистки трапных вод СВО-3. Пятковский В.Я. Сахневич А.А. 2009. 136 с..
3. Корсун Д.Б., Исследование свойств суспензий радиоактивных трапных вод атомных электростанций с целью совершенствования технологии их очистки./ Д.Б. Корсун // Тр. Одес. политехн. ун-та. — Одесса, 2003. — Вып. 1(20). — С. 40 — 44.

Хомич П. М., студент гр. ЗЯТ-201

Науковий керівник - доктор технічних наук, професор кафедри АЕС – **Погосов О. Ю.**

ІНЖЕНЕРНИЙ АНАЛІЗ ВИКОРИСТАННЯ ДАТЧИКІВ ВІБРОАКУСТИЧНОЇ ДІАГНОСТИКИ МЕХАНІЧНОГО ОБЛАДНАННЯ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ

Забезпечення надійності та безпеки механічного обладнання на атомних електростанціях (АЕС) є однією з ключових умов ефективного функціонування атомної енергетики. Відмова такого обладнання може призвести не лише до зупинки енергоблоку, а й до потенційно небезпечних ситуацій, що створюють ризики як для персоналу, так і для навколишнього середовища. Зважаючи на складні умови експлуатації — високі температури, тиск, радіаційне опромінення та вібраційні навантаження — виникає потреба у впровадженні надійних методів технічної діагностики. Одним із перспективних напрямів контролю технічного стану обладнання є віброакустичний аналіз, який базується на дослідженні коливальних процесів, що виникають у результаті його роботи. Такий підхід дозволяє виявляти дефекти ще до моменту їхнього критичного розвитку, мінімізуючи ймовірність аварій.

Метою дипломної роботи є інженерний аналіз ефективності застосування сучасних акселерометричних датчиків вібрацій у системах діагностики механічного обладнання АЕС. У межах дослідження проаналізовано типові фізичні процеси, що супроводжують роботу насосів, турбін, теплообмінників та іншого обладнання. Визначено основні джерела механічних коливань і характерні ознаки, які свідчать про розвиток дефектів. Окремо було розглянуто класифікацію датчиків, що використовуються у віброакустичній діагностиці, а також наведено порівняльну характеристику їх технічних параметрів. Особливу увагу приділено сенсорам, здатним функціонувати в умовах підвищених навантажень, температур та агресивних середовищ.

Дослідження включало моделювання та інженерний аналіз варіантів кріплення акселерометрів до корпусу обладнання, з урахуванням особливостей його геометрії, матеріалів та динамічних навантажень. Були запропоновані конструктивні рішення для встановлення сенсорів на насосному обладнанні з урахуванням забезпечення жорсткого зв'язку без втрати чутливості вимірювань. Крім того, виконано міцнісний розрахунок одного з елементів кріплення, що дозволило оцінити його надійність та довговічність в експлуатаційних умовах.

На основі отриманих результатів зроблено висновки щодо доцільності застосування акселерометричних датчиків певного типу, які забезпечують високу точність, стабільність та стійкість до механічних, теплових і радіаційних впливів. Проаналізовано вплив матеріалів корпусу сенсора на точність зчитування сигналів та його експлуатаційну надійність. Було також враховано вплив температурних градієнтів та вібраційних резонансів, що можуть спричинити викривлення діагностичної інформації.

Отже, результати дипломної роботи мають практичне значення для впровадження у системи технічного моніторингу АЕС. Запропоновані технічні рішення та рекомендації можуть бути використані під час модернізації існуючих систем діагностики або розробки нових. Крім того, результати дослідження можуть знайти застосування в інших галузях промисловості, таких як теплоенергетика, авіація, машинобудування, де високі вимоги до надійності та безпеки експлуатації обладнання вимагають використання вібраційних методів контролю.

Чумак В. П., студент гр. ПТЯ–212/1мп

Науковий керівник – доктор технічних наук, професор – **Кравченко В. П.**

АНАЛІЗ ТЕХНІЧНИХ РІШЕНЬ ПРИ ЗАМІНІ КОНДЕНСАТОРА ТУРБИНИ К-1000-5,8/50

Одним з основних елементів обладнання АЕС, яке відноситься до обладнання нормальної експлуатації, є конденсатор турбіни. Конденсатор сильно впливає на економічність та надійність роботи АЕС. Він уявляє собою теплообмінник, який складається з теплообмінних трубок (ТОТ), виготовлених з мідно-нікелевого сплаву. За досвідом експлуатації ці конденсатори виявилися дуже ненадійним обладнанням. Цей сплав підвержений інтенсивному ерозійному зносу. Через пошкодження трубок має місце підсмоктування охолоджуючої води до основного конденсату. Це порушує водно-хімічний режим (ВХР) і навіть приводить до необхідності зупинки енергоблоку для ремонту конденсатору. Було прийнято рішення про заміну ТОТ на трубки з нержавіючої сталі. Після заміни було виявлено, що тиск конденсації був підвищений відносно проєктного, що суттєво погіршує економічні показники.

Метою роботи є перевірка закладеної в проєкт площі теплообмінної поверхні конденсатора турбоустановки К-1000-5,8/50 3-го блоку Південноукраїнської АЕС блочно-модульного типу, теплообмінні трубки якого виконані з нержавіючої сталі.

Для досягнення поставленої мети необхідно виконати наступні завдання:

1. Проаналізувати стан питання з модернізацією конденсатора на блоці №3 ПАЕС.
2. Провести розрахунок площі теплообміну конденсатору різними методами.

В табл. 1 вказані відхилення розрахункових параметрів від вимірних при випробуваннях. З наведених даних видно, що відхилення складає 38,5 %.

Таблиця 1 - Відхилення визначених при випробуваннях параметрів від розрахункових та втрати електричної потужності

Номер випробувань	Темп. охол. води, °С	Усереднений тиск в конденсаторі, кгс/см ²	Розрахунковий тиск в конденсаторі, кгс/см ²	Відхилення тиску, %	Втрати електр. потужн, МВт
1	21,1	0,068	0,0491	38,5	22
2	22,1	0,072	0,0519	38,7	26

Оскільки підвищення тиску може спричинятися нестатньою поверхньох теплообміну, було проведено розрахунок необхідної площі теплообміну і кількості ТОТ. Для підтвердження вірності результатів розрахунок проводився двома методами: за теорією теплообміну та згідно Керівного документу, призначеного саме для розрахунку конденсаторів електростанцій.

В табл. 2 наведені результати розрахунку, з яких видно що закладена площа теплообміну достатня для виконання всіх функцій конденсатора.

Таблиця 2 - Результати розрахунку площі теплообміну та кількості трубок

	За проєктом	За теорією теплообміну	За Керівним документом
Площа теплообміну, м ²	25170	19699	23893
Кількість трубок	29170	22730	27570