МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
ЗАПОРІЗЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ
ІНЖЕНЕРНИЙ НАВЧАЛЬНО-НАУКОВИЙ ІНСТИТУТ
ім. Ю.М. ПОТЕБНІ

КАФЕДРА ЕЛЕКТРИЧНОЇ ІНЖЕНЕРІЇ ТА КІБЕРФІЗИЧНИХ СИСТЕМ

Кваліфікаційна робота

другий магістерський
(рівень вищої освіти)

на тему: «Дослідження теплових режимів енергоблока АЕС з реактором типу ВВЕР - 1000»

Виконав: студент II курсу,
групи 8.1443
спеціальності теплоенергетика
освітньої програми теплоенергетика
Н. А. Гайдін
(підпис та прізвище)

Керівник проф., д.е.н. Паршин Ю.І.
(вчене звання, науковий ступінь, прізвище та ініціали)
Рецензент доц., к.т.н. Воляр Р.М.
(вчене звання, науковий ступінь, прізвище та ініціали)

Запоріжжя
2024

ЗАПОРІЗЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ
МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
ІНЖЕНЕРНИЙ НАВЧАЛЬНО-НАУКОВИЙ ІНСТИТУТ
ім. Ю.М. ПОТЕБНІ

Кафедра Електричної інженерії та кіберфізичних систем

Рівень вищої освіти другий магістерський

Спеціальність 144 Теплоенергетика

Освітня програма Теплоенергетика

ЗАТВЕРДЖУЮ
Завідувач кафедри _____
«____» _____ 20____ року

З А В Д А Н Н Я

НА КВАЛІФІКАЦІЙНУ РОБОТУ СТУДЕНТОВІ
Гайдіну Нікіті Андрійовичу
(прізвище, ім'я, по батькові)

1. Тема роботи (проекту) «Дослідження теплових режимів енергоблока АЕС з реактором типу ВВЕР - 1000»
Керівник роботи Паршин Юрій Іванович, професор, доктор економ. наук,
(прізвище, ім'я, по батькові, науковий ступінь, вчене звання)
затверджені наказом ЗНУ від "30" вересня 2024 року №1483-с
2. Строк подання студентом роботи 12 грудня 2024 року.
3. Вихідні дані до роботи: Теплова потужність - 3000 МВт, електрична потужність - 1000 МВт, тиск на вході в реактор - 16 МПа, Зовнішній діаметр ТВЕЛ - 0,91 см, кількість ТВЕЛ в касеті - 312 од., температура на вході теплоносія - 289 °С, температура на виході теплоносія - 322 °С.
4. Зміст розрахунково-пояснювальної записки (перелік питань, які потрібно розробити): 1. Теплогідравлічний розрахунок енергоблоку. 2. Нейтронно-фізичний розрахунок енергоблоку. 3. Розрахунок теплової схеми другого контуру АЕС з турбіною К-1000-60/1500 та з реактором ВВЕР-1000. 4. Система сухого сховища відпрацьованого ядерного палива. 5. Розрахунок основних техніко-економічних показників системи. 6. Охорона праці та вимоги до безпеки.
5. Перелік графічного матеріалу (з точним зазначенням обов'язкових креслень): титульний аркуш, турбіна К-1000-60/1500, схема мережевої установки, теплова схема реактору АЕС, елементи бетонного контейнеру зберігання ВЯП, зона зберігання бетоних контейнерів.

6. Консультанти розділів кваліфікаційної роботи магістра:

Розділ	Прізвище, ініціали та посада консультанта	Підпис, дата	
		завдання видав	завдання прийняв
1	Паршин Ю.І. д.е.н., проф.		
2	Паршин Ю.І. д.е.н., проф.		
3	Паршин Ю.І. д.е.н., проф.		
4	Паршин Ю.І. д.е.н., проф.		
5	Паршин Ю.І. д.е.н., проф.		
6	Паршин Ю.І. д.е.н., проф.		

7. Дата видачі завдання _____

КАЛЕНДАРНИЙ ПЛАН

№ з/п	Назва етапів кваліфікаційної роботи магістра	Строк виконання етапів кваліфікаційної роботи магістра	Примітка
1	Теплогідравлічний розрахунок	19.11.2024	
2	Нейтронно-фізичний розрахунок	20.11.2024	
3	Розрахунок теплової схеми другого контуру АЕС з турбіною К-1000-60/1500 та з реактором ВВЕР-1000	23.11.2024	
4	Система сухого сховища відпрацьованого ядерного палива	24.11.2024	
5	Розрахунок основних техніко-економічних показників системи	25.11.2024	
6	Охорона праці та вимоги до безпеки	26.11.2024	

Студент _____ Н.А. Гайдін
(підпис) (ініціали та прізвище)

Керівник роботи (проекту) _____ Ю.І. Паршин
(підпис) (ініціали та прізвище)

Нормоконтроль пройдено

Нормоконтролер _____ С.В. Башлій
(підпис) (ініціали та прізвище)

АНОТАЦІЯ

Гайдін Н.А. Дослідження теплових режимів енергоблоку АЕС з реактором типу ВВЕР - 1000.

Кваліфікаційна робота магістра на здобуття вищої освіти за спеціальністю 144 «Теплоенергетика», науковий керівник Ю.І. Паршин, Запорізький національний університет, Інженерний науково-навчальний інститут ім. Ю.М. Потебні, кафедра електричної інженерії та кіберфізичних систем. Запоріжжя, 2024.

Мета роботи: дослідити теплогідравлічний і нейтронно-фізичний процеси для реактора типу ВВЕР-1000, знайти шляхи вирішення проблеми з відпрацьованим ядерним паливом, а також визначити ефективні параметри та залежності і відносні витрати робочого тіла.

В роботі виконано розрахунки режимів енергоблоку АЕС, його коефіцієнтів та параметрів, знайдено шляхи рішення проблеми відпрацьованого ядерного палива, досліджено процеси реактору.

Початкові дані: Теплова потужність - 3000 МВт, електрична потужність - 1000 МВт, тиск на вході в реактор - 16 МПа, Зовнішній діаметр ТВЕЛ - 0,91 см, кількість ТВЕЛ в касеті - 312 од., температура на вході теплоносія - 289 ^{o}C, температура на виході теплоносія - 322 ^{o}C.

Ключові слова: РЕАКТОР, СТАНЦІЯ, ЕНЕРГОБЛОК, ПАЛИВО, РАДІАЦІЯ, ВІДХОДИ, ПОКАЗНИК, ТИСК, РОЗРАХУНОК, ТУРБІНА, ТЕМПЕРАТУРА, ТЕПЛОНОСІЙ, НЕЙТРОН, ДОЗИМЕТР

ПЕРЕЛІК ОПУБЛІКОВАНИХ АВТОРОМ ПРАЦЬ ЗА ТЕМОЮ КВАЛІФІКАЦІЙНОЇ РОБОТИ МАГІСТРА

1.Участь у XVI університетській науково-практичній конференції студентів, аспірантів, докторантів і молодих вчених «Молода наука-2023», що проходила 17-22 квітня 2023 року. та публікація тез: Гайдін Нікіта Наук. кер.: канд. техн. наук, доц. Карпенко Г.В. Технологічні особливості енергоблоку теплофікаційної електростанції з використанням турбіни Т-175-130 Збірник наукових праць студентів, аспірантів, докторантів і молодих вчених «Молода наука-2023»: у 5 т. / Запорізький національний університет. – Запоріжжя : ЗНУ, 2023. Т.5. 429 с. С. 273-274
https://sites.znu.edu.ua/stud-sci-soc//2023/tom_5_2023_r__k_.pdf

2. Участь у XVII університетській науково-практичній конференції студентів, аспірантів, докторантів і молодих вчених «Молода наука-2024», що проходила 17-19 квітня 2024 року. та публікація тез:
Haidin Nikita, Yerofieieva A. Energy efficiency economics of electricity generation. Збірник наукових праць студентів, здобувачів PhD, докторантів і молодих вчених «МОЛОДА НАУКА-2024» Запоріжжя: ЗНУ, 2024. Т. 5 С. 56-57.
https://sites.znu.edu.ua/stud-sci-soc//2009/25_06_2024_tom_5_2024_r__k_10_06_2024_korr_13_06__1_-szhatyj.pdf

3. Участь у I Всеукраїнської науково-практичної конференції за участю молодих учених та здобувачів вищої освіти «Актуальні питання суспільства у сферах екологічної та цивільної безпеки, енергозбереження, менеджменту та економіки» та публікація тез: Haidin Nikita, Yerofieieva A. Regional energy potential and energy savings in Ukraine. Збірник наукових праць I Всеукраїнської науково-практичної конференції за участю молодих учених та здобувачів вищої освіти «Актуальні питання суспільства у сферах екологічної та цивільної безпеки, енергозбереження, менеджменту та економіки» Запоріжжя : ЗНУ, 2024.

4. Nikitę, H., Harkusha, O., & Karpenko, A. (2024). Specyfika projektowania suchego składowania wypalonego paliwa jądrowego w elektrowni jądrowej. Nauka I Studia, (9). Retrieved from
https://nauka-i-studia.eu/ojs/index.php/pl_ojs/article/view/247 (стаття)

5. Участь у III Всеукраїнської науково-практичної конференції за участю молодих науковців «Актуальні питання сталого науково-технічного та соціально-економічного розвитку регіонів України» та публікація тез: Гайдін Н.А., наук. кер.: к.т.н., доц. Карпенко Г.В., Дослідження складу та принципу дії деаераторної установки. III Всеукраїнська науково-практична конференція за участю молодих науковців «Актуальні питання сталого науково-технічного та соціально-економічного розвитку регіонів України» (17-20 жовтня 2023). Запоріжжя 2023, с.51 URL: https://www.znu.edu.ua/ii_znu/nauka/conf6/zbirnyk_23.pdf

ABSTRACT

Haidin N.A. «Study of the Thermal Regimes of the NPP Power Unit with the VVER-1000 Type Reactor».

Master's qualification work for higher education in specialty 144 «Heat and Power Engineering», supervisor Y.I. Parshin, Zaporizhzhia National University, Yuri Potebnyi Engineering Research and Education Institute, Department of Electrical Engineering and Cyberphysical Systems. Zaporizhzhia, 2024.

The objective of the study is to investigate the thermal-hydraulic and neutron-physical processes for a VVER-1000 reactor, to find ways to solve the problem of spent nuclear fuel, and to determine the effective parameters and dependencies and relative costs of the working fluid.

The work includes calculations of the NPP power unit modes, its coefficients and parameters, ways to solve the problem of spent nuclear fuel, and the reactor processes.

Initial data: Thermal power - 3000 MW, electric power - 1000 MW, reactor inlet pressure - 16 MPa, fuel element outer diameter - 0.91 cm, number of fuel elements in the cassette - 312 units, coolant inlet temperature - 289 °C, coolant outlet temperature - 322 °C.

Keywords: REACTOR, PLANT, POWER UNIT, FUEL, RADIATION, WASTE, INDICATOR, PRESSURE, CALCULATION, TURBINE, TEMPERATURE, COOLANT, NEUTRON, DOSIMETER

ЗМІСТ

СКОРОЧЕННЯ ТА УМОВНІ ПОЗНАКИ 9
ВСТУП 10
1 ТЕПЛОГІДРАВЛІЧНИЙ РОЗРАХУНОК ЕНЕРГОБЛОКУ 12
1.1 Вхідні дані обладнання 12
1.2 Визначення характеристик касети 13
1.3 Визначення габаритів активної зони 14
1.4 Визначення оболонки ТВЕЛа, пального по висоті активної зони та температури теплоносія 15
1.5 Визначення запасу за критичним тепловим потоком 27
1.6 Визначення гідравлічного опору активної зони 29
2 НЕЙТРОННО-ФІЗИЧНИЙ РОЗРАХУНОК ЕНЕРГОБЛОКУ 33
2.1 Обчислення геометричних параметрів решітки 33
2.2 Дослідження концентрації атомів 35
2.3 Визначення температури для нейтронного газу 36
2.4 Визначення макроконстант 40
2.5 Визначення коефіцієнта розділення на швидких нейтронах 43
2.6 Визначення числа вторинних швидких нейтронів 44
2.7 Імовірність уникнення резонансного захоплення 44
2.8 Підрахування коефіцієнта використання теплових нейтронів 51
3 РОЗРАХУНОК ТЕПЛОВОЇ СХЕМИ 2-ГО КОНТУРУ АЕС З ТУРБІНОЮ К-1000-60/1500 ТА З РЕАКТОРОМ ВВЕР-1000 76
3.1 Вихідні дані установки 76
3.2 Розширення пари в турбоприводі живильного насоса 78
3.3 Параметри основного конденсату 79
3.4 Параметри живильної води 86
3.5 Визначення відносних витрат робочого тіла за елементами схеми турбоустановки 91
4 СИСТЕМА СУХОГО СХОВИЩА ВІДПРАЦЬОВАНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА 106

4.1 Створення ССВЯП 106
4.2 Сутність проекту 106
4.3 Розташування на станції 107
4.4 Компоненти системи 108
4.5 Спосіб зберігання відходів 109
4.6 Екологічні аспекти та захист 110
4.7 Висновки щодо доцільності системи 110
5 РОЗРАХУНОК ОСНОВНИХ ТЕХНІКО - ЕКОНОМІЧНИХ ПОКАЗНИКІВ СИСТЕМИ 111
5.1 Початкові дані для розрахунку 111
5.2 Витрати капітальних вкладень і оцінка вартості основних фондів .. 111
5.3 Оцінка собівартості оборотних коштів 112
5.4 Витрати обсягу вироблення і відпуску електричної та теплової енергій 112
5.5 Розрахунок сумарних річних експлуатаційних витрат, що пов'язані з видобутком і відпуском електричної та теплової енергій 113
5.6 Розрахунок собівартості одиниці електричної та теплової енергій .. 115
5.7 Визначення загального прибутку, рентабельності та обсягу виробництва електроенергії без збитків 119
6 ОХОРОНА ПРАЦІ ТА ВИМОГИ ДО БЕЗПЕКИ 122
6.1 Загальні положення стосовно безпеки 122
6.2 Вимоги для оптимальної роботи 122
6.3 Положення з електробезпеки 123
6.4 Положення про безпеку до персоналу 124
6.5 Пожежна безпека 125
6.6 Шум та вібрація 126
6.7 Радіаційна безпека 127
ЗАГАЛЬНІ ВИСНОВКИ 128
ПЕРЕЛІК ДЖЕРЛ ПОСИЛАННЯ 129

СКОРОЧЕННЯ ТА УМОВНІ ПОЗНАКИ

ВЯП - відпрацьоване ядерне паливо

ВВЕР - водо-водяний енергетичний реактор

АЕС - атомна електростанція

ВКЗ - вентильований контейнер

ССВЯП - сухе сховище відпрацьованого ядерного палива

ТВЕЛ - тепловидільний елемент

АЗ - активна зона

СПП - сепартор-перегрівач

КН - конденсат

ОК - основний конденсат

ККД - коефіцієнт корисної дії

ПНТ - підігрівач низького тиску

ПВТ - підігрівач високого тиску

ПГ - парогенератор

ВТВЗ - відпрацьована тепловиділяюча збірка

БГК - багатомісний герметичний кошик

ПК - перевантажувальний контейнер

ВСТУП

Актуальність теми. На сьогодні атомна енергетика залишається безальтернативним джерелом для покриття енергетичних потреб. Технологічно ефективні та економічно виправдані методи для використання невичерпної сонячної енергії поки не створені. Запаси викопного палива, до якого належать вугілля, нафта і газ, поступово зменшуються і наближаються до вичерпання, а їх спалювання завдає суттєвої шкоди навколишньому середовищу. Під час роботи теплових електростанцій спалюється значна кількість кисню, виділяються пил, сажа та діоксид сірки .

Головна перевага атомної енергетики полягає в тому, що за умов безпечної експлуатації вона не викидає в атмосферу оксиди сірки та азоту, які спричиняють кислотні дощі, а також не виділяє газів, що підсилюють парниковий ефект. Це робить атомні електростанції одним із найекологічніших способів отримання електроенергії.

Метою роботи є дослідження теплогідравлічного і нейтронно-фізичного процесів для реактора типу ВВЕР-1000, знаходження шляхів вирішення проблеми з відпрацьованим ядерним паливом, а також визначення ефективних параметрів та залежностей і відносних витрат робочого тіла.

Задачі дослідження. Для досягнення поставленої мети необхідно вирішити наступні завдання:

- провести теплогідравлічний розрахунок енергоблоку;
- розрахувати режими роботи енергоблоку АЕС та його основні параметри;
- визначити теплову схему другого контуру АЕС з турбіною К-1000-60/1500 та з реактором ВВЕР-1000;
- визначити оптимальну систему сухого сховища відпрацьованого ядерного палива.

Об’єктом дослідження є енергоблок Запорізької АЕС з реактором ВВЕР-1000.

Методи та способи дослідження. Поставлені задачі вирішувались за допомогою проведення теоретичних та експериментальних досліджень, спільного застосування розрахункових і інженерних методів.

Наукова новизна отриманих результатів. Знайдено шляхи рішення проблеми з відходами палива, досліджено залежності теплогідравлічного і нейтронно-фізичного процесів для реактора типу ВВЕР-1000. Проект передбачає використання технології сухого вентильованого контейнерного зберігання (система ВКЗ-ВВЕР), яка є модифікацією системи проміжного зберігання VSC-24, що застосовується на атомних електростанціях у США.

Практична цінність роботи. Виявилося, що основні переваги цього проєкту включають простоту конструкції, швидкість реалізації та введення в експлуатацію, технологічність процесів та оперативне виготовлення необхідного обладнання, наявний досвід у експлуатації та моніторингу стану ВЯП, а також сама низька вартість будівництва. Крім того, цей проєкт має можливість адаптації до процесу перевантаження палива на АЕС з реакторами ВВЕР-1000, що значно спрощує процес відправки палива на зберігання. А вже аналіз витрат на відправку ВЯП на переробку порівняно з витратами на його зберігання в ССВЯП підтвердив економічну доцільність вибору саме цього варіанту зберігання палива.

Структура та обсяг кваліфікаційної випускної роботи. Магістерська робота включає вступ, шість розділів, висновки та перелік джерел посилання з 20 позицій. Загальний обсяг складає 131 сторінки, у тому числі 22 рисунки та 20 таблиць.

1 ТЕПЛОГІДРАВЛІЧНИЙ РОЗРАХУНОК ЕНЕРГОБЛОКУ

1.1 Вхідні дані обладнання

Таблиця 1.1 - Вхідні дані величин енергоблоку

Показник	Величина
Потужність теплова, Q_t, МВт	3000
Трубка центральна, $n_ц$, шт	1
Зовнішній діаметр ТВЕЛ, $d_{тв}$, см	0,91
Тиск на вході в реактор, $P_{вх}$, МПа	16
Розмір касети під "ключ", h, см	23,4
Кількість ТВЕЛ в касеті, $n_{тв}$, од.	312
Кількість трубок для стрижнів регулювання, $n_{кл}$, од.	18
Температура на вході теплоносія, $t_{вх}$, ^oC	289
Температура на виході теплоносія, $t_{вих}$, ^oC	322
Діаметр трубок для стрижнів регулювання, $d_{кл}$, см	1,26
Діаметр центральної трубки, $d_ц$, см	1,03
Крок ТВЕЛ, $S_р$, см	1,27
Діаметр центрального отвору в таблетці, $d_ц^{UO2}$, см	0,14
Товщина стінки касети, δ_1, см	0,1
Міжкасетний проміжок, δ_2, см	0,2
Матеріал оболонки	Zr+1%Nb
Зовнішній діаметр UO_2, $d_н^{UO2}$, см	0,76
Товщина газового проміжку, $\delta_г$, мм	0,1
Коефіцієнт ущільнення АЗ, ψ	1,12
Внутрішній діаметр оболонки, $d_{вн}$, см	0,78
Пальне	UO_2

1.2 Визначення характеристик касети

Спершу визначається площа, займана касетою:

$$F_K=\frac{3\cdot h^2}{2} \tag{1.1}$$

$$F_K=\frac{3\cdot h^2}{2}\ 3\cdot(23,4)^2/2=474,2\ см^2$$

Далі враховуємо з урахуванням зазору, взявши формулу:

$$F_K=(3/2)\cdot(h+\delta_2)^2 \tag{1.2}$$

$$F_K=(3/2)\cdot(23,4+0,2)^2=482,34\ см^2$$

Площа проходу теплоносія всередині касети буде:

$$F_K=(3/2)\cdot(h-\delta_1)^2-\pi\cdot(d_{тв}^2\cdot n_{тв}+18\cdot d_{кл}^2+d_ц^2)/4 \tag{1.3}$$

$F_K = (3 / 2)\cdot(h - \delta_1)^2 -\pi\cdot(d_{тв}^2\cdot n_{тв} + 18\cdot d_{кл}^2 + d_ц^2) / 4 = (3/2)\cdot(23,4 - 0)^2 - \pi\cdot((0,91)^2\cdot 312+18 \cdot (1,26)^2 + (1,03)^2) = 259,01\ см^2$

Гідравлічний периметр касети можна визначити наступним чином:

$$P=\pi\cdot d_н\cdot n_{ст} \tag{1.4}$$

$$P=3,14\cdot 0,9\cdot 331=946,2\ см.$$

Еквівалентний діаметр для води всередині касети:

$$d_E = \frac{4fk}{P} \quad (1.5)$$

$$d_E = \frac{4 \cdot 259{,}01}{946{,}28} = 1{,}09 \text{ см.}$$

1.3 Визначення габаритів активної зони

При тиску входу теплоносія $P_{вх}$ = 16 МПа та температурі на вході $t_{вх}$ = 289 ^{O}C, згідно таблиць Ривкіна беремо такі параметри теплоносія:

Питомий об'єм – $V_{вх}$=0,00133 м^3/кг;

Ентальпія – $h_{вх}$=1278,9 кДж/кг.

Умовно беремо втрату тиску в активній зоні 0,2МПа, тож ентальпія теплоносія на виході з АЗ за $P_{вих}$=15,8 МПа та $t_{вих}$=289 ^{O}C буде складати: $h_{вх}$=1466,3 кДж/кг, а питомий обсяг $V_{вх}$=0,0014 м^3/кг.

Витрата теплоносія через активну зону становитиме:

$$G = \frac{Q}{h(вих) - h(вх)} \quad (1.6)$$

$$G = \frac{3 \cdot 10^6}{1466{,}3 - 1278{,}9} = 16015 \text{ кг/с.}$$

Узявши швидкість води на вході в касети W=4,9 м/с за середню та кількість касет N=163 од., можна разрахувати діаметр активної зони:

$$D_0 = \frac{N \cdot F}{0{,}785} \quad (1.7)$$

$$D_0 = \frac{163 \cdot 482{,}3}{0{,}785} = 316{,}4 \text{ см} = 3{,}16 \text{ м.}$$

Радіус активної зони: Raз=158,235 см. Тоді її висота буде складати:

$$H_0=D_0\cdot\psi \tag{1.8}$$

$$H_0=D_0\cdot\psi=3,16\cdot1,125=3,555 \text{ м.}$$

Отже за таких габаритів середнє питоме тепловиділення по зоні становитиме:

$$q_v=\frac{Q_t}{V} \tag{1.9}$$

$$q_v=\frac{3000}{0,785\cdot3,162\cdot3,56}=107,16 \text{ МВт/м}^3$$

Розрахункове значення q_v буде перебувати в допустимих межах 80 МВт/м^3<q_v<120 МВт/м^3 для цього реактору.

1.4 Визначення оболонки ТВЕЛа, пального по висоті активної зони та температури теплоносія

Щільність води на вході в активну зону:

$$\rho_{вх}=\frac{1}{\nu_{вх}} \tag{1.10}$$

$$\rho_{вх}=\frac{1}{0,001334}=749,6 \text{ кг/м}^3$$

Довжина дифузії теплових нейтронів у воді за температурою t=289 ^{0}C: $L_т$ = 2,728 см.

Приблизне значення ефективного додавання в ВВЕР вираховуємо:

$$\delta_{еф}=\frac{7,5}{\rho} \tag{1.11}$$

$$\delta_{еф}=\frac{7,5}{0,7496}=10,036 \text{ см.}$$

Беремо $\delta_{еф}$=10 см.

Коефіцієнт нерівномірності тепловиділення за радіусом $к_r$=1,35.

Визначається коефіцієнт нерівномірності тепловиділення по висоті:

$$к_н=\frac{\pi\cdot H}{2\cdot(H+\cdot\delta еф)}\cdot\sin\left(\frac{\pi\cdot H}{2\cdot(H+\cdot\delta еф)}\right) \tag{1.12}$$

$к_н$ = 1,49.

Знайдемо величину β_c:

$$\beta_c=\frac{\pi}{H+2\cdot\delta_{еф}} \tag{1.13}$$

$$\beta_c=\frac{3,14}{3,56+2\cdot0,1}=0,8351.$$

Для подальшого розрахунку треба розкласти канал активної зони на 7 частин.

Для цього потрібно визначити координати меж кожної ділянки z, значення ($\beta_c\cdot z$), $\sin(\beta_c\cdot z)$ та $\cos(\beta_c\cdot z)$. Результати вносимо в таблицю 1.2.

Розподіл теплових потоків по висоті ТВЕЛа:

$$q_z = \frac{Q_P \cdot \beta_C \cdot \kappa_r \cdot x}{2 \cdot m \cdot n \cdot \left(\beta_C \cdot \left(H/2\right)\right)} \cdot \cos\left(\beta_C \cdot z\right) \quad (1.14)$$

де x - частка тепла, виділеного під час поділу палива в ТВЕЛі, внаслідок поглинання кінетичної енергії осколків поділу.

$$q_z = \frac{3000 \cdot 10^3 \cdot 0{,}8351 \cdot 1{,}35 \cdot 0{,}91}{2 \cdot 312 \cdot 163 \cdot \left(0{,}8351 \cdot 3{,}56/2\right)} \cdot \cos\left(\beta_C \cdot z\right) = 30{,}309 \cdot \cos\left(\beta_c \cdot z\right).$$

Таблиця 1.2 - Результати розрахунків

№	Z,(м)	βcZ	sin(βcZ)	cos(βcZ)	P,(МПа)	qz,(кW/м)
1	-1,78	-1,486	-0,9964	0,0842	16	2,557
2	-1,187	-0,991	-0,8367	0,05476	15,966	16,630
3	-0,59	-0,495	-0,4754	0,8799	15,933	26,722
4	0	0	0	1	15,899	30,365
5	0,59	0,495	0,4754	0,8799	15,866	26,722
6	1,187	0,991	0,8367	0,5476	15,833	16,630
7	1,78	1,486	0,9964	0,0842	15,8	2,557

Розподіл температури по висоті ТВЕЛа:

$$t(z) = t_{вх} + \frac{\Delta t \cdot K\Delta t}{2} \cdot \left(\frac{\sin\left(\beta_C \cdot z\right)}{\sin\left(\beta_C \cdot H/2\right)} + 1 \right) \quad (1.15)$$

де

$$K\Delta t = K_k \cdot K_{рас} \cdot K_r \cdot K_з \Delta t \quad (1.16)$$

$К_к$=1,1 – коефіцієнт, що описує нерівномірність у розподілі потужності серед паливних елементів у касеті, виражаючи відношення максимальної потужності до середньої значення.

$К_{рас}$=1,05 – коефіцієнт враховує перерозподіл теплоносія між касетами активної зони та зв'язаний з різницею у потужностях цих касет

$К_г$=1,35 – коефіцієнт нерівномірності тепловиділення за радіусом

$К_З\Delta t$=1,2 – коефіцієнт запасу, котрий враховує вплив умов охолодження паливних елементів, допуски під час виготовлення та неточності розрахунку.

$К\Delta t$=1,1·1,05·1,35·1,2=1,87

Розподіл температури по висоті ТВЕЛа:

$$t(z)=289+33\cdot\left(\frac{\sin(\beta_C\cdot z)}{0,9964}+1\right) \quad (1.17)$$

Розподіл ентальпій по висоті ТВЕЛа:

$$h(z)=h_{вх}+\frac{\Delta h\cdot К\Delta t}{2}\cdot\left(\frac{\sin(\beta_C\cdot z)}{\sin\left(\beta_C\cdot H/2\right)}+1\right) \quad (1.18)$$

$$h(z)=1278,9+174,9\cdot\frac{\sin(\beta_C\cdot z)}{0,9964}+1$$

Далі обчислення для найбільш навантаженого ТВЕЛа у центральній касеті проводяться з урахуванням фізичного профілювання та рівномірного зниження тиску в активній зоні. Швидкість теплоносія вздовж висоти активної зони визначається таким чином:

$$W(z)=\frac{W_{вх}V(z)}{V_{вх}} \quad (1.19)$$

$$W(z) = \frac{4{,}9\cdot V(z)}{0{,}001334} = 3672{,}9\ V(z).$$

На основі температури і обраного значення тиску для кожного сегмента визначаються такі параметри:

n - специфічний об'єм,

h - ентальпію, m - динамічну в'язкість,

l - коефіцієнт теплопровідності,

Pr - число Прандтля.

Отримані результати вносяться в таблицю 1.3.

Таблиця 1.3 - Теплофізичні властивості теплоносія

h,кДж/кг	t,^{O}C	V,м^3/кг	W,м/с	μ 10^{-6},Па/с	λ 10^{-3},W/м К	Pr
1278,98	289	0,0013341	4,9	93,04	583,5	0,8319
1307,05	294,3	0,0013531	4,976	91,14	574,2	0,8442
1370,56	305,9	0,0013988	5,114	86,36	552,3	0,8796
1454,12	320,2	0,0014686	5,401	80,54	522,3	0,9501
1537,69	332,8	0,0015554	5,719	74,93	492,4	1,072
1601,2	341,4	0,0016360	6,017	70,5	459,4	1,236
1629,27	344,6	0,0016768	6,166	68,49	439,4	1,34

Визначальним розміром для критеріїв є dє=1,095 см.

Число Рейнольдса:

$$Re = \frac{W(z)\cdot de}{\mu(z)\cdot v(z)} \quad (1.20)$$

$$Re_1 = \frac{4{,}9\cdot 10{,}95\cdot 10^{-3}}{93{,}04\cdot 10^{-6}\cdot 0{,}001334} = 432796;$$

$Re_2 = 441830;$

$Re_3 = 466280;$

$Re_4 = 500004;$

$Re_5 = 537999;$

$Re_6 = 571165;$

$Re_7 = 587931.$

Критерій Нусельта для пучків стрижнів круглого перерізу, які розташовані у формі трикутної решітки з певним кроком $Sp/d_{тв}=1,385$:

$$Nu=(0,026\cdot Sp/d_{тв}-0,006)Re^{0,8}\cdot Pr^{0,333} \quad (1.21)$$

$Nu_1=0,03\cdot 432796^{0,8}\cdot 0,831^{0,333}=911,02;$

$Nu_2=0,03\cdot 441830^{0,8}\cdot 0,844^{0,333}=930,7;$

$Nu_3=0,03\cdot 466280^{0,8}\cdot 0,879^{0,333}=985,16;$

$Nu_4=0,03\cdot 500004^{0,8}\cdot 0,95^{0,333}=1068,8;$

$Nu_5=0,03\cdot 537999^{0,8}\cdot 1,072^{0,333}=1180,8;$

$Nu_6=0,03\cdot 571165^{0,8}\cdot 1,236^{0,333}=1297,6;$

$Nu_7=0,03\cdot 587931^{0,8}\cdot 1,34^{0,333}=1364,2.$

Визначаємо коефіцієнт тепловіддачі:

$$\alpha=\frac{Nu\cdot\lambda}{de},\ \frac{кВт}{м^2К} \quad (1.22)$$

$$\alpha_1=\frac{911,02\cdot 583,5\cdot 10^{-3}}{10,95.10^{-3}}=48,504\ \frac{кВт}{м^2К};$$

$$\alpha_2=\frac{930,74\cdot 574,2\cdot 10^{-3}}{10,95\cdot 10^{-3}}=48,806\ \frac{кВт}{м^2К};$$

$$\alpha_3=\frac{985,16\cdot 552,3\cdot 10^{-3}}{10,95\cdot 10^{-3}}=49,689\ \frac{кВт}{м^2К};$$

$$\alpha_4=\frac{1068,8\cdot 522,3\cdot 10^{-3}}{10,95\cdot 10^{-3}}=50,9802\ \frac{кВт}{м^2К};$$

$$\alpha_5=\frac{1180,8\cdot 492,4\cdot 10^{-3}}{10,95\cdot 10^{-3}}=53,098\ \frac{кВт}{м^2К};$$

$$\alpha_6=\frac{1297,69\cdot 469,4\cdot 10^{-3}}{10,95\cdot 10^{-3}}=55,6288\ \frac{кВт}{м^2К};$$

$$\alpha_7=\frac{1364,29\cdot 459,4\cdot 10^{-3}}{10,95\cdot 10^{-3}}=57,237\ \frac{кВт}{м^2К}.$$

Далі можна визначити зовнішню температуру оболонки ТВЕЛ за наступною формулою:

$$t_z^{обол.н}=t(z)+q(z)\cdot R\alpha\cdot K\alpha \qquad (1.23)$$

де $K\alpha=K_3\Delta t\cdot K'\alpha$ - технічний коефіцієнт нерівномірності,

$K'\alpha=1,1$ – коефіцієнт, що враховує похибки застосовуваної формули.

$$K\alpha=1,2\cdot 1,1=1,32.$$

$$R\alpha=\frac{1}{(\pi\cdot d_{тв}\cdot \alpha(z))}=\frac{1}{(\pi\cdot 9,1\cdot 10^{-3}\cdot \alpha(z))} \qquad (1.24)$$

де $R\alpha$ – термічний опір примежового шару навколо ТВЕЛа

$$R\alpha=34,9968/\alpha(z);$$

$$R\alpha_1=\frac{34,9968}{48504}=7,215\cdot 10^{-4}\ \frac{м\cdot К}{Вт};$$

$$R\alpha_2=\frac{34,9968}{48806}=7,17\cdot 10^{-4}\ \frac{м\cdot К}{Вт};$$

$$R\alpha_3=\frac{34,9968}{49689}=7,05\cdot10^{-4}\ \frac{м\cdot К}{Вт};$$

$$R\alpha_4=\frac{34,9968}{50980}=6,87\cdot10^{-4}\ \frac{м\cdot К}{Вт};$$

$$R\alpha_5=\frac{34,9968}{53098}=6,59\cdot10^{-4}\ \frac{м\cdot К}{Вт};$$

$$R\alpha_6=\frac{34,9968}{55628,8}=6,29\cdot10^{-4}\ \frac{м\cdot К}{Вт};$$

$$R\alpha_7=\frac{34,9968}{57237}=6,11\cdot10^{-4}\ \frac{м\cdot К}{Вт}.$$

Отже, температура оболонки буде:

$t_1^{обол}=289+2,557\cdot0,7215\cdot1,38=291,5\ ^0C;$

$t_2^{обол}=294,3+16,63\cdot0,717\cdot1,38=310,5\ ^0C;$

$t_3^{обол}=305,9+26,722\cdot0,705\cdot1,38=331,8\ ^0C;$

$t_4^{обол}=320,2+30,365\cdot0,687\cdot1,38=348,5\ ^0C;$

$t_5^{обол}=332,8+26,722\cdot0,659\cdot1,38=356,6\ ^0C;$

$t_6^{обол}=341,4+16,63\cdot0,629\cdot1,38=355,8\ ^0C;$

$t_7^{обол}=344,6+2,557\cdot0,611\cdot1,38=346,7\ ^0C.$

Максимальна температура оболонки ТВЕЛа не перевищує допустимого значення у 370 ^{0}C, але якщо брати з четверної ділянки, температура оболонки перевищує температуру насичення води при P=15,8 МПа, t_s=347 ^{0}C, отже, у такій ситуації виникнуть ділянки поверхневого кипіння. Тому для точок 5 і 6 треба уточнити справжню відносну температуру оболонки ТВЕЛа.

$$q_{нк}=\alpha(z)\cdot(t_s-t_z). \qquad (1.25)$$

$q_{нк\ 5}=53098\cdot(346,3-332,8)=716823\ \frac{Вт}{м^2К}$;

$q_{нк6}=55628,8\cdot(346,3-341,4)=272581\ \frac{Вт}{м^2К}$.

Коефіцієнт тепловіддачі:

$$\alpha_{прив}=\alpha(z)\cdot(1+(\alpha_{кип}/\alpha(z))^2) \quad (1.26)$$

де $\alpha_{кип} = 0,027\cdot(q_z-q_{нк})^{0,667}\cdot(P)^{1,33}$ – коефіцієнт тепловіддачі кипіння

$\alpha_{кип5} = 0,027\cdot((26722/\pi\cdot9,1\cdot10^{-3})-716823)^{0,667}\cdot(158,66)^{1,33} = 82599\ \frac{Вт}{м^2К}$;

$\alpha_{кип6} = 0,027\cdot((16630/\pi\cdot9,1\cdot10^{-3})-272581)^{0,667}\cdot(158,33)^{1,33} = 103939\ \frac{Вт}{м^2К}$

.

Тоді:

$\alpha_{прив5} = 53098\cdot(1+(82599/53098)^2) = 98193\ \frac{Вт}{м^2К}$;

$\alpha_{прив6} = 55628,8\cdot(1+(103939/55628,8)^2) = 117889\ \frac{Вт}{м^2К}$.

Фактична температура оболонки ТВЕЛа в цих координатах:

$$t_z^{обол.факт}=t_s+(q_z-q_{нк})\alpha_{пр}. \quad (1.27)$$

$t_5^{обол.факт}=346,3+((26722/\pi\cdot9,1\cdot10^{-3})-716823)/98193=348,62\ ^0C$;

$t_6^{обол.факт}=346,3+((16630/\pi\cdot9,1\cdot10^{-3})-272581)/117889=348,9\ ^0C$.

Термічний опір оболонки:

$$R_z^{обол}=1/\ln(d_н/d_{вн})/2\pi\lambda_{обол} \quad (1.28)$$

де $\lambda_{обол.}$ – це коефіцієнт теплопровідності в матеріалі оболонки.

$$\lambda_1=18,69\ \frac{Вт}{м\ К};$$

$$\lambda_2=18,475\ \frac{Вт}{м\ К};$$

$$\lambda_3=18,24\ \frac{Вт}{м\ К};$$

$$\lambda_4=18,06\ \frac{Вт}{м\ К};$$

$$\lambda_5=18,14\ \frac{Вт}{м\ К};$$

$$\lambda_6=18,2\ \frac{Вт}{м\ К};$$

$$\lambda_7=18,28\ \frac{Вт}{м\ К}.$$

Отже, термічний опір буде:

$$R_1^{обол}=0,001312\ \frac{Вт}{м^2К};$$

$$R_2^{обол}=0,0013279\ \frac{Вт}{м^2К};$$

$$R_3^{обол}=0,001345\ \frac{Вт}{м^2К};$$

$$R_4^{обол}=0,001358\ \frac{Вт}{м^2К};$$

$$R_5^{обол}=0,001352\ \frac{Вт}{м^2К};$$

$$R_6^{обол}=0,001348\ \frac{Вт}{м^2К};$$

$$R_7^{обол}=0,001342\ \frac{Вт}{м^2К}.$$

Температура на внутрішній поверхні ТВЕЛу:

$$t_z^{обол.вн}=t(z)+q(z)\cdot(R^{обол}\cdot K_\lambda+R\alpha\cdot K\alpha) \quad (1.29)$$

де $K_\lambda=K_з\Delta t\cdot K`_\lambda=1,2$ – технічний коефіцієнт нерівномірності,

$K`_\lambda=1,2$ – коефіцієнт, враховуючий нерівномірність збагачення палива в ТВЕЛі.

$K_\lambda=1,2\cdot1,2=1,44$

$t_1^{обол.вн}=289+2557\cdot(0,001312\cdot1,44+0,0007215\cdot1,38)=296,3\ ^0C;$

$t_2^{обол.вн}=294,3+16630\cdot(0,0013279\cdot1,44+0,000717\cdot1,38)=342,55\ ^0C;$

$t_3^{обол.вн}=305,9+26722\cdot(0,001345\cdot1,44+0,000705\cdot1,38)=383,6\ ^0C;$

$t_4^{обол.вн}=320,2+30365\cdot(0,001358\cdot1,44+0,000687\cdot1,38)=408,3\ ^0C;$

$t_5^{обол.вн}=332,8+26722\cdot(0,001352\cdot1,44+0,000659\cdot1,38)=405\ ^0C;$

$t_6^{обол.вн}=341,4+16630\cdot(0,001348\cdot1,44+0,000629\cdot1,38)=388\ ^0C;$

$t_7^{обол.вн}=344,6+2557\cdot(0,001342\cdot1,44+0,000611\cdot1,38)=351,7\ ^0C.$

Для визначення температури на зовнішній і внутрішній поверхні палива потрібно розрахувати термічний опір палива та газового зазору:

$$R_{заз}=\frac{1}{(2\cdot\pi\cdot\lambda_{ЗАЗ})}\cdot\ln\frac{d_{ВН}^{ТВ}}{d_{Н}^{ПАЛ}} \quad (1.30)$$

$$R_{заз}=\frac{1}{(2\cdot\pi\cdot\lambda_{ЗАЗ})}\cdot\ln\frac{d_{ВН}^{ТВ}}{d_{Н}^{ПАЛ}}=\frac{1}{(2\cdot\pi\cdot0,3234)}\cdot\ln\frac{7,8}{7,6}=0,0179\ \frac{Вт}{м\ К}.$$

Термічний опір пального:

$$R_{пал}=\frac{1}{(4\cdot\pi\cdot\lambda_{пал})} \quad (1.31)$$

де $\lambda_{пал}=3{,}022\ \frac{Вт}{м\ К}$ – коефіцієнт теплопровідності горючої речовини

$$R_{пал}=0{,}0244\ \frac{Вт}{м\ К}\ .$$

Визначимо температуру на зовнішній поверхні палива та занесемо дані в таблицю 1.4:

$$t_z^{пал.н}=t(z)+q(z)\cdot[R\alpha\cdot K\alpha+K\lambda\cdot(R_{обол}+R_{заз})] \quad (1.32)$$

Таблиця 1.4 Температура зовнішньої поверхні палива

$t_1^{пал.н}$, ^0C	$t_2^{пал.н}$, ^0C	$t_3^{пал.н}$, ^0C	$t_4^{пал.н}$, ^0C	$t_5^{пал.н}$, ^0C	$t_6^{пал.н}$, ^0C	$t_7^{пал.н}$, ^0C
355	665	853	923	865	695	408

Так само зробимо з температурою палива у центрі і внесемо значення у таблицю 1.5:

$$t_z^{гор.ц}=t(z)+q(z)\cdot[R\alpha\cdot K\alpha+K\lambda\cdot(R_{обол}+R_{заз}+R_{гор})] \quad (1.33)$$

Таблиця 1.5 Температура у центрі по висоті активної зони

$t_1^{пал.ц}$, ^0C	$t_2^{пал.ц}$, ^0C	$t_3^{пал.ц}$, ^0C	$t_4^{пал.ц}$, ^0C	$t_5^{пал.ц}$, ^0C	$t_6^{пал.ц}$, ^0C	$t_7^{пал.ц}$, ^0C
422	1321	1848	2031	1859	1349	476

Отримані вище температури та результати розрахунків зводимо в таблицю 1.6.

Таблиця 1.6 Зведена таблиця всіх температур

Re_z	α_z, Вт/м^2 К	Nu_z	$t_z^{обол}$,^{0}C	$t_z^{обол.вн}$,^{0}C	$t_z^{пал.н.}$,^{0}C	$t_z^{пал.ц}$,^{0}C
432796	48504	911,02	291,5	296,3	355	422
441830	48806	930,74	310,5	342,5	665	1321
466280	49689	985,16	331,8	383,6	853	1848
500004	50980	1068,8	348,5	408,3	923	2031
537999	53098	1180,8	348,62	405	865	1859
571165	55628	1297,7	348,9	388	695	1349
587931	57237	1364,2	347,6	351,7	408	976

Максимальна температура ТВЕЛів менша за допустиме граничне значення $t_{пл}$ = 2700 ^{0}C [12], тож плавлення палива під час роботи реактора не виникатиме.

1.5 Визначення запасу за критичним тепловим потоком

Спершу, визначаємо відносний паровміст:

$$x = \frac{(h - h')}{r} \tag{1.34}$$

Величини h′ та r приймаємо за значеннями тиску на виході з активної зони, оскільки x досягає максимального значення на виході. Ентальпію визначаємо за тиском на виході з зони та максимальною температурою.

При P=15,8 МПа - h′=1647,6 $\frac{кДж}{кг}$,

r=938,6 $\frac{кДж}{кг}$;

При t_{max}=348,5 ^{0}C - h=1629,27 $\frac{кДж}{кг}$.

$$x=\frac{(1629,27-1647,6)}{938,6}=-0,01953$$

Визначаємо масову швидкість на виході з активної зони:

$$\rho W=\frac{W}{\upsilon} \qquad (1.35)$$

$$\rho W=\frac{4,9}{0,0013341}=3672,8\ \frac{кг}{м^2\cdot С}.$$

В результаті чого, критичний тепловий потік буде:

$$q_{кр}=0,795\cdot 10^6\cdot(\rho W)^{0,2}\cdot(1-1,85\cdot 10^{-2}\cdot P)\cdot(1-x)^{1,169} \qquad (1.36)$$

$$q_{кр}=0,795\cdot 10^6\cdot(3672,8)^{0,2}\cdot(1-1,85\cdot 10^{-2}\cdot 15,8)\cdot(1-0,01953)^{1,1695}=2,97\ \frac{МВт}{м^2}$$

Максимальний тепловий потік:

$$q^{max}=\frac{q_Z^{MAX}}{(\pi\cdot d_{ТВ})} \qquad (1.37)$$

$$q^{max}=30365/(\pi\cdot 9,1\cdot 10^{-3})=1,062\ \frac{МВт}{м^2}$$

Тож таким чином, запас за критичним тепловим потоком становить:

$$к_{кр}=\frac{q_{КР}}{q^{MAX}} \qquad (1.38)$$

$$к_{кр}=\frac{2,97}{1,062}=2,79.$$

1.6 Визначення гідравлічного опору активної зони

Визначимо абсолютну шорсткість:

$$\Delta=(S_1+S_2)/(2\cdot d_н) \quad (1.39)$$

$$\Delta=(1,275+0,866\cdot 1,275)/(2\cdot 0,91)=1,307.$$

якщо $\Delta>1,02$, то геометричний параметр знайдемо за формулою:

$$a=0,58+9,2\cdot(\Delta-1) \quad (1.40)$$

$$a=0,58+9,2\cdot(1,307-1)=3,406.$$

Для середньої швидкості беремо число Рейнольдса:

$$W=\frac{\sum_{1}^{7} W_i}{7} \quad (1.41)$$

$W = 5,475$ м/с;

$\mu = 82,53\cdot 10^{-6}$ Па·с;

$V = 0,001483 \ \frac{м^3}{кг}$

$$Re=W\cdot d_э/(\mu\cdot V) \quad (1.42)$$

$$Re = 5{,}4756 \cdot 10{,}95 \cdot 10^{-3}/(82{,}53 \cdot 10^{-6} \cdot 0{,}0014837) = 489652.$$

Визначаємо коефіцієнт тертя для труби:

$$\xi_{тр}=(1{,}82 \cdot \lg(Re)-1{,}64)^{-2}=(1{,}82\lg(489652)-1{,}64)^{-2}=0{,}01309.$$

Тепер визначимо коефіцієнт тертя для пучка стрижнів:

$$\xi=\xi_{тр(}0{,}57+0{,}18 \cdot (\Delta-1)+0{,}53(1-e^{-a})) \qquad (1.43)$$

$$\xi=0{,}01309(0{,}57+0{,}18 \cdot (1{,}307-1)+0{,}53(1-e^{-3{,}406}))=0{,}01489.$$

Втрата тиску в касетах:

$$\Delta P_{тр}=\xi \cdot H \cdot W^2/(2 \cdot d_э V) \qquad (1.44)$$

$$\Delta P_{тр}= 0{,}01489 \cdot 3{,}56 \cdot 5{,}475^2 / (1{,}095 \cdot 10^{-2} \cdot 2 \cdot 1{,}483785 \cdot 10^{-3}) = 0{,}049 \text{ МПа}.$$

Визначаємо місцеві втрати тиску. Місцеві опори включають дві кінцеві решітки та 15 дистанціонуючих елементів. Коефіцієнти місцевих опорів будуть:

- кінцевих рещіток: $\xi_м^к=4$;
- тих, що дистанціюються: $\xi_м^д=0{,}964$.

$$\Delta P=\frac{\xi_м^Д \cdot 15 \cdot W^2}{2 \cdot V}+\frac{\xi_м^К \cdot W_{ВХ}^2}{2 \cdot V_{ВХ}}+\frac{\xi_м^К \cdot W_{ВИХ}^2}{2 \cdot V_{ВИХ}} \qquad (1.45)$$

$$\Delta P=\frac{0{,}964 \cdot 15 \cdot 5{,}4756^2}{(2 \cdot 1{,}483785 \cdot 10^{-3})}+\frac{4 \cdot 4{,}9^2}{(2 \cdot 0{,}0013341)}+\frac{4 \cdot 6{,}16^2}{(2 \cdot 0{,}0016768)} = 0{,}228 \text{ МПа}.$$

Визначимо втрати тиску на підйом рідини:

$$\Delta P_{під}=V^{-1}\cdot H_{Qз}\cdot g \quad (1.46)$$

$$\Delta P_{під}=(1{,}483785\cdot 10^{-3})^{-1}\cdot 3{,}56\cdot 9{,}81=0{,}0236 \text{ МПа}.$$

Сумарні втрати тиску в активній зоні:

$$\sum\Delta P=\Delta P_{тр}+\Delta P+\Delta P_{під} \quad (1.47)$$

$$\sum\Delta P=0{,}0489+0{,}228+0{,}0236=0{,}3 \text{ МПа}.$$

На початку розрахунку ми прийняли втрати тиску в активній зоні за значенням 0,2 МПа. Через те, що розбіжність між прийнятим і отриманим значеннями не дуже невелика [7], ми вважаємо результат гідравлічного розрахуноку прийнятним.

Висновок до розділу 1

В результаті аналізу отриманого розрахунку, маємо:

- максимальна температура оболонки ТВЕЛа не виходить за рамки 350 °С, це свідчить про надійність роботи оболонки ТВЕЛа в контакті з водою.

- максимальна температура пального не перевищує 2030 °С, що також є достатньо віддаленим від температури плавлення пального.

- критичне теплове навантаження на виході з активної зони в 2,8 рази перевищує максимальне тепловиділення в центрі ТВЕЛа у самому центральному струмені.

Треба знати середню температуру пального і температуру на поверхні блоку пального по всьому реактору для нейтронно-фізичного розрахунку,

оскільки в проведеному розрахунку ці значення відомі лише для найбільш навантаженого ТВЕЛа, їх треба привести до середнього значення.

Тож таким чином, обраний варіант приймається для подальшого проєктування, так як він відповідає вимогам надійності.

На кожному перерізі визначається різниця температур між зовнішньою поверхнею пального і температурою теплоносія, які склали: $\bar{t}_Z^{н}$ = 847 К, К $\bar{t}_Z^{ц}$ = 1326,3 К, $\bar{t}_Z$ = 3578 К.

2 НЕЙТРОННО-ФІЗИЧНИЙ РОЗРАХУНОК ЕНЕРГОБЛОКУ

2.1 Обчислення геометричних параметрів решітки

Об'єм палива у ТВЕЛі:

$$V_0=\pi\cdot(d_0^2-d_{01}^2)/4 \quad (2.1)$$

$$V_0=\pi\cdot(0,76^2-0,14^2)/4=0,43825 \text{ см}^2$$

Об'єм оболонки ТВЕЛа і газового зазору:

$$V_{газ}=\pi\cdot(d_{тв}^2-d_0^2+d_{01}^2)/4 \quad (2.2)$$

$$V_{газ}=\pi\cdot(0,91^2-0,76^2+0,14^2)/4=0,2121 \text{ см}^2$$

Обсяг сповільнювача в комірці:

$$V_1=\frac{\sqrt{3}}{2}\cdot a^2-\pi\cdot d_{тв}^2/4=\frac{\sqrt{3}}{2}\cdot 1,275^2-\pi\cdot 0,91^2/4=0,7574 \text{ см}^2 \quad (2.3)$$

$$V_1=\frac{\sqrt{3}}{2}\cdot 1,275^2-\pi\cdot 0,91^2/4= 0,7574 \text{ см}^2$$

Обсяг елементарної комірки:

$$V_я=V_0+V_{газ}+V_1 \quad (2.4)$$

$$V_я=0,43825+0,2121+0,7574 = 1,408 \text{ см}^2$$

Еквівалентний радіус елементарної комірчини:

$$R=V_я/\pi \quad (2.5)$$

$$R=1,408/3,14=0,6694 \text{ см}$$

Обсяг палива в касеті:

$$V_{ок}=n\cdot\pi\cdot(d_0^2-d_{01}^2)/4=V_0\cdot n \quad (2.6)$$

$$V_{ок}=0,43825\cdot312 = 136,73 \text{ см}^2$$

Обсяг конструкційних матеріалів у касеті:

$$V_{кк}=n\cdot\pi\cdot(d_{тв}^2-[d_0+2\cdot\delta_z]^2)/4 \quad (2.7)$$

$$V_{кк}=312\cdot\pi\cdot(0,91^2-[0,76+2\cdot0,01]^2)/4=53,836 \text{ см}^2$$

Обсяг гелію в паливній касеті:

$$V_{гк}=n\cdot\pi\cdot(d_{01}^2+[d_0+2\cdot\delta_z]^2-d_0^2)/4 \quad (2.8)$$

$$V_{гк}=312\cdot\pi\cdot(0,14^2+[0,76+2\cdot0,01]^2-0,76^2)/4=12,35 \text{ см}^2$$

Обсяг конструкційних матеріалів і газу в елементарній комірці:

$V_{1к}=V_{кк}/n=53,836/312=0,1725 \text{ см}^2$

$V_{2г}=V_{гк}/n=12,35/312=3,95\cdot10^{-2} \text{ см}^2$

2.2 Дослідження концентрації атомів

В якості палива в реакторах ВВЕР використовується спечений двоокис урану, який має густину 10,2-10,6 г/см3 [9]. Для окремих складових число атомів в 1 см3 можна розрахувати за формулами:

Для U^{235}:

$$N^5=x^5\cdot\rho^{uo}\cdot N_a/M_{uo} \tag{2.9}$$

де $\rho^{uo}=10,4$ г/см^3 – це щильність UO_2;

$x^5=0,031$ – збагачення двоокису урану;

M_{uo} – молекулярна маса двоокису урану;

$N_a=6,023\cdot10^{23}$ моль$^{-1}$ – число Авогадро.

$$M_{uo}=(1-x^5)\cdot238+x^5\cdot235+2\cdot16=0,969\cdot238+0,031\cdot235+32=269,9$$

$$N^5=0,031\cdot10,4\cdot6,023\cdot10^{23}/269,9=7,194\cdot10^{20}\ см^{-3}$$

Для U^{238} :

$$N^8=(1-x^5)\cdot\rho^{uo}\cdot N_a/M_{uo}=(1-0,031)\cdot10,4\cdot6,023\cdot10^{23}/269,9=2,248\cdot10^{22}\ см^{-3}$$

Для O_2 :

$$N_o=2\cdot(N^8+N^5)=2\cdot(7,194\cdot10^{20}+2,248\cdot10^{22})=4,641\cdot10^{22}\ см^{-3}$$

Для Zr:

$$N_{Zr}=\rho^{Zr}\cdot N_a/M_{zr}=6,44\cdot6,023\cdot10^{23}/91=4,262\cdot10^{22}см^{-3}$$

На практиці можно точно вважати, що оболонка ТВЕЛа виконана з чистого Zr тож наявність домішки Nb можна не враховувати.

Для води:

- холодний реактор (t=273 К):

$$N_x^{но}=\rho^{но}\cdot N_a/M_{но} \quad (2.10)$$

$$N_x^{но}=0,997\cdot 6,023\cdot 10^{23}/18=3,336\cdot 10^{22}\ см^{-3}$$

- гарячий реактор (t=578 К):

$$N_x^{но}=\rho^{но}\cdot N_a/M_{но} \quad (2.11)$$

$$N_г^{но}=0,676\cdot 6,023\cdot 10^{23}/18=2,262\cdot 10^{22}\ см^{-3}$$

2.3 Визначення температури для нейтронного газу

Щоб знайти температуру для нейтронного газу, необхідно визначити макроскопічний переріз поглинання і розсіювання макрокомірки. Макроконстанти обчислюються для гарячого (578 К) і холодного (293 К) станів реактора [5]. Значення макроперетинів беруться для енергій нейтронів 0,0253 еВ.

Температура нейтронного газу визначається за наступним виразом:

$$T_н=T_T\cdot(1+1,46\cdot\sum V_j\cdot\Sigma_{a,j}/\sum\xi\cdot V_i\cdot\Sigma_{s,i}) \quad (2.12)$$

Середньологарифмічна втрата енергії при зіткненні нейтрона з ядром визначається як $\xi=2/A$, де А – це атомна маса ядра. Цей вираз використовується для ядер в яких А>10 [11]. Також необхідно знати сповільнювальну здатність зони «1» комірки.

Макроперетини взаємодії, усереднюються за середньою температурою теплоносія.

$$\sigma_{s,г}^{н}=\sigma_s^{н}\cdot(293{,}15/T_1)^{0{,}0255}=2{,}04\cdot10^{-23}\cdot(293{,}15/578{,}5)^{0{,}0255}=2{,}01\cdot10^{-23}\ см^2$$

$$\sigma_{s,г}^{0}=\sigma_s^{0}\cdot(293{,}15/T_1)^{0{,}0255}=3{,}76\cdot10^{-24}\cdot(293{,}15/578{,}5)^{0{,}0255}=3{,}703\cdot10^{-23}\ см^2$$

$$\sigma_{s,г}^{Zr}=\sigma_s^{Zr}\cdot(293{,}15/T_1)^{0{,}0255}=5{,}979\cdot10^{-24}\ см^2$$

Для зручності всі мікроконстанти треба занести в таблицю 2.1.

Таблиця 2.1 Мікроконстанти

Речовина	σ_s , барн	σ_a , барн
Водень , хол	20,4	-
Водень , гар	20,1	-
Кисень, хол	3,76	-
Кисень , гар	3,702	-
Цирконій , хол	6,4	0,184
Цирконій, гар	5,98	0,132
Уран - 235 , хол	-	694
Уран - 235 , гар	-	683
Уран - 238 , хол	-	2,71
Уран - 238 , гар	-	1,94
Вода , хол	-	0,661
Вода , гор	-	0,47

З міркувань спрощення розрахунку вважаємо, що центральна трубка в касеті виконана з цирконію [2] і при діаметрі 10 мм має товщину стінки 1 мм. Частка площі конструкційного матеріалу, що припадає на 1 ТВЕЛ:

$$V'_{Zr}=0{,}785\cdot(1^2-0{,}8^2)/312=0{,}0009\ см^2$$

Таким чином, сумарна площа конструкційного матеріалу і газового зазору:

$$V_2=V_{1к}+V'_{Zr}+V_{1г} \quad (2.13)$$

$$V_2=0,1725+0,0009+0,0395=0,2129 \text{ см}^2$$

Нехтуючи зосередженням ядер гелію в газовому зазорі, введемо поняття уявної густини цирконію:

$$\rho'_{Zr}=\rho_{Zr}\cdot(V_{1к}+V'_{Zr})/V_2 \quad (2.14)$$

$$\rho'_{Zr}=6,44\cdot(0,1725+0,0009)/0,2129 = 5,245 \text{ г/см}^3$$

Середня логарифмічна втрата енергії нейтрона під час першого зіткнення:

$$\xi_{Zr}=2/91=0,022$$

Відносна площа, яку займає зона “0”:

$$V_0=V_0/V_я \quad (2.15)$$

$$V_0=0,43825/1,408=0,3113$$

Відносна площа, яку займає Zr:

$$V_{Zr}=V_2/V_я=0,2129/1,408=0,1512$$

Відносна площа, яку займає вода:

$$V_{НО}=V_1/V_я=0,7574/1,408=0,538$$

Концентрація ядер цирконію з урахуванням уявної густини:

$$N_{Zr}=\rho'_{Zr}\cdot N_a/M_{zr} \quad (2.16)$$

$$N_{Zrг}=5,245\cdot 6,023\cdot 10^{23}/91=3,471\cdot 10^{22}\ см^{-3}$$

Макроперетин обчислюється як:

$$\Sigma_i^j=N_j\cdot\sigma_i^j \quad (2.17)$$

Для зручності всі значення макроперетинів зносимо в таблицю 2.2.

Таблиця 2.2 Макроперерізи

Речовина	Сповільнювальна здатність $\xi\Sigma_s$,$см^{-1}$	Макропереріз поглинання Σ_a ,$см^{-1}$
Цирконій , хол	0,006	0,00683
Цирконій, гар	0,0056	0,00486
Вода , хол	1,376	0,019
Вода , гар	0,919	0,0092
Зона “1” , хол	1,122	-
Зона “1” , гар	0,749	-
Зона “0” , хол	-	0,461
Зона “0” , гар	-	0,321

Таким чином, для холодного реактора при T_T=293,15К маємо:

$$T_{НХ} = 293,15\cdot(1+1,46\cdot(V_0\Sigma_a^0+V_{НО}\Sigma_a^{НО}+V_{Zr}\cdot\Sigma_a^{Zr})/[\xi\cdot\Sigma_{s,x}^1\cdot(V_{НО}+V_{Zr})]) =$$

$$= 293,15\cdot(1+1,46\cdot(0,3113\cdot 0,461+0,019\cdot 0,538+0,1512\cdot 0,00683)/[1,122\cdot\cdot(0,538+0,1512)]) = 382\ К$$

$T_{НГ}$=578,5·(1+1,46·(0,3113·0,321+0,0092·0,538+0,1512·0,00486)/
/[0,749·(0,538+0,1512)]) = 758 К

2.4 Визначення макроконстант

По температурі нейтронного газу проводиться усереднення перерізів поглинання і ділення нейтронів. З таблиць треба визначити поправочні функції, котрі враховують відхилення перерізів поглинання і ділення нуклідів урану від 1/V [6].

Для температур $T_{НХ}$ та $T_{НГ}$ маємо:

$g_{a,x}^{8}$=1,0032;
$g_{a,x}^{5}$=0,9538;
$g_{f,x}^{5}$=0,9523
$g_{a,г}^{8}$=1,01;
$g_{a,г}^{5}$=0,9244;
$g_{a,г}^{5}$=0,9175.

Перетини усереднюються за виразом:

$$\Sigma_i = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \cdot \Sigma_i^{0} \cdot \frac{T_0}{T_{НГ}} \cdot g_i \qquad (2.18)$$

Переріз поглинання U^{235} гарячого реактора:

$$\Sigma_{a,г}^{5} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \cdot N^5 \cdot \sigma_a^5 \cdot \frac{T_0}{T_{НГ}} \cdot g_{a,г}^5 = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \cdot 7{,}194 \cdot 10^{20} \cdot 6{,}84 \cdot 10^{-22} \cdot \sqrt{\frac{293{,}15}{758}} \cdot 0{,}9244 = 0{,}249 \text{ см}^{-1}$$

Переріз поглинання U^{238} гарячого реактора:

$$\Sigma_{a,г}^{8}=\frac{\sqrt{\pi}}{2}\cdot N^{8}\cdot\sigma_{a}^{8}\cdot\frac{T_0}{T_{НГ}}\cdot g_{a,г}^{8}=\frac{\sqrt{\pi}}{2}\cdot 2{,}248\cdot10^{22}\cdot2{,}7\cdot10^{-24}\cdot\sqrt{\frac{293{,}15}{758}}\cdot1{,}01=3{,}379\cdot10^{-2}\ \text{см}^{-1}$$

Переріз поглинання U^{235} гарячого реактора:

$$\Sigma_{f,г}^{5}=\frac{\sqrt{\pi}}{2}\cdot N^{5}\cdot\sigma_{f}^{5}\cdot\frac{T_0}{T_{НГ}}\cdot g_{f,г}^{5}=\frac{\sqrt{\pi}}{2}\cdot7{,}194\cdot10^{20}\cdot5{,}84\cdot10^{-22}\cdot\sqrt{\frac{293{,}15}{758}}\cdot0{,}9175=0{,}212\ \text{см}^{-1}$$

Середні значення зводимо в таблицю 2.3. Для наступних розрахунків необхідно знати транспортні перерізи елементів комірки.

Транспортний перетин для води визначаємо як:

$$\Sigma_{tr}^{но}=(3\cdot L_{но}^{2}\cdot\Sigma_{a}^{но})^{-1} \qquad (2.19)$$

Для решти елементів транспортний переріз визначається як:

$$\Sigma_{tr,i}=\sigma_{tr,i}\cdot N_i,\ \text{см}^{-1} \qquad (2.20)$$

Середні транспортні перерізи за температурою нейтронного газу наведено в таблиці 2.3.

Квадрат довжини дифузії для води:

$$L_{но}^{2}=(2{,}72/\rho_{но})^{2}\cdot(T_Т/T_0)\cdot1{,}0614/(1+0{,}0614\cdot(T_Т/T_0)) \qquad (2.21)$$

Таким чином:

- для холодного реактора:

$$L_{но}^{2}=(2{,}72/0{,}997)^{2}=7{,}44\ \text{см}^{2}$$

- для гарячого реактора:

$L_{но}^2=(2,72/0,696)^2\cdot(578,5/293,15)\cdot 1,0614/(1+0,0614\cdot\sqrt{\frac{578,5}{293,15}})=31,22$ см^2

Транспортний перетин зони «1» для холодного реактора:

$$\Sigma_{tr1}^{x}=V_{но}\cdot\Sigma_{tr,x}^{но}/(V_{Zr}+V_{но}) \quad (2.22)$$

Транспортний переріз зони «0»:

- для холодного реактора $\Sigma_{tr0}^{x}=\Sigma_{tr,x}^{5}+\Sigma_{tr,x}^{8}+\Sigma_{tr,x}^{o}$
- для гарячого реактора $\Sigma_{tr0}^{г}=\Sigma_{tr,г}^{5}+\Sigma_{tr,г}^{8}+\Sigma_{tr,г}^{o}$

Задля зручності всі розраховані значення макроперетинів зводимо в таблицю 2.3.

Таблиця 2.3 Зведена таблиця розрахованих макроконстант

Речовина	Σ_f , м$^{-1}$	Σ_a , м$^{-1}$	Σ_s , м$^{-1}$	Σ_{tr} , м$^{-1}$
U^{235} хол.	0,31	0,362	0,0099	0,372
U^{235} гар.	0,212	0,249	0,0099	0,259
U^{238} хол.	-	$4,72\cdot10^{-2}$	0,2	0,247
U^{238} гар.	-	$3,37\cdot10^{-2}$	0,2	0,234
O_2 хол.	-	-	0,1636	0,167
O_2 гар.	-	-	0,1636	0,167
Зона“0”хол	-	0,409	0,384	0,7869
Зона“0” гар.	-	0,283	0,349	0,66
H_2O хол.	-	0,017	2,67	2,621
H_2O гар.	-	0,0115	1,68	0,922
Zr хол.	-	0,0061	0,256	-
Zr гар.	-	0,0043	0,248	-
Зона “1” хол.	-	0,0015	1,252	2,137
Зона “1” гар.	-	0,001	0,849	0,7524

2.5 Визначення коефіцієнта розділення на швидких нейтронах

Коефіцієнт розділення на швидких нейтронах μ отримуємо, шляхом підсумування числа нейтронів [4], що сповільнилися нижче порога поділу U^{238}. Далі треба зарахувати це число до одного початкового швидкого нейтрона. Для розрахунку цієї величини треба використати експериментальну формулу для тісних решіток:

$$\mu=(1,34+P\cdot\mu_{бл})/(P+1) \qquad (2.23)$$

де $P=0,154\cdot\rho_{но}\cdot V_1/(V_{тв}\cdot N^8\cdot 10^{-24})$

$\mu_{бл}=1+0,27d_{тв}\cdot N^8\cdot 10^{-24}$ – коефіцієнт розмноження на швидких нейтронах для нескінченнорозрішеної решітки ТВЕЛів діаметром $d_{тв}$.

Після підставляння чисельних значень отримаємо:

$$V_{тв}=\pi\cdot d_{тв}^2/4=\pi\cdot 0,91^2/4=0,65 \text{ см}^2$$

$$\mu_{бл}=1+0,27\ 0,91\cdot 2,246\cdot 10^{-24}=1,0055$$

- для холодного реактора:

$$P_x=0,154\cdot 0,997\cdot 0,7574/(0,65\cdot 2,246\cdot 10^{-22}\cdot 10^{-24})=7,962$$

- для гарячого реактора:

$$P_x=0,154\cdot 0,676\cdot 0,7574/(0,65\cdot 2,246\cdot 10^{-22}\cdot 10^{-24})=5.399$$

Тоді для холодного реактора:

$$\mu^x=(1,34+7,962\cdot 1,0055)/(7,962+1)=1,0428$$

Для гарячого реактора:

$$\mu^{г}=(1,34+5,399\cdot1,0055)/(5,399+1)=1,0578$$

2.6 Визначення числа вторинних швидких нейтронів

Вираз для визначення числа вторинних швидких нейтронів у тепловій області має вигляд:

$$\nu_{эф,т}=\nu^{5}\cdot\Sigma_f^{5}/(\Sigma_a^{5}+\Sigma_a^{8}) \qquad (2.24)$$

Маємо $\nu_f^5=2,43$. Використовуючи отримані раніше значення макроскопічних перерізів поглинання і ділення ядер урану і ν_f^5 отримуємо:

- для холодного реактора:

$$\nu_{эф,т}^{x}=2,43\cdot0,31/(0,362+4,72\cdot10^{-2})=1,829$$

- для гарячого реактора:

$$\nu_{эф,т}^{г}=2,43\cdot0,212/(0,249+3,379\cdot10^{-2})=1,809$$

Загалом, середнє число швидких нейтронів, що випускаються на один акт захоплення епітеплових нейтронів, вважається рівним $\nu_{эф}^{p}=1,6$.

2.7 Імовірність уникнення резонансного захоплення

Під час уповільнення нейтронів, частина з них поглинається на резонансах U^{235}, U^{238}, Zr [3]. Приймемо за ймовірність уникання резонансного

захоплення відношення числа нейтронів, що сповільнюються до теплової групи, до початкового числа нейтронів.

Середня хорда в сповільнювачі:

$$L_1=4\cdot V_1/(\pi\cdot d_0) \quad (2.25)$$

$$L_1 = 4\cdot 0{,}7574/(\pi\cdot 0{,}76) = 1{,}2688 \text{ см}$$

Найкоротша відстань між блоками в середніх хордах:

$$t=(S_p-d_0)/L_1 \quad (2.26)$$

$$t=(1{,}275-0{,}76)/1{,}2688=0{,}406$$

Для визначення поправки Данкова-Гінзбурга [8] необхідно обчислити повний перетин зони «1», що складається з води і цирконію. Під час розрахунку беруться константи третьої групи чотиригрупової системи констант.

Повний переріз для води:

$$\Sigma_{t,x}^{но}=N_x^{но}\cdot(2\cdot 1{,}42\cdot 10^{-26}+2{,}2\cdot 10^{-26})+N_x^{но}\cdot(2\cdot 2{,}073\cdot 10^{-23}+3{,}8\cdot 10^{-24})= 1{,}5116 \text{ см}^{-1}$$

$$\Sigma_{t,г}^{но}=N_г^{но}\cdot(2\cdot 1{,}42\cdot 10^{-26}+2{,}2\cdot 10^{-26})+N_г^{но}\cdot(2\cdot 2{,}073\cdot 10^{-23}+3{,}8\cdot 10^{-24})=1{,}0249 \text{ см}^{-1}$$

Для цирконію:

$$\Sigma_t^{Zr}=N^{Zr}\cdot(6{,}61\cdot 10^{-26}+6{,}62\cdot 10^{-24})=0{,}2849 \text{ см}^{-1}$$

Для зони “1“:

- для холодного реактора:

$$\Sigma_{t,x}^{1}=(\Sigma_{t,x}^{но}\cdot V^{но}+\Sigma_{t}^{Zr}\cdot V^{Zr})/(V^{но}+V^{Zr}) \quad (2.27)$$

$$\Sigma_{t,x}^{1} = (1,5116\cdot 0,7574 + 0,2849 \cdot 0,1725)/(0,7574 + 0,1725) = 1,281 \text{ см}^{-1}$$

- для гарячого реактора:

$$\Sigma_{t,г}^{1} = (\Sigma_{t,г}^{но} \cdot V^{но} + \Sigma_{t}^{Zr} \cdot V^{Zr}) / (V^{но} + V^{Zr}) = (1,0249 \cdot 0,7574 + 0,2849 \cdot 0,1725)/$$
$$/(0,7574 + 0,1725) = 0,884 \text{ см}^{-1}$$

Коригування на форму решітки:

$$\delta t=L_1\cdot\Sigma_t^1/(7+\beta\cdot L_1\cdot\Sigma_t^1) \quad (2.28)$$

Для гексагональної решітки $\beta=17/3$, тоді

- для холодного реактора:

$$\delta t^x=1,2688\cdot 1,281/(7+1,2688\cdot 1,28117/3)=0,100258$$

- для гарячого:

$$\delta t^x=1,2688\cdot 0,884/(7+1,2688\cdot 0,88417/3)=8,399\cdot 10^{-2}$$

Поправка Данкова-Гінзбурга визначається за виразом:

- для холодного реактора:

$$C^x=1-\exp(-t\cdot L_1\cdot\Sigma_{t,x}^1)/(1+L_1\cdot\Sigma_{t,x}^1\cdot(1-t-\delta t^x)) \quad (2.29)$$

$$C^x=1-\exp(-0,406\cdot 1,2688\cdot 1,281)/(1+1,2688\cdot 1,281\cdot(1-0,406-0,100258))= 0,7131$$

- для гарячого:

$C^г$=1-exp(-0,406·1,2688·0,884)/(1+1,2688·0,884·(1-0,406-0,08399))=0,5967

Коефіцієнт затінення решітки:

$$\gamma_р=C/(1+(a-1)\cdot(1-C)) \quad (2.30)$$

де a=1,27 – фактор Белла.

- для холодного реактора:

$$\gamma_р^{х}=0,7131/(1+(1,27-1)\cdot(1-0,7131))=0,6619$$

- для гарячого:

$$\gamma_р^{г}=0,5967/(1+(1,27-1)\cdot(1-0,5967))=0,5381$$

Середня температура палива:

$$T_t=t_г^{н}+0,4\cdot(t_г^{ц}-t_г^{н}) \quad (2.31)$$

T_t = 847+0,4·(1326,3-847) = 1038,7 К

Макроскопічний переріз розсіювання ядер у паливі:

$$\Sigma_m=\sum\sigma_{р,i}\cdot N_i\cdot\lambda_i \quad (2.32)$$

де $\sigma_{р,i}$ – мікроскопічний переріз потенційного розсіювання, що становить для нейтронів третьої групи: для кисню 3,8 барн; для урану 8,7 барн [13];

λ – фактор – ефективність розсіювача, що становить 0,94 для кисню і 0,2 для ядер урану і плутонію [10];

N_i – концентрація ядер відповідного ізотопу в паливі.

Таким чином:

$$\Sigma_m=3,8\cdot10^{-24}\cdot4,641\cdot10^{22}\cdot0,94+8,7\cdot10^{-24}\cdot0,2\cdot(7,194\cdot10^{20}+2,248\cdot10^{22})= 0,206 см^{-1}$$

Середня хорда в паливі L_0=0,76 см. Відношення поверхні блоку палива до маси:

$$F/M=4/(d_0\cdot\rho_{uo}) \quad (2.33)$$

$$F/M =0,516 \text{ см}^2/\text{г}$$

Для ефективного резонансного інтеграла використовуємо формулу Гуревича-Померанчука:

$$I_{эф}=5,55+26,6\cdot(1+L_0\cdot\Sigma_m/a)\cdot\gamma_p\cdot F/M \quad (2.34)$$

Підставляючи числові значення, отримуємо:

- для холодного реактора:

$$I_{эф,х}=5,55+26,6\cdot(1+0,76\cdot0,206/1,27)\cdot0,6619\cdot0,516=2,2022\cdot10^{-23} \text{ см}^2$$

- для гарячого:

$$I_{эф,г}=5,55+26,6\cdot(1+0,76\cdot0,206/1,27)\cdot0,538\cdot0,516=2,0409\cdot10^{-23} \text{ см}^2$$

Температурна поправка до ефективного резонансного інтеграла на гарячому реакторі:

$$K_t=1+(0,535+0,47\cdot F/M\cdot(1+L_0\cdot\Sigma_m/a))\cdot 10^{-2}\cdot(T_т-300) \quad (2.35)$$

Підставляючи чисельні значення для гарячого реактора маємо:

$$K_t=1+(0,535+0,47\cdot 0,516(1+0,76\cdot 0,206/1,27))\cdot 10^{-2}\cdot(\sqrt{1038,7}-\sqrt{300})=1,12$$

Сповільнювальна здатність зони «1» визначається за формулою:

$$\xi\Sigma_{s,1}=(\xi\Sigma_{s,1}^{но}\cdot V^{но}+\xi\Sigma_s^{Zr}\cdot V^{Zr})/(V^{но}+V^{Zr}) \quad (2.36)$$

- для холодного реактора:

$$\xi\Sigma_{s,1}^{x}=(1,375\cdot 0,7574+0,006\cdot 0,1725)/(0,7574+0,1725)=1,1045 \text{ см}^{-1}$$

- для гарячого реактора:

$$\xi\Sigma_{s,1}^{г}=(0,9184\cdot 0,7574+0,0056\cdot 0,1725)/(0,7574+0,1725)=0,7493 \text{ см}^{-1}$$

Імовірність уникнення резонансного захоплення на ядрах U^{238}:

$$\varphi^8=\exp(-(N^8\cdot I_{эф,8}\cdot V_o\cdot k_t)/(\xi\Sigma_{S,1}\cdot V_1)) \quad (2.37)$$

Далі, підставляємо чисельні значення та отримуємо:

- для холодного реактора:

$$\varphi_x^8=\exp(-(2,248\cdot 10^{22}\cdot 22,022\cdot 10^{-24}\cdot 0,43825)/(1,1045\cdot(0,7574+0,1725)))=0,8095$$

- для гарячого:

$$\varphi_г^{8}=\exp(-(2{,}248\cdot10^{22}\cdot20{,}409\cdot10^{24}\cdot0{,}43825\cdot1{,}12)/(0{,}7493\cdot(0{,}7574+0{,}1725)))=0{,}8095$$

Після цього, за аналогічною формулою треба розрахувати вірогідність уникнення резонансного захоплення на ядрах U^{235} и Zr. При цьому справжній резонансний інтеграл для Zr складатиме 3 барна, для U^{235} – 419 барн і він не залежить від температури [14].

Імовірність уникнення резонансного захоплення на ядрах U^{235} складає:

- для холодного реактора:

$$\varphi_x^{5}=\exp(-(7{,}194\cdot10^{20}\cdot41910^{-2}\cdot0{,}43825)/(1{,}1045\cdot(0{,}7574+0{,}1725)))=0{,}8793$$

- для гарячого:

$$\varphi_г^{5}=\exp(-(7{,}194\cdot10^{20}\cdot41910^{-24}\cdot0{,}43825)/(0{,}7493\cdot(0{,}7574+0{,}1725)))=0{,}8086$$

Імовірність уникнення резонансного захоплення на ядрах Zr становить:

- для холодного реактора:

$$\varphi_x^{Zr}=\exp(-(3{,}471\cdot10^{22}\cdot3\cdot10^{-24}\cdot0{,}1725)/(1{,}1045\cdot(0{,}7574+0{,}1725)))=0{,}9787$$

- для гарячого:

$$\varphi_г^{Zr}=\exp(-(3{,}471\cdot10^{22}\cdot3\cdot10^{-24}\cdot0{,}1725)/(0{,}7493\cdot(0{,}7574+0{,}1725)))=0{,}9651$$

Сумарна ймовірність уникнення резонансного захоплення для холодного реактора:

$$\varphi_x=\varphi_x^{8}\cdot\varphi_x^{5}\cdot\varphi_x^{Zr} \qquad (2.38)$$

$$\varphi_x=0,8095\cdot0,8793\cdot0,9787=0,697$$

Сумарна ймовірність уникнення резонансного захоплення для гарячого реактора:

$$\varphi_r^r=0,7237\cdot0,8086\cdot0,9651=0,565$$

2.8 Підрахування коефіцієнта використання теплових нейтронів

Визначимо допоміжні величини, необхідні для розрахунку значення величини Θ– коефіцієнта використання теплових нейтронів.

Відношення радіуса зони «1» до радіуса зони «0»:

$$\psi=R_1/R_0 \qquad (2.39)$$

$$\psi=R_1/R_0=0,6694/0,38=1,762$$

Загальний переріз поглинання зони «1»:

- для холодного реактора:

$$\Sigma_{a,1}^x=0,01505 \text{ см}^{-1}$$

- для гарячого:

$$\Sigma_{a,1}^r=0,01024 \text{ см}^{-1}$$

Переріз поглинання води і цирконію, усереднені за температурою нейтронного газу були прийняті з таблиці.

Коефіцієнт: $\chi_1^2=3\cdot\Sigma_{a,1}\cdot\Sigma_{tr,1}$

Підставляючи макроскопічні перерізи з таблиці 9, отримаємо:

- для холодного реактора:

$$\chi_{1,x}^2=3\cdot0,01505\cdot2,137=0,096489 \text{ см}^{-2}$$

- для гарячого:

$$\chi_{1,г}^2=3\cdot0,01024\cdot0,7524=0,02312 \text{ см}^{-2}$$

Надлишкове поглинання що зумовлене перевищенням густини нейтронів у сповільнювачі над густиною на поверхні блоку пального визначається за виразом:

$$q_б=\chi_1^2\cdot R_1^2\cdot(\psi^2\cdot\ln\psi/(\psi^2-1)-3/4+1/(2\cdot\psi)^2) \quad (2.40)$$

- для холодного реактора:

$$q_{б,x}=0,096489\cdot0,6694^2\cdot(1,761^2\cdot\ln1,761/(1,761^2-1)-3/4+1/(2\cdot1,761)^2) = 0,003589$$

- для гарячого реактора:

$$q_{б,г}=0,02312\cdot0,6694^2\cdot(1,761^2\cdot\ln1,761/(1,761^2-1)-3/4+1/(2\cdot1,761)^2) = 8,6\cdot10^{-4}$$

Дієві граничні умови, що залежать від типу решітки, враховуються коефіцієнтом γ. Для гексагональної решітки:

$$\gamma=0,64+(1,9207/\psi-0,3114)/(R_0\cdot\Sigma_{tr,1}+3,217/\psi-0,5202)$$

Враховуючи $\Sigma_{tr,1}^x=2,137 \text{ см}^{-1}$ и $\Sigma_{tr,1}^г=0,7524 \text{ см}^{-1}$ отримуємо:

- для холодного реактора:

γ_x=0,64+(1,9207/1,761-0,3114)/(0,38·2,137+3,217/1,761-0,5202) = 1,0074

- для гарячого:

$\gamma_г$=0,64+(1,9207/1,761-0,3114)/(0,38·0,7524+3,217/1,761-0,5202) = 1,129

Поправка на кінетичні ефекти:

$$\delta=(\chi_1^2\cdot(R_1^2-R_0^2)/(2\cdot R_0\cdot\Sigma_{tr,0}))\cdot(\gamma-2/3) \quad (2.41)$$

Підставляючи чисельні значення, отримуємо:

- для холодного реактора:

δ_x=(0,096489·(0,6694^2-0,38^2)/(2·0,38·0,7869))·(1,0074-2/3) = 1,6713·10^{-2}

- для гарячого:

$\delta_г$=(0,02312·(0,6694^2-0,38^2)/(2·0,38·0,66))·(1,129-2/3) = 6,4716·10^{-3}

З метою підрахунку внутрішнього блок-ефекту (відношення числа нейтронів, поглинутих у сповільнювачі, до числа нейтронів, поглинутих блоком пального, за умови рівності густини нейтронів у сповільнювачі та на поверхні блоку пального), необхідно підрахувати коефіцієнти A, α, β за формулами:

$$A=0,26721\cdot R_0\cdot\Sigma_{tr,0}+0,18869\cdot(R_0\cdot\Sigma_{tr,0})^2 \quad (2.42)$$

$$\alpha=R_0\cdot\Sigma_{tr,0}\cdot(0,0671-R_0\cdot\Sigma_{tr,0}\cdot(0,0034+0,0006\cdot R_0\cdot\Sigma_{tr,0})) \quad (2.43)$$

$$\beta=R_0\cdot\Sigma_{tr,0}\cdot(0,036-R_0\cdot\Sigma_{tr,0}\cdot(0,019+0,0033\cdot R_0\cdot\Sigma_{tr,0})) \quad (2.44)$$

Таким чином

- для холодного реактора:

$A_x=0,26721\cdot0,38\cdot0,7869+0,18869\cdot(0,38\cdot0,7869)^2=0,09677$

$\alpha_x=0,38\cdot0,7869\cdot(0,0671-0,38\cdot0,7869\cdot(0,0034+0,0006\cdot0,38\cdot0,7869))= 0,02152$

$\beta_x=0,38\cdot0,7869\cdot(0,036-0,38\cdot0,7869\cdot(0,019+0,0033\cdot0,38\cdot0,7869))=0,009977$

- для гарячого:

$A_г=0,26721\cdot0,38\cdot0,66+0,18869\cdot(0,38\cdot0,66)^2=0,07894$

$\alpha_г=0,38\cdot0,66\cdot(0,0671-0,38\cdot0,66\cdot(0,0034+0,0006\cdot0,38\cdot0,66))=0,0166$

$\beta_г=0,38\cdot0,66\cdot(0,036-0,38\cdot0,66\cdot(0,019+0,0033\cdot0,38\cdot0,66))=0,008977$

Внутрішній блок-ефект визначається за формулою:

$$q_0=1+(\Sigma_{a,0}/\Sigma_{tr,0})\cdot A\cdot(1+\alpha\cdot\Sigma_{a,0}/\Sigma_{tr,0}+\beta\cdot(\Sigma_{a,0}/\Sigma_{tr,0})^{2)} \quad (2.45)$$

- для холодного реактора:

$q_0^x = 1 + (0,409 / 0,7869)\cdot0,09677\cdot(1 + 0,02152\cdot0,409 / 0,7869 + 0,009977 \cdot (0,409/ /0,7869)^2) = 1,0509$

- для гарячого:

$q_0^г=1+(0,283/0,66)0,078(1+0,0163/0,66+0,008977(0,283/0,66)2)=1,0342$

Співвідношення числа нейтронів, поглинених у сповільнювачі, до числа нейтронів, поглинених у паливі, визначається за виразом:

$$q=\Sigma_{a,1}\cdot V_1\cdot(q_0+q_б)/(\Sigma_{a,0}\cdot V_0)+\delta \quad (2.46)$$

- для холодного реактора:

$$q^x=0,015\cdot(0,7574+0,1725)\cdot(1,0509+0,00358)/(0,409\cdot0,4382)+0,01671 =0,08364$$

- для гарячого:

$$q^г=0,01024\cdot(0,7574+0,1725)\cdot(1,0509+0,00358)/(0,983\cdot0,4382)+0,0647 =0,0711$$

Коефіцієнт використання теплових нейтронів:

$$\Theta=(1+q)^{-1} \quad (2.47)$$

- для холодного реактора:

$$\Theta^x=(1+0,08364)^{-1}=0,923$$

- для гарячого:

$$\Theta^г=(1+0,0711)^{-1}=0,934$$

Задля зручності всі коефіцієнти, що входять до формули чотирьох співмножників, зводимо в таблицю 2.4.

Таблиця 2.4 Коефіцієнти формули чотирьох співмножників

Коефіцієнт	Холодний реактор	Гарячий реактор
μ	1,042	1,057
φ^5	0,879	0,808
φ^8	0,8095	0,724
φ^{Zr}	0,979	0,9651
φ	0,697	0,565
$\nu_{эф}$	1,829	1,81
Θ	0,923	0,934

2.9 Визначення коефіцієнта розмноження нескінченного реактора

Холодний реактор (теплова зона):

$$K_{\infty,x}^{T}=\mu_x\cdot\varphi_x\cdot\nu_{эф}^{x}\cdot\Theta^{x} \quad (2.48)$$

$$K_{\infty,x}^{T}=1,0428\cdot0,697\cdot1,829\cdot0,923=1,227$$

Резонансна зона:

$$K_{\infty,x}^{T}=\mu_x\cdot\varphi_x^{8}\cdot(1-\varphi_x^{5})\cdot\Theta^{x}\cdot\nu_{эф}^{p}\cdot\varphi_x^{Zr} \quad (2.49)$$

$$K_{\infty,x}^{T}=\mu_x\cdot\varphi_x^{8}\cdot(1-\varphi_x^{5})\cdot\Theta^{x}\cdot\nu_{эф}^{p}\cdot\varphi_x^{Zr}=1,042\cdot0,8095\cdot(1-0,8793)\cdot0,923\cdot1,6\cdot0,979=0,1595$$

$$K_{\infty,x}=K_{\infty,x}^{T}+K_{\infty,x}^{p}=1,227+0,1595=1,3865$$

Гарячий реактор (теплова зона):

$$K_{\infty,г}^{T}=\mu_г\cdot\varphi_г\cdot\nu_{эф}^{г}\cdot\Theta^{г}=1,0578\cdot0,565\cdot1,81\cdot0,934=1,0095$$

Резонансна зона:

$$K_{\infty,г}^{T}=\mu_г\cdot\varphi_г^{8}\cdot(1-\varphi_г^{5})\cdot\Theta^{г}\cdot\nu_{эф}^{p}\cdot\varphi_г^{Zr}=1{,}0578\cdot0{,}724\cdot(1-0{,}8086)\cdot0{,}934\cdot1{,}6\cdot0{,}9651=0{,}226$$

$$K_{\infty,г}=K_{\infty,г}^{T}+K_{\infty,г}^{p}=1{,}0095+0{,}226=1{,}236.$$

2.10 Визначення ефективного коефіцієнта розмноження

Квадрат довжини дифузії у двох зонній решітці:

$$L_p^2=L_1^2\cdot(1-\Theta)+L_0^2\cdot\Theta \qquad (2.50)$$

де $L_1^2=(3\cdot\Sigma_{a,1}\cdot\Sigma_{tr,1})^{-1}$;

$L_0^2=(3\cdot\Sigma_{a,0}\cdot\Sigma_{tr,0})^{-1}$.

- для холодного реактора:

$$L_{1,x}^2=(3\cdot2{,}137\cdot0{,}015)^{-1}=10{,}36\ см^2$$

$$L_{0,x}^2=(3\cdot0{,}7869\cdot0{,}409)^{-1}=1{,}034\ см^2$$

$$L_{p,x}^2=10{,}36\cdot(1-0{,}923)+1{,}034\cdot0{,}923=1{,}754\ см^2$$

- для гарячого реактора:

$$L_{1,г}^2=(3\cdot0{,}7524\cdot0{,}01)^{-1}=43{,}25\ см^2$$

$$L_{0,г}^2=(3\cdot0{,}66\cdot0{,}283)^{-1}=1{,}7811\ см^2$$

$$L_{p,г}^2=43{,}25\cdot(1-0{,}934)+1{,}7811\cdot0{,}934=4{,}535\ см^2$$

Вік нейтронів в урано-водній решітці визначається за такою апроксимаційною формулою:

$$\tau_p=\tau_{но}\cdot(1+V_0/V_1+V_{Zr}/V_1)^2/(\rho_{но}+0{,}82\cdot V_0/V_1+0{,}4\cdot V_{Zr}/V_1)^2 \quad (2.51)$$

- для холодного реактора:

$\tau_x = 27{,}3\cdot(1 + 0{,}43825 / 0{,}7574 + 0{,}1725 / 0{,}7574)^2 / (0{,}997 + 0{,}82 \cdot 0{,}43825 /0{,}7574+ +0{,}4\cdot0{,}1725/0{,}7574)^2 = 36{,}49$ см^2

- для гарячого реактора:

$\tau_г = 27{,}3\cdot(1 + 0{,}43825 / 0{,}7574 + 0{,}1725 / 0{,}7574)^2 / (0{,}676 + 0{,}82 \cdot 0{,}43825 /0{,}7574+ +0{,}4\cdot0{,}1725/0{,}7574)^2=57{,}79$ см^2

Геометричний параметр для циліндричного реактора:

$$B^2=(2{,}405/(R+\delta_{эф}))^2+(\pi/(H+2\cdot\delta_{эф}))^2 \quad (2.52)$$

- для холодного реактора:

$$B_x^2=(2{,}405/(158+7{,}519))^2+(\pi/(356+2\cdot7{,}519))^2=2{,}829\cdot10^{-4} \text{ см}^2$$

- для гарячого реактора:

$$B_г^2=(2{,}405/(158+10{,}1))^2+(\pi/(356+2\cdot10{,}1))^2=2{,}713\cdot10^{-4} \text{ см}^2$$

Ефективний коефіцієнт розмноження для реактора кінцевих розмірів:

$$K_{эф}=K_\infty\cdot\exp(-B^2\cdot\tau)/(1+B^2\cdot L_p^2) \quad (2.53)$$

Підставляючи чисельні значення, маємо:

- для холодного реактора:

$$К_{эф}^{x}=1,386\cdot exp(-2,829\cdot10^{-4}\cdot36,49)/(1+2,829\cdot10^{-4}\cdot1,754)=1,371$$

- для гарячого реактора:

$$К_{эф}^{г}=1,236\cdot exp(-2,713\cdot10^{-4}\cdot57,79)/(1+2,713\cdot10^{-4}\cdot4,535)=1,215$$

2.11 Визначення компанії реакторної установки

Зважаючи на те, що наприкінці паливної кампанії реактор має зберігати позитивну реактивність, тривалість кампанії визначається моментом, коли реактор досягає граничного значення величини $К_{єф}=1,03\div1,05$. Беручи до уваги те, що витік нейтронів із реактора постійний, залежність $К_{єф}=f(t)$ треба замінити залежністю $К_{\infty}=f(t)$ [15]. Отже припустимо, що концентрація U^{238} практично не змінюється.

Тож μ, φ^8, φ^{Zr} є незмінними і змінюватися будуть тільки φ^5, $\nu_{эф}$, Θ. Для розрахунку дамо значення t - час, та безрозмірний час - z. Підсумки зводимо в таблицю 2.5.

Під час паливної компанії реактора в АЗ змінюватиметься нуклідний склад:

- зменшиться склад ядер U^{235};
- з'являться ядра Pu^{239};
- утворюватимуться шлаки (Xe^{135} та Sm^{149}).

Тому приймаємо, що нейтронний потік у реакторі не залежатиме від часу і він буде визначатися за виразом:

$$Ф=3,1\cdot10^{10}\cdot Q/(\Sigma^5_f\cdot V_t) \qquad (2.54)$$

де Q – теплова потужність реактора, Вт;

V_t – обсяг палива в реакторі, $см^3$;

Σ^5_f – макроскопічний переріз поділу U^{235} у початковий момент часу.

$$V_t = V_0 \cdot H_{аз} \cdot N \cdot N_к \quad (2.55)$$

$$V_t = 0{,}43825 \cdot 356 \cdot 312 \cdot 163 = 7{,}934 \cdot 10^6 \text{ см}^3$$

$$Ф = 3{,}1 \cdot 10^{10} \cdot 3 \cdot 10^9 / (0{,}212 \cdot 7{,}934 \cdot 10^6) = 5{,}706 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$$

Зміна кількості U^{235} у часі визначається згідно з експоненціальною залежністю:

$$N_5 = N_0^5 \cdot e^{-Z} \quad (2.56)$$

Для компанії у 200 діб величина:

$$z = \sigma_a^5 \cdot Ф \cdot t \quad (2.57)$$

$$z = \sigma_a^5 \cdot Ф \cdot t = 1{,}728 \cdot 10^7 \cdot 5{,}706 \cdot 10^{13} \cdot 0{,}249 / 7{,}194 \cdot 10^{20} = 0{,}342$$

$$N_5 = 7{,}194 \cdot 10^{20} \cdot e^{-0{,}342} = 5{,}11 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-3}$$

Переріз поглинання U^{235}:

$$\Sigma_a^5 = N_5 \cdot \sigma_a^5 \quad (2.58)$$

$$\Sigma_a^5 = N_5 \cdot \sigma_a^5 = 5{,}11 \cdot 10^{20} \cdot 0{,}249 / 7{,}194 \cdot 10^{20} = 0{,}1773 \text{ см}^{-1}$$

Щоб визначити кількість плутонію, що утворився, розрахуємо допоміжні значення:

$$\sigma_8=(\Sigma_a^8/N_8)/(\Sigma_a^5/N_5) \quad (2.59)$$

$\sigma_8=(\Sigma_a^8/N_8)/(\Sigma_a^5/N_5)=(0,0337/2,248\cdot10^{22})/(0,249/7,194\cdot10^{20})=0,004332$

$$\sigma_a^9=\frac{\sqrt{\pi}}{2}\cdot\sigma_{a,т}^9\cdot\sqrt{\frac{T_0}{T_н}}\cdot g_a^9 \quad (2.60)$$

$\sigma_9=\sigma_a^9/\sigma_a^5=1,011\cdot10^{-21}\cdot\frac{\sqrt{\pi}}{2}\cdot\sqrt{\frac{293,15}{758}}\cdot2,164/(0,249/7,194\cdot10^{20})=3,476$

$$\sigma_8=\sigma_8+\mu^r\cdot\nu_{эф,г}^5\cdot(1-\varphi_г^8)\cdot C_0^5, \quad (2.61)$$

де $C_0^5=N_0^5/N_8=7,194\cdot10^{20}/2,248\cdot10^{22}=3,2\cdot10^{-2}$

$\sigma_8=4,332\cdot10^{-3}+1,0578\cdot2,071\cdot(1-0,723)3,2\cdot10^{-2}=0,02354$

Відносна концентрація ядер Pu^{239}

$$C_9=N_9/N_8 \quad (2.62)$$

Залежність C_9 від z:

$C_9=(\sigma_8/\sigma_9)\cdot(1-\exp(-\sigma_9\cdot z))=(0,02354/3,476)\cdot(1-\exp(-3,476\cdot0,342))=0,00471$

Отже:

$N_9=C_9\cdot N_8=0,00471\cdot2,248\cdot10^{22}=1,059\cdot10^{20}$ см^3

Переріз поглинання Pu^{239}:

$$\Sigma_a^9=N_9\cdot\sigma_a^9\cdot\frac{\sqrt{\pi}}{2}\cdot\sqrt{\frac{T_0}{T_н}}\cdot g_a^9=1{,}059\cdot10^{20}\cdot1{,}011\cdot10^{-21}\cdot\frac{\sqrt{\pi}}{2}\cdot\sqrt{\frac{293{,}15}{758}}\cdot2{,}164=0{,}1277\ см^{-1}$$

Обсяг шлаків, що накопичилися в реакторі:

$$G_{шл}=1{,}28\cdot Q\cdot t \qquad (2.63)$$

$$G_{шл}=1{,}28\cdot3000\cdot200=7{,}936\cdot10^5\ г$$

Чисельність атомів шлаків через час t роботи реактора в одиниці об'єму:

$$N_{шл}=G_{шл}\cdot N_a/(269{,}907\cdot V_t) \qquad (2.64)$$

$$N_{шл}=7{,}936\cdot10^5\cdot6{,}023\cdot10^{23}/(269{,}907\cdot7{,}934\cdot10^6)=2{,}232\cdot10^{20}\ см^{-3}$$

Макроскопічний переріз поглинання шлаків за мікроскопічного перерізу поглинання 50 барн.

$$\Sigma_a^{шл}=N_{шл}\cdot\sigma_a^{шл} \qquad (2.65)$$

$$\Sigma_a^{шл}=2{,}232\cdot10^{20}\cdot50\cdot10^{-24}=1{,}339\cdot10^{-2}\ см^{-1}$$

Отруєння реактора шлаками визначається як співвідношення числа нейтронів, захоплених шлаками, до числа нейтронів, поглинених паливом:

$$q^{шл}=\Sigma_a^{шл}/(\Sigma_a^5+\Sigma_a^8+\Sigma_a^9) \qquad (2.66)$$

$$q^{шл}=1{,}339\cdot10^{-2}/(0{,}1773+0{,}0337+0{,}1277)=0{,}03953$$

Рівноважна концентрація ядер Xe^{135}:

$$N_{xe}=(P_j+P_{xe})\cdot\Sigma_f^5\cdot\Phi/(\lambda_{Xe}+\sigma_a^{Xe}\cdot\Phi) \quad (2.67)$$

де $P_j=0,056$ – ймовірність виходу ядра йоду під час поділу ядра U^{235};

$P_{xe}=0,003$ – вірогідність виходу ядра Xe^{135};

$\lambda_{Xe}=2,09\cdot10^{-5}$ $с^{-1}$ – постійна радіоактивного розпаду Xe;

$\sigma_a^{Xe}=2,72\cdot10^{-18}$ $см^2$ – переріз поглинання Xe.

$N_{xe}=(0,056+0,003)\cdot0,212\cdot5,706\cdot10^{13}/(2,09\cdot10^{-5}+2,7210^{-18}\cdot5,706^{13})=4,162\cdot10^{15}$ $см^{-3}$

Переріз поглинання Xe:

$$\Sigma_a^{Xe}=N_{Xe}\cdot\sigma_a^{Xe} \quad (2.68)$$

$$\Sigma_a^{Xe}=4,162\cdot10^{15}\cdot2,72\cdot10^{-18}=7,37\cdot10^{-3}\ см^{-1}$$

Саме отруєння реактора Xe визначають як співвідношення числа нейтронів, що захоплені шкідливим поглиначем, до числа нейтронів, поглинутих паливом:

$$q^{Xe}=\Sigma_a^{Xe}/(\Sigma_a^5+\Sigma_a^8+\Sigma_a^9) \quad (2.69)$$

$$q^{Xe}=7,37\cdot10^{-3}/(0,1773+0,0337+0,1277)=0,02175$$

Рівноважна концентрація ядер Sm^{149}:

$$N_{Sm}=P_{Sm}\cdot\Sigma_f^5/(\sigma_a^{Sm}\cdot\frac{\sqrt{\pi}}{2}\cdot\sqrt{\frac{T_0}{T_н}}) \quad (2.70)$$

де P_{sm} – ймовірність виходу ядра Sm під час поділу ядра U^{235};

$\sigma_a^{Sm}=41\cdot10^{-21}$ $см^2$ – сам переріз поглинання Sm.

$$N_{Sm} = 0{,}014 \cdot 0{,}212/(41 \cdot 10^{-21} \cdot \frac{\sqrt{\pi}}{2} \cdot \sqrt{\frac{293{,}15}{758}}) = 8{,}675 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-3}$$

Тож переріз поглинання Sm буде:

$$\Sigma_a^{Sm} = N_{Sm} \cdot \sigma_a^{Sm} \cdot \frac{\sqrt{\pi}}{2} \cdot \sqrt{\frac{T_0}{T_н}} \qquad (2.71)$$

$$\Sigma_a^{Sm} = 8{,}675 \cdot 10^{16} \cdot 41 \cdot 10^{-21} \cdot \frac{\sqrt{\pi}}{2} \cdot \sqrt{\frac{293{,}15}{758}} = 1{,}96 \cdot 10^{-3} \text{ см}^{-1}$$

Знову ж таки, так само отруєння реактора Sm можна визначити як співвідношення числа нейтронів, які були захоплені шкідливим поглиначем, до числа нейтронів, які були поглинуті паливом:

$$q^{Sm} = \Sigma_a^{Sm} / (\Sigma_a^5 + \Sigma_a^8 + \Sigma_a^9) \qquad (2.72)$$

$$q^{Sm} = 1{,}96 \cdot 10^{-3} / (0{,}1773 + 0{,}0337 + 0{,}1277) = 0{,}00578$$

Надалі для розрахунків потрібно порахувати транспортний переріз і переріз розсіювання зони палива.

$$\Sigma_{s,г}^0 = (\Sigma_s^5 + \Sigma_s^8 + \Sigma_s^9 + \Sigma_s^0) \cdot (\sqrt{\frac{T_0}{T_н}})^{0,1} \qquad (2.73)$$

$$\Sigma_{s,г}^0 = 0{,}347 \text{ см}^{-1}$$

Маємо $\sigma_s^9 = 7{,}7 \cdot 10^{-24}$ см^2 та $\sigma_s^5 = 13{,}8 \cdot 10^{-24}$ см^2 з незмінних перерізах для O_2 та U^{235}, знаємо що:

$$\Sigma_{tr,г}^{0}=\Sigma_{tr}^{5}+\Sigma_{tr}^{8}+\Sigma_{tr}^{9}+\Sigma_{tr}^{0}+\Sigma_{tr}^{шл}+\Sigma_{tr}^{Xe}+\Sigma_{tr}^{Sm} \quad (2.74)$$

$\Sigma_{tr,г}^{0} = 8,3 \cdot 10^{-24} \cdot 5,11 \cdot 10^{20} + 0,234 + 0,167 + 9,6 \cdot 10^{-24} \cdot 1,059 \cdot 10^{20} + 4,3 \cdot 10^{-24} \cdot \cdot 4,162 \cdot 10^{15} + 15 \cdot 10^{-24} \cdot 2,232 \cdot 10^{20} = 0,736$ см$^{-1}$

$\Sigma_{s,г}^{0}$ дасть можливість підрахувати за виразами коефіцієнти A, α, β, так само внутрішній і зовнішній блок-ефекти [16]. Тож можна вважати, що з достатнім ступенем точності внутрішній блок-ефект дорівнює відношенню нейтронних потоків у конструкційному матеріалі та паливі, а сума внутрішнього і зовнішнього блок-ефектів — відношенню нейтронних потоків у сповільнювачі та паливі.

Таким чином сумарний переріз поглинання нейтронів у блоці сповільнювача виявляється як:

$$\Sigma_1=\Sigma_{a,г}^{но} \cdot V_{но} \cdot (q_0^{г}+q_б^{г})/V_0 \quad (2.75)$$

$$\Sigma_1=0,0115 \cdot 0,7574 \cdot (1,044+8,599 \cdot 10^{-4})/0,43825= 2,093 \cdot 10^{-2} \text{ см}^{-1}$$

Сумарний переріз поглинання нейтронів у конструкційному матеріалі:

$$\Sigma_2=\Sigma_{a,г}^{Zr} \cdot V_{Zr} \cdot q_0^{г}/V_0 \quad (2.76)$$

$$\Sigma_2 = 4,344 \cdot 10^{-3} \cdot 0,1725 \cdot 1,044/0,43825=1,786 \cdot 10^{-3} \text{ см}^{-1}$$

Можливість запобігання резонансного поглинання нейтронів розраховується для φ^5:

$$\varphi^5=\exp(-(N^5 \cdot I_{эф,5} \cdot V_o)/(\xi \Sigma_{S,1} \cdot (V_1+V_{Zr}))) \quad (2.77)$$

$$\varphi^5=\exp(-(5{,}11\cdot10^{20}\cdot419\cdot10^{-24}\cdot0{,}43825)/(0{,}7493(0{,}7574+0{,}1725)))=0{,}86$$

Для φ^9:

$$\varphi^9=\exp(-(N^9\cdot I_{эф,9}\cdot V_o)/(\xi\Sigma_{S,1}\cdot(V_1+V_{Zr}))) \quad (2.78)$$

$$\varphi^9=\exp(-(1{,}059\cdot10^{20}\cdot501\cdot10^{-24}\cdot0{,}43825)/(0{,}7493\cdot(0{,}7574+0{,}1725)))=0{,}963$$

В результаті, можливість уникнути резонансного поглинання нейтронів для U^{238} буде незмінною протягом усієї компанії.

Коефіцієнт розмноження реактора на теплових нейтронах буде визначатися як:

$$K_\infty^T=\mu\cdot\varphi^9\cdot\varphi^5\cdot\varphi^{Zr}\cdot(\nu_{эф}^5\cdot\Sigma_a^5+\nu_{эф}^9\cdot\Sigma_a^9)/(\Sigma_a^5+\Sigma_a^8+\Sigma_a^9+\Sigma_a^{шл}+\Sigma_a^{Xe}+\Sigma_a^{Sm}+\Sigma_1+\Sigma_2) \quad (2.79)$$

де $\nu_{эф}^5=\nu_{эф,г}^t=1{,}809$

$\nu_{эф}^9=\nu_9\cdot(\sigma_f^9\cdot g_f^9)/(\sigma_a^9\cdot g_a^9)=2{,}87\cdot(742\cdot2{,}576)/(1011\cdot2{,}993)=1{,}813$

$K_\infty^T=0{,}9583$

Середнє число швидких нейтронів, що випускаються на 1 акт захоплення епітеплових нейтронів:

$$\nu_{эф}^p=(\nu_{эф}^5\cdot2{,}75\cdot10^{-22}\cdot N_5+\nu_{эф}^9\cdot3{,}01\cdot10^{-22}\cdot N_9)/(419\cdot10^{-24}\cdot N_5+501\cdot10^{-24}\cdot N_9)=$$

$$=(2{,}416\cdot2{,}75\cdot10^{-22}\cdot5{,}511\cdot10^{20}+2{,}87\cdot3{,}01\cdot10^{-22}\cdot1{,}059\cdot10^{20})/(419\cdot10^{-24}\cdot5{,}511\cdot10^{20}+$$

$$+501\cdot10^{-24}\cdot1{,}059\cdot10^{20})=1{,}612$$

Сумарний коефіцієнт розмноження реактора знайдемо за формулою:

$$K_\infty=K_\infty^T+K_\infty^P \quad (2.80)$$

де $K_\infty^P=K_\infty^{P,5}+K_\infty^{P,9}$

Для U^{235}:

$$K_{\infty}^{P,5}=\mu\cdot\varphi^{9}\cdot\varphi^{8}\cdot\varphi^{Zr}\cdot(1-\varphi^{5})\cdot\nu_{еф}^{P}=1,0578\cdot0,965\cdot0,723\cdot0,963\cdot(1-0,86)\cdot1,612=0,18$$

Для Pu^{239}:

$$K_{\infty}^{P,9}=\mu\cdot\varphi^{5}\cdot\varphi^{8}\cdot\varphi^{Zr}\cdot(1-\varphi^{9})\cdot\nu_{еф}^{P}=1,0578\cdot0,86\cdot0,723\cdot0,963\cdot(1-0,965)\cdot1,612=0,038$$

$$K_{\infty}=0,9583+0,18+0,038=1,157$$

Через те, що витік нейтронів у процесах уповільнення і дифузії приймається постійним під час роботи реактора, відношення $P=K_{еф}/K_{\infty}$ залишається однаковим, а величина $K_{еф}$ для кожного значення t, визначається як $K_{еф}=K_{\infty}\cdot P$, при $P=0,983$ [17].

Вирахування для інших значень часу занесемо до таблиці 2.5.

Таблиця 2.5 Таблиця розрахованих величин

№	Назва величини	1	2	3
1	Час роботи реактора, доб.	200	300	430
2	Об'єм палива: $V_t \cdot 10^6$, см^3	7,94	7,93	7,93
3	Відносна концентрація: C_5	0,0227	0,0191	0,0122
4	Відносна концентрація: C_5^0	0,0319	0,0319	0,0319
5	Відносна концентрація: $C_9 \cdot 10^{-3}$	4,71	5,634	6,529
6	Макроперетин U^{235}: $\Sigma_f^5 \cdot 10^{-1}$,см$^{-1}$	1,50	1,271	0,81
7	Концентрація U^{235}: $N_5 \cdot 10^{20}$, см$^{-3}$	5,511	4,30	2,761
8	Безрозмірний час, z	0,34	0,51	0,957
9	Макроперетин U^{235}: $\Sigma_a^5 \cdot 10^{-1}$,см$^{-1}$	1,77	1,494	0,957
10	Концентрація Pu^{239}: $N_9 \cdot 10^{20}$, см$^{-3}$	1,05	1,26	1,46
11	Макроперетин Pu^{239}: $\Sigma_a^9 \cdot 10^{-1}$,см$^{-1}$	1,277	1,528	1,77
12	Макроперетин Pu^{239}: $\Sigma_f^9 \cdot 10^{-1}$,см$^{-1}$	0,829	0,991	1,14
13	Маса шлаків: $G_{шл} \cdot 10^5$, г	7,936	11,9	22,2
14	Концентрація шлаків: $N_{шл} \cdot 10^{20}$, см$^{-3}$	2,23	3,34	6,249
15	Макроперетин шлаків: $\Sigma_a^{шл} \cdot 10^{-2}$,см$^{-1}$	1,339	2,009	3,75
16	Отруєння шлаками: $q_{шл} \cdot 10^{-1}$	0,39	0,597	1,22
17	Концентрація Xe: $N_{Xe} \cdot 10^{15}$, см$^{-3}$	4,16	3,508	2,248
18	Макроперетин Xe: $\Sigma_a^{Xe} \cdot 10^{-3}$,см$^{-1}$	7,37	6,212	3,982
19	Отруєння Sm: $q_{Sm} \cdot 10^{-3}$	5,785	4,916	3,453
20	Концентрація Sm: $N_{Sm} \cdot 10^{16}$, см$^{-3}$	8,675	7,311	4,687
21	Макроперетин Sm: $\Sigma_a^{Sm} \cdot 10^{-3}$,см$^{-1}$	1,96	1,652	1,059
22	Отруєння Xe: $q_{Xe} \cdot 10^{-2}$	2,175	1,849	1,299
23	Зовнішній блок-ефект: $q_б$ 10^{-4}	8,599	8,599	8,599
24	Внутрішній блок-ефект: q_0	1,045	1,045	1,043
25	Коеф-т розмноження на тепл. нейтр.	0,958	0,951	0,914
26	Коеф розмноження на епітепл. нейтр.	0.198	0,182	0,146
27	Макроперетин: $\Sigma_{tr}^0 \cdot 10^{-1}$,см$^{-1}$	7,365	7,38	7,212
28	Макроперетин: Σ_s^0 10^{-1},см$^{-1}$	3,479	3,47	3,452
29	Макроперетин зони “1”: Σ_1,см$^{-1}$	1,786	1,787	1,78
30	Макроперетин зони “2”: Σ_2,см$^{-1}$	2,09	2,093	2,097
31	φ_5	0,86	0,88	0,922
32	φ_9	0,963	0,956	0,949
33	$\nu_{еф}^p$	1,612	1,62	1,638
34	K_∞	1,157	1,134	1,061
35	$K_{еф}$	1,13	1,11	1,04

В результаті будується графік залежності $K_{еф}=f(t)$ за яким тривалість компанії реактора становить 416 діб. При досягненні величини $K_{еф}=1,05$ реактор зупиняється.

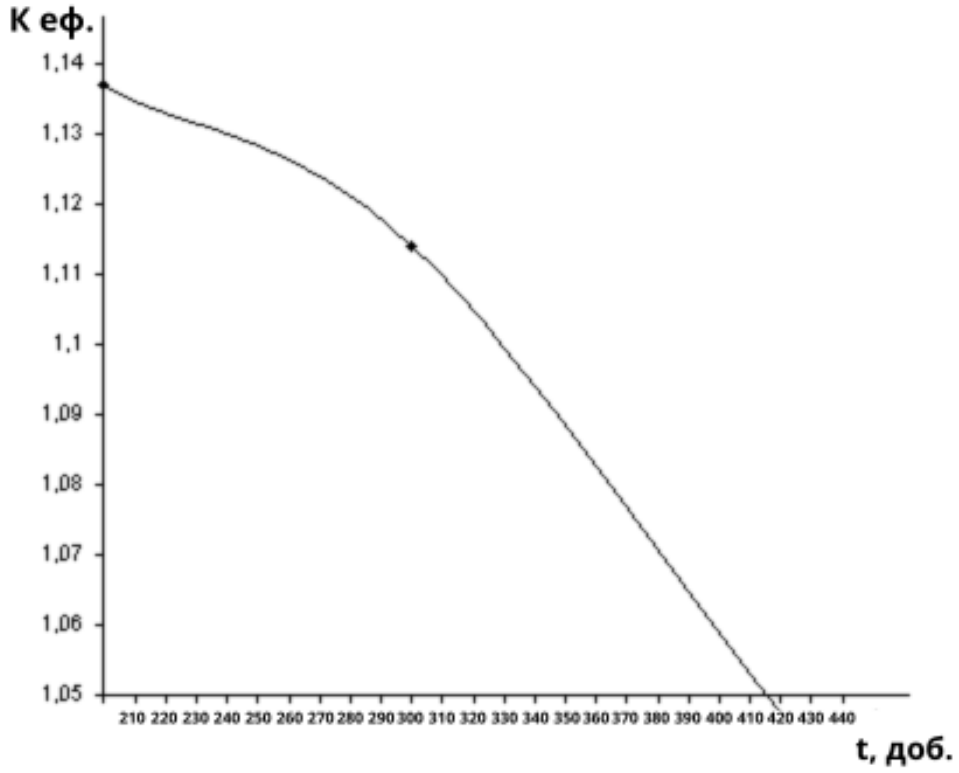


Рисунок 2.1 - Графік залежності коефіцієнта ефективності $K_{еф}=f(t)$.

2.12 Розрахунок поглинаючих стрижнів

Загалом 18 поглинаючих елементів входить до касети. Діаметр кожного поглинаючого елемента становить 0,91 см [19]. Стріжень, що поглинає, прозорий для швидких нейтронів і є абсолютно чорним для теплових. Для холодного не «отруєного» реактора треба розрахувати ефективність поглинаючих стрижнів.

Перш за все, визначається $R_{эф.ст.}$ – ефективний радіус поглинального стрижня. Тому визначимо транспортний макроперетин середовища, що оточує стрижень. Розміри, що припадають на 1 стрижень:

- для комірки: $V_{яч,1}=V_{яч}\cdot N_{тв}/n_{ст}=1,407\cdot 312/18=24,4$ см^3;
- для палива: $V_{01}=V_0\cdot N_{тв}/n_{ст}=0,43825\cdot 312/18=7,59$ см^3;
- для уповільнювача: $V_{11}=V_1\cdot N_{тв}/n_{ст}=0,7574\cdot 312/18=13,12$ см^3;
- для цирконію: $V_{Zr1}=V_{Zr}\cdot N_{тв}/n_{ст}=0,1725\cdot 312/18=2,99$ см^3.

Об'єм поглинаючого стрижня:

$$V_{ст}=0,785\cdot d_{тв}^2=0,785\cdot 0,91^2=0,65 \text{ см}^3.$$

Еквівалентний радіус комірки:

$$R_1=(V_{яч,1}+V_{ст})/\pi \qquad (2.81)$$

$$R_1=\sqrt{\frac{24,4+0,65}{\pi}}=2,823 \text{ см}$$

Макроперетин поглинання для комірки:

$$\Sigma_a^1=[(\Sigma_{a,x}^0+\Sigma_{a,x}^{но})\cdot(q_{0,x}+q_{б,x})\cdot V_{11}/V_{01}+\Sigma_{a,x}^{Zr}\cdot q_{0,x}\cdot V_{Zr,1}/V_{01}]/ /(1+V_{11}/V_{01}+V_{Zr,1}/V_{01})=$$
$$=[(0,482+0,01709)\cdot(1,051+3,58910^{-3})\cdot 13,12//7,59+0,0061\cdot 1,051\cdot 2,99/7,59]/$$
$$/(1+13,12/7,59+2,99/7,59)=0,137 \text{ см}^{-1}$$

Транспортний макроперетин для комірки:

$$\Sigma_{tr}^1=[(\Sigma_{tr,x}^0+\Sigma_{tr,x}^{но})\cdot(q_{0,x}+q_{б,x})\cdot V_{11}/V_{01}+\Sigma_{tr,x}^{Zr}\cdot q_{0,x}\cdot V_{Zr,1}/V_{01}]/ /(1+V_{11}/V_{01}+V_{Zr,1}/V_{01})=$$
$$= [(0,858+2,621)(1,051+3,589\cdot 10^{-3})\cdot 13,12//7,59+0,006\cdot 1,051\cdot 2,99/7,59]/$$
$$/(1+13,12/7,59+2,99/7,59)=1,72 \text{ см}^{-1}$$

$$R_{ст}^{эф}=R_{ст}\cdot\exp(-\delta/R_{ст}) \qquad (2.82)$$

де F(a)=0,583 – табульована функція

δ– довжина лінійної екстраполяції

$$\delta=\gamma/\Sigma_{tr}^{1} \quad (2.83)$$

$$\gamma=4/3+a\cdot F(a) \quad (2.84)$$

$$a=R_{ст}\cdot\Sigma_{tr}^{1} \quad (2.85)$$

$$a = 0,455 \cdot 1,72 = 0,7826$$

$$\gamma = 4/3 + 0,7826 \cdot 0,583 = 0,876$$

$$\delta = 0,876 / 1,72 = 0,509$$

$$R_{ст}^{еф} = 0,455 \cdot \exp(-0,509 / 0,455) = 0,148 \text{ см}$$

Далі можна визначити ефективність центрального поглинаючого стрижня:

$$\Delta K_{еф}=7,5\cdot L_1^2/(R_{АЗ}^2(0,116+\ln(R_{АЗ}/2,405\cdot R_{ст}^{еф}))) \quad (2.86)$$

де $R_{АЗ}$– радіус активної зони;

L_1^2 – квадрат довжини дифузії двозонної решітки:

$$L_1^2= (3\cdot\Sigma_{tr}^{1}\cdot\Sigma_a^{1})^{-1} \quad (2.87)$$

$$L_1^2 = (31,72\cdot0,137)^{-1} = 1,415 \text{ см}^2$$

Підставляючи чисельні значення, отримуємо:

$$\Delta K_{эф} = 7,5\cdot1,415/((158+10)^2\cdot(0,116+\ln((158+10)/2,405\cdot0,148))) = 6,84\cdot10^{-5}$$

$$\chi_{11}=(L_1^2)^{-05} \quad (2.88)$$

$$\chi_{11} = (1{,}415)^{-05} = 0{,}841 \text{ см}^{-1}$$

Враховуючи, що для активної зони поглинальні стрижні утворюють правильну решітку. Їхній вплив на $K_{эф}$ зводиться лише до зміни коефіцієнта використання теплових нейтронів, тоді:

$$K_\infty^1=K_{\infty,x}\cdot(1-\Theta_p) \quad (2.89)$$

де Θ_p - частка теплових нейтронів у регулювальному стрижні.

Значення Θ_p дорівнює відношенню швидкостей поглинання в зоні “0” та у всій комірці. Перша дорівнює результуючому потоку нейтронів у зону «0», друга - швидкості генерації нейтронів у зоні «1».

$$\Theta_p=2\cdot L_1^2\cdot(0{,}116+\ln(\chi_{11}\cdot R_{ст}^{эф}))^{-1}/R_1^2 \quad (2.90)$$

$$\Theta_p= 2\cdot 1{,}415\cdot(0{,}116+\ln(0{,}841\cdot 0{,}148))^{-1}/2{,}824^2 = 0{,}161$$

$$K_\infty^1=1{,}386\cdot(1-0{,}161)=1{,}162$$

Ефективність стрижнів СУЗ дорівнює:

$$\Delta K_\infty^1=K_{\infty,x}-K_\infty^1 \quad (2.91)$$

$$\Delta K_\infty^1 = 1{,}386 - 1{,}162 = 0{,}224$$

2.13 Розрахунок борного регулювання

Завданням розрахунку було визначення необхідної концентрації борної кислоти у воді холодного реактора на початковому етапі роботи для компенсації надлишкової реактивності.

При цьому передбачається, що введення борної кислоти впливає виключно на коефіцієнт теплового використання. Усі інші співмножники в K_∞ залишаються без змін. Не змінюється так само витік нейтронів. У реактор додається борна кислота H_3BO_3 в якій приймається природна концентрація ізотопів бору: 19% ізотопу бору B^{10} з перетином поглинання теплових нейтронів 3837 барн [21], і 81% ізотопу бору B^{11} з перерізом поглинання 759 барн. У результаті, атомна маса бору буде:

$\sigma_B=0,19\cdot3837+0,81\cdot759=1343,8$ барн

Середній за температурою нейтронного газу для холодного реактора ($T_{н,х}=382$ К) переріз поглинання:

$$\sigma_{Bп}=\sigma_B\cdot\frac{\sqrt{\pi}}{2}\cdot\sqrt{\frac{T_0}{T_н}} \qquad (2.92)$$

$$\sigma_{Bп}= 1343,8\cdot10^{-24}\cdot\frac{\sqrt{\pi}}{2}\cdot\sqrt{\frac{293,15}{382}} = 1043,26\cdot10^{-24}\ см^2$$

Дієвий коефіцієнт розмноження холодного реактора із впровадженим розчином бору при запасі $\Delta K=0,05$

$$K_{\infty,х}^{B}=K_{эф,х}^{B}/P \qquad (2.93)$$

$$K_{\infty,х}^{B}=K_{эф,х}^{B}/P=1,184$$

$$K_{эф,х}^{B}=0,95+\Delta K_{ст}=0,95+0,2238=1,1738$$

$$K_{\infty,B}^{т}=K_{\infty,х}^{B}-K_{\infty,х}^{P}=1,184-0,1595=1,0245$$

Враховуючи:

$$K_{\infty,B}^{T}/K_{\infty,x}^{P}=\Theta_B/\Theta_x \quad (2.94)$$

Отримуємо:

$$\Theta_B=\Theta_x\cdot K_{\infty,B}^{T}/K_{\infty,x}^{P} \quad (2.95)$$

$$\Theta_B=1,0245\cdot 0,923/1,227=0,77$$

Так як:

$\Theta_x=(1+q_x)^{-1}$, то $q_x=0,08364$

Окресливши через q^B поглинання нейтронів у введеному борі визначаємо з рівняння величину q^B:

$$\Theta_B=(1+q_x+q^B)^{-1} \quad (2.96)$$

$$q^B=1/\Theta_B-1-q_x \quad (2.97)$$

$$q^B=1/0,77-1-0,08364=0,214$$

q^B - відносне шкідливе споживання нейтронів бором, тобто відносний нейтронний потік у сповільнювачі рівний сумі внутрішнього та зовнішнього блок-ефектів.

$$q^B=\Sigma_{A,B}\cdot V_1\cdot(q_{0,x}+q_{б,x})/(\Sigma_{a,0}\cdot V_0) \quad (2.98)$$

де $\Sigma_{A,B}$ - макроперетин поглинання в борі;

$\Sigma_{A,0}$ - макроперетин поглинання в паливі;

V_0 - площа палива;

V_1 - площа уповільнювача;

$$\Sigma_{A,B}=q^B\cdot\Sigma_{a,0}\cdot V_0/(V_1\cdot(q_{0,x}+q_{б,x})) \quad (2.99)$$

$$\Sigma_{A,B} = 0{,}214\cdot0{,}409\cdot0{,}43825/(0{,}7574\cdot(1{,}051+3{,}859\cdot10^{-3})) = 4{,}81\cdot10^{-2}\ см^{-1}$$

Загальна кількість ядер бору в одному $см^3$ визначається таким чином:

$$N_B=\Sigma_{A,B}/\sigma_B \quad (2.100)$$

$$N_B=0{,}0481/1043{,}26\cdot10^{-24}=4{,}61\cdot10^{19}\ см^{-3}$$

Концентрація бору г/л визначаємо з рівняння Авогадро:

$$\rho_B=A_B\cdot N_B/N_A=10{,}81\cdot4{,}61\cdot10^{19}/6{,}023\cdot10^{23}=8{,}274\cdot10^{-4}\ г/см^3=4{,}731\ г/л$$

В результаті виходить, що цей показник значно менший за гранично допустиме значення, яке становить 8,5 г/л борної кислоти.

Висновок до розділу 2

В результаті нейтронно-фізичного розрахунку маємо концентрацію атомів та макроперетини енергоблоку, а також було визначено об’єм палива у ТВЕЛі з коефіцієнтом розділення, число швидких нейронів та коефіцієнт поглинаючих стрижнів з розрахунком борного регулювання, концентрація якого склала 4,731 г/л.

3 РОЗРАХУНОК ТЕПЛОВОЇ СХЕМИ 2-ГО КОНТУРУ АЕС З ТУРБІНОЮ К-1000-60/1500 ТА З РЕАКТОРОМ ВВЕР-1000

3.1 Вихідні дані установки

Обчислення проводиться для турбоустановки К-1000-60/1500 четвертого енергоблоку Запорізької АЕС (рис. 3.1).

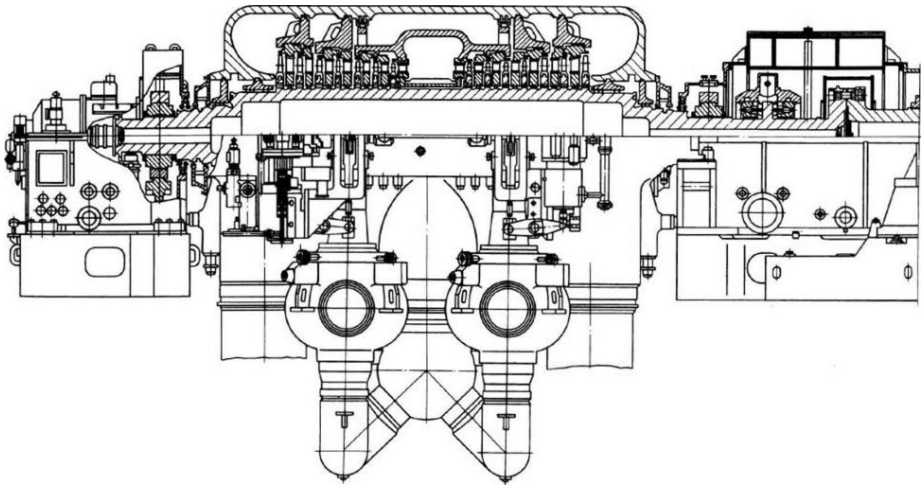


Рисунок 3.1 - Турбіна К-1000-60/1500

Таблиця 3.1 Вихідні дані

Показник	Значення
Витрата пари на турбіну, G_0, кг/с	1786,1
Температура промперегріву, $t_{пп}$, ºС	250
Міра сухості пари, х	0,995
Тиск перед сепаратором, $P_{ЦНД}$, МПа	1,2
Тиск пари в конденсаторі, Рк, кПа	3,5
Тиск у деаераторі, $P_Д$, МПа	0,688
Температура живильної води, $t_{пв}$, ºС	225
Тиск пари перед турбіною, P_0, МПа	5,88

3.1.1 Параметри пари в СПП

Параметри пари, що будуть на виході із сепаратора:

- осушення пари X=0,995,
- тиск на виході з ПВТ буде дорівнювати 1,2 МПа,
- ентальпія сепарату на виході сепаратора:

$$h'_{СЕП} = f(P_{СЕП}, X=0) = 787{,}5 \text{ кДж/кг},$$

- ентальпія пари на виході сепаратора:

$$h''_{СЕП} = f(P_{СЕП}, X=0{,}995) = 2778{,}5 \text{ кДж/кг},$$

- температура води і пари на виході сепаратора:

$$T_{СЕП} = f(P_{СЕП}, 0<X<1) = 188°C.$$

3.1.2 Параметри двоступеневого промперегрівача

Параметри робочого тіла ПП-1:

Температура на виході з ПП-1 $T_{ПП1}$ = 209 °С, тиск на виході ПП-1 P_1=1,1075 МПа, ентальпія на виході $h_{ПП1}$=2845,9 кДж/кг.

По тракту гріючої пари ПП-1:

Тиск відбіру на виході з ПВТ P_1=2,95 МПа, сухість пари x=0,928, ентальпія h_1=2673,4 кДж/кг, тиск на виході з ПП-1 P_1=2,835 МПа, ентальпія конденсату гріючої пари на виході $h'_1 = f(P_1, X=0)$=994кДж/кг.

Параметри робочого тіла ПП-2:

Температура на виході з ПП-2 $T_{ПП2}$ = 250 °С, тиск на виході з ПП-2 $P_{ПП2}$= 1,08 МПа, ентальпія на виході $h_{ПП2}$ = 2940 кДж/кг.

По тракту гріючої пари ПП-2:

Тиск гострої пари, P_0=5,886 МПа, сухість пари, x=0,995, температура гострої пари,T_0= 274,3 °С, ентальпія гострої пари, h_0=2778 кДж/кг, ентальпія конденсату гріючої пари на виході,$h'_0=f(P_0,X=0)$=1207кДж/кг.

3.2 Розширення пари в турбоприводі живильного насоса

Тиск перед першим ступенем турбоприводу з урахуванням втрати тиску в СПП і клапанах:

$$P_0^{ТП}=0,93 \text{ МПа}.$$

Ентальпія на вході в турбопривод живильного насоса:

$$h_0^{ТП}=h_{ПП}=2940 \text{ кДж/кг}$$

Ентропія ідеального процесу розширення в турбоприводі:

$$S_0^{ТП}=f\,(P_0^{ТП}, h_{ПП}) = 6,913 \text{ кДж/(кг×К)}$$

Ентальпія на виході з турбоприводу при реальному розширенні пари:

$$h_{Вих}^{ТП} = h_0^{ТП}-\eta_{ТП}\times (h_0^{ТП}-h^t_{ТП}) \qquad (3.1)$$

де $h^t_{ТП}=f(P_К=0,004МПа,S_0^{ТП})$ =2094 кДж/кг - це ентальпія на виході з турбоприводу при ідеальному розширенні пари.

$$h_{Вих}^{ТП} = 2940-0,76\times (2940-2094) = 2297 \text{ кДж/кг}$$

Використаний теплоперепад у турбоприводі:

$$H_{ТП}=h_0^{ТП}-h_{Вих}^{ТП} \quad (3.2)$$

$$H_{ТП}=2940–2297=643 \text{ кДж/кг}$$

3.3 Параметри основного конденсату

Параметри ОК після конденсатору перед КН1:

- температура $T_К=26,8$ °С,
- тиск $P_К=0,0035$ МПа,
- ентальпія $h_К=112$ кДж/кг.

3.3.1 Визначення тиску за КН

Беручи втрату тиску в ОЕ, ЕУ, КО, що дорівнює 0,3 МПа і враховуючи її в розрахунку потужності КН, обчислимо тиск за КН2, враховуючи що тиск основного конденсату в деаераторі має дорівнювати 0,688 МПа і враховуючи гідравлічний опір обладнання по ходу конденсату .

Тиск після КН2:

$$P_{КН2}=P_Д+\Delta P_{ТР}+n\times\Delta P_{ПНД}+\Delta P_{ГЕОД} \quad (3.3)$$

де $P_Д=0,69$ МПа - тиск на вході в деаератор,

$\Delta P_{ТР}=0,2$ МПа - опір трубопроводів,

$\Delta P_{ПНД}=0,1$ МПа - опір одного ПНТ,

$n=4$ - кількість ПНТ.

$$P_{КН2}=0,69+0,2+4\times0,1+0,177=1,467 \text{ МПа}$$

Геодезичний опір підняття конденсату в деаератор:

$$\Delta P_{ГЕОД}=\rho\times g\times H \quad (3.4)$$

де g=9,81 - гравітаційна постійна землі,

$\rho=1/V_Д=1/0,001107=903,3$ кг/м^3 - це щільність води,

H=20 м - висота піднесення деаератора над КН2.

$$\Delta P_{ГЕОД}=\rho\times g\times H=903,3\times 9,81\times 20=0,177236 \text{ МПа}$$

3.3.2 Приріст ентальпії у КН

$$\Delta h_{КН}=(Кр\times (P_{КН2}-P_К+0,3)\times V\times 10^3)/\eta_{КН2} \quad (3.5)$$

де Кр=1,35- відношення напору до максимально необхідного,

V= $f(P_к,X=0)$ = 0,001034 м^3/кг - питомий обсяг основного конденсату перед насосом,

$\eta_{КН}$=0,82 - це адіабатичний ККД насоса.

$$\Delta h_{КН}=(1,35\times (1,467-0,0035+0,3)\times 0,001034\times 10^3)/0,82=3 \text{ кДж/кг}$$

3.3.3 Параметри ОК після КН2 (перед ПНТ-1)

Тиск, ентальпія і температура основного конденсату після КН2:

- $P_{КН}$=1,467 МПа,
- $t_{КН}$=29,7°С,
- $h_{КН}=f(P_{КН},t_{КН})$=127 кДж/кг.

3.3.4 Параметри ОК після ПНТ-1 (перед ПНТ-2)

Після підігрівача температура ОК буде $T_{П1}$=55 °С. Щоб спростити розрахунок без подальшого уточнення приймаємо, що в точці змішування після підігрівача температура ОК підніметься на 1°С (рис. 3.2).

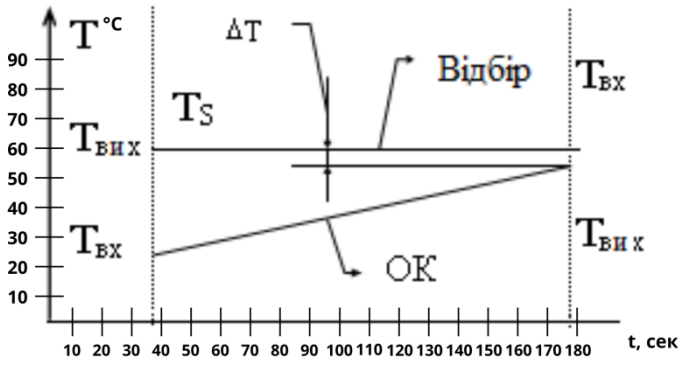


Рисунок 3.2 - Температура гріючої пари в ПНТ-1

T_{S7}=58,5°С - температура дренажу гріючого середовища, тобто 7 - го відбіру,

h_7=2377 кДж/кг – ентальпія 7 - го відбіру,

$h_{д7}=f(P_7,X=0)$=244,8 кДж/кг - ентальпія дренажу гріючого середовища, тобто7 - го відбіру,

$V_{д7}$=0,001016 м^3/кг.

Тиск ОК після ПНТ-1 буде рівним.

$$P_{П1}=P_{КН}-\Delta P_{ПНД}-\Delta P_{ТР}/4 \quad (3.6)$$

де $\Delta P_{ПНД}$=0,1 МПа - опір одного ПНТ,

$\Delta P_{ТР}$=0,2 МПа - опір трубопроводів.

$$P_{П1}=1,467-0,1-0,2/4=1,317 \text{ МПа}$$

Ентальпію ОК після ПНД-1 знайдемо за тиском і температурою:

$h_{П1}=f(P_{П1},T_{П1})$=231,3 кДж/кг; $P_{П1}$=1,317 МПа.

3.3.5 Параметри ОК після ПНТ-2 (перед ПНТ-3)

Температура ОК після підігрівача $T_{П2}$=80 °С. Щоб спростити розрахунок без подальшого уточнення припускаємо, що температура ОК підніметься на 2°С в точці змішування після підігрівача (рис. 3.3).

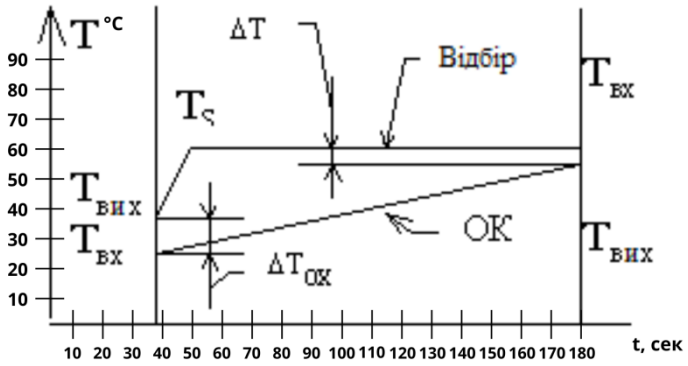


Рисунок 3.3 - Температура гріючої пари в ПНТ-2

У цей підігрівач вбудований охолоджувач дренажу і дренаж на виході з ПНТ матиме параметри:

$$T_{Д6}=T_{П1}+\Delta T_{ОХ.ДР} \quad (3.7)$$

де $\Delta T_{ОХ.ДР}$=(8÷12) °С - температурний напір на холодному кінці охоложджувачу дренажу,

$$T_{Д6}=56+9=65\ °C,$$

$h_{Д6}$=f(P_6=0,0715 МПа,$T_{Д6}$)=272 кДж/кг - ентальпія дренажу гріючого середовища, тобто 6-го відбору,

h_6=2535,6 кДж/кг – ентальпия 6-го відбору.

Тиск ОК після ПНТ-2 буде наступним:

$$P_{П2}=P_{КН}–2\Delta P_{ПНД}–2\times\Delta P_{ТР}/4 \quad (3.8)$$

де $\Delta P_{ПНД}$=0,1 МПа - це опір одного ПНТ,

$\Delta P_{ТР}$=0,2 МПа - це опір трубопроводів.

$$P_{П2}=1,467–2\times0,1-2\times0,2/4=1,167 \text{ МПа}$$

Ентальпію ОК після ПНТ-2 знайдемо за тиском і температурою:

$$h_{П2}=f(P_{П2},T_{П2})=336 \text{ кДж/кг};$$
$$P_{П2}=1,167 \text{ МПа};$$
$$T_{П1}=80 \text{ °C}.$$

Ентальпія після точки змішування (перед ПНД-2):

$$h_{П1}=f(P_{П1},T_{П1}=56)=236 \text{ кДж/кг}.$$

3.3.6 Параметри ОК після ПНТ-3 (перед ПНТ-4):

Знову, після підігрівача температура ОК буде $T_{П3}$=122 °C.

Для спрощення розрахунку без подальшого уточнення визнаємо, що в точці змішування після підігрівача температура ОК підніметься на 1÷2°C (рис. 3.4).

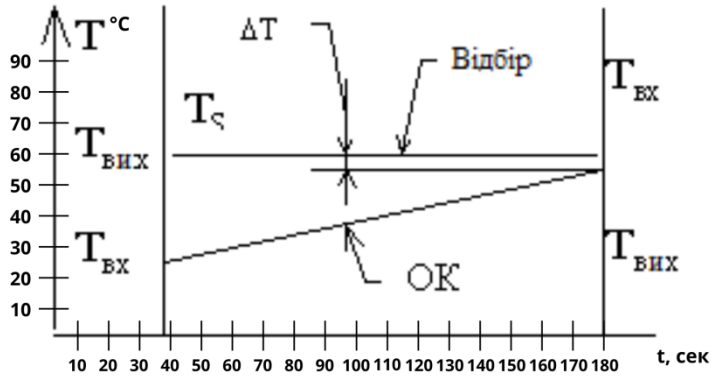


Рисунок 3.4 - Температура гріючої пари в ПНТ-3

T_5 = f(P_5 = 0,267МПа,X = 0) = 129,6 °С – температура дренажу гріючого середовища, тобто 5-го відбору,

$h_{Д5}$=f(P_5,X=0) = 544,4 кДж/кг – ентальпія дренажу гріючого середовища, тобто 5-го відбору,

h_5=2720,7 кДж/кг – ентальпія 5-го відбору,

$V_{ДЗ}$=0,001069 м^3/кг.

Тиск ОК після ПНТ-3 дорівнюватиме:

$$P_{ПНТЗ}=P_{КН}-3\Delta P_{ПНТ}-3\Delta P_{ТР}/4 \quad (3.9)$$

де $\Delta P_{ТР}$=0,2 МПа - опір трубопроводів,

$\Delta P_{ПНД}$=0,1 МПа - опір одного ПНТ.

$$P_{ПНДЗ} = 1,467–3×0,1-3×0,2/4 = 1,017МПа$$

Ентальпію ОК після ПНТ-3 отримаємо за тиском і температурою:

$h_{ПЗ}$=f($P_{ПЗ}$,$T_{ПЗ}$)=512,8 кДж/кг;

$P_{ПЗ}$=1,017 МПа;

$T_{ПЗ}$=122 °С.

3.3.7 Параметри ОК після ПНТ-4

Температура ОК після підігрівача $T_{П4}$=149,1 °С (рис. 3.5).

$$T_{Д4}=T_{П3}+\Delta T_{ОХ} \quad (3.10)$$

де $\Delta T_{ОХ.ДР}$=(8÷12) °С - це температурний напір на кінці охолоджувачу дренажу,

$h_{Д4}=f(P_4=5{,}27МПа,T_{Д4})$=563,5 кДж/кг - ентальпія дренажу гріючого середовища, тобто 4-го відбору,

h_4=2827,5 кДж/кг – ентальпія 4-го відбору.

$$T_{Д4}=123{,}9+10=134\ °С;$$

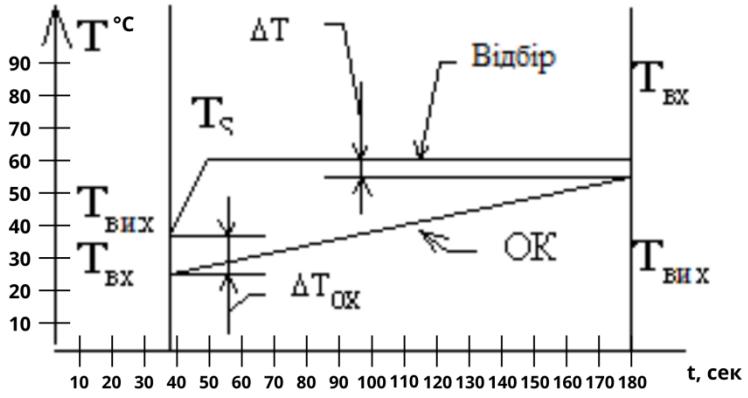


Рисунок 3.5 - Температура гріючої пари в ПНТ-4

Тиск ОК після ПНТ-2 буде дорівнювати:

$$P_{П2}=P_{КН}–4\Delta P_{ПНД}–4\Delta P_{ТР}/4 \quad (3.11)$$

де $\Delta P_{ТР}$=0,2 МПа - опір трубопроводів,

$\Delta P_{ПНД}$=0,1 МПа - опір одного ПНТ.

$$P_{П2}=1,467–4×,1-0,2=0,867 \text{ МПа}$$

Ентальпію ОК після ПНТ-4 також знайдемо за температурою та тиском:

$h_{П4}=f(P_{П2},T_{П2})=628,5$ кДж/кг;

$P_{П4}=0,867$ МПа;

$T_{П4}=149,1$ °С.

Ентальпія після межі змішування:

$$h_{П3}=f(P_{П3},T_{П3}=123,9)=520,8 \text{ кДж/кг}.$$

3.4 Параметри живильної води

Спершу визначаються параметри живильної води.

3.4.1 Визначення властивостей живильної води перед ПН

Після деаератора тиск буде таким самим як і в деаераторі: $P_Д=0,7$МПа.

Разом з умовами деаерації, вода на виході з деаератора буде на лінії насичення, тобто ентальпія і температура будуть мати однакове значення:

$h_Д=f(P_Д,X=0) = 697,2$ кДж/кг;

$T_Д=f(P_Д,X=0)=165$ °С.

Тиск живильного насосу буде:

$$P_{ПН}=P_0+\Delta P_{ПГ}+\Delta P_{ПАР}+\Delta P_{жив}+2\Delta P_{ПВТ}+\Delta P_{РКП} \quad (3.12)$$

де тиск гострої пари $P_0=5,886$ МПа,

гідравлічний опір парогенератора: $\Delta P_{ПГ}$=1,076 МПа,

паропроводу: $\Delta P_{ПАР}$=(0,03÷0,08) ×P_0=0,42 МПа,

живильного трубопроводу: $\Delta P_{жив}$=0,29 МПа,

ПВТ: $\Delta P_{ПВТ}$=0,2 МПа,

регулювального клапана живлення ПГ: $\Delta P_{РКП}$=0,98 Мпа.

$$P_{ПН}=5,886+1,076+0,42+0,29+2\times0,2+0,98=9,05 \text{ МПа}$$

Нарощення ентальпії в ПН:

$$\Delta h_{пн}=Кр\times (P_{ПН}-P_Д) \times V_Д\times10^3)/\eta_{ПН} \quad (3.13)$$

де Кр = 1,35 - відношення практичного напору до необхідного,

$V_Д$ = f($P_Д$,X=0) = 0,001108 - це питомий об'єм води в деаераторі,

$\eta_{ПН}$ = 0,82 - адіабатичний ККД насоса.

$\Delta h_{пн}$=1,35× ((9,052-0,7) ×0,001108×10^3)/0,82=15,235 кДж/кг

3.4.2 Остаточні параметри живильної води після ПН

Параметри живильної води після ПН будуть такі:

$P_{ПН}$=9,052 МПа,

$h_{пн}$ =f($P_{ПН}$,$T_{ПН}$)=704кДж/кг,

$T_{ПН}$=165,5°С.

3.4.3 Параметри живильної води після ПВТ-6

Визначається температура гріючої пари в ПВТ-6 (рис. 3.6).

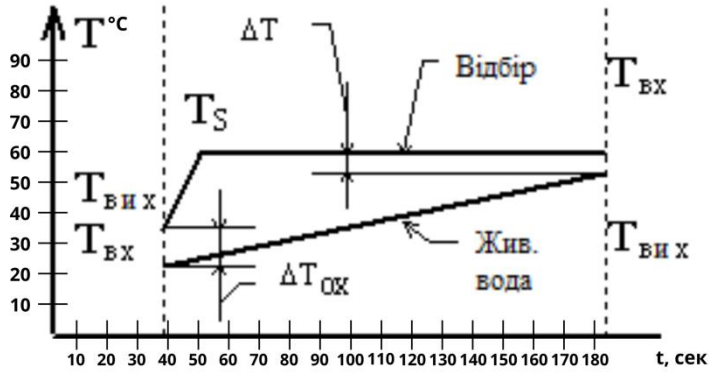


Рисунок 3.6 - Температура гріючої пари в ПВТ-6

Охолоджувач дренажу вбудований у підігрівач високого тиску, тож дренаж на виході з ПВТ матиме такі параметри:

$$T_{Д2}=T_{ПН}+\Delta T_{ОХ.} \quad (3.14)$$

де $\Delta T_{ОХ}=(8\div12)$ °С - температурний напір на холодному кінці,

$h_{Д2}= f (P_2 =1,77, T_{Д2}) = 741,6$ кДж/кг - ентальпія дренажу гріючого середовища, тобто 2-го відбору,

$h_2= 2607,3$ кДж/кг – ентальпія 2-го відбору.

$$T_{Д2}= 165,5+9,5=175 \text{ °C};$$

Тиск живильної води після ПВТ-6:

$$P_{ПВТ6}=P_{ПН}-\Delta P_{ПВТ}-\Delta P_{ЖИВ}/3 \quad (3.15)$$

де $\Delta P_{ПВТ}=0,2$ МПа - опір одного ПВТ,

$\Delta P_{ЖИВ}$=0,29 МПа - гідравлічний опір живильного трубопроводу,

$h_{П6}$=833,25 кДж/кг – виходячи із загального теплоперепаду на обох ПВТ поділеного на навпіл;

$T_{П6}$=195,2 °С;

P_6=8,755 МПа.

$$P_{ПВТ6}=9,052-0,2-0,29/3=8,755 \text{ МПа}$$

3.4.4 Параметри живильної води після ПВТ-7

Температура живильної води після підігрівача: $T_{П7}$=224 °С (рис. 3.7).

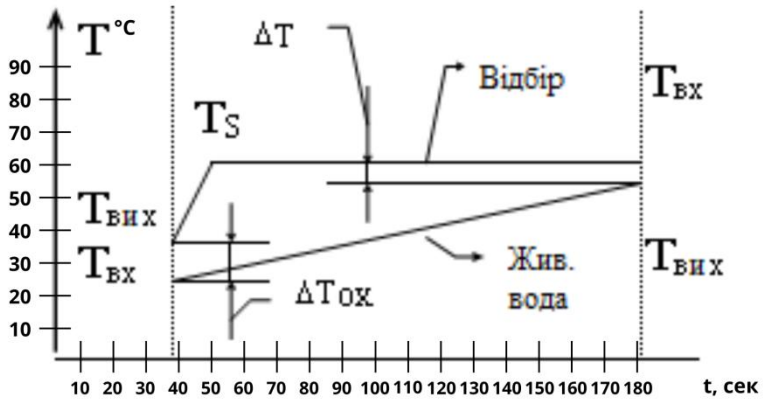


Рисунок 3.7 - Температура гріючої пари в ПВТ-7

Дренаж на виході з ПВТ матиме такі параметри:

$$T_{Д1}=T_{П6}+\Delta T_{ОХ.ДР} \quad (3.16)$$

де $\Delta T_{ОХ.ДР}$ = (8÷12)°С - температурний напір на холодному кінці охолоджувача дренажу,

$h_{Д1}=f(P_1=2,82,T_{Д1})$=852,7 кДж/кг - ентальпія дренажу гріючого середовища, тобто 1 відбору,

h_1=2673,4 кДж/кг – ентальпія 1-го відбору.

$$T_{Д1}=195+10=205°C$$

Тиск живильної води після ПВТ-7 дорівнюватиме:

$$P_{ПВТ7}=P_{ПН}-2\Delta P_{ПВТ}-2\Delta P_{ЖИВ}/3 \quad (3.17)$$

де $\Delta P_{ПВТ}$=0,2 МПа - опір однго ПВТ,

$\Delta P_{ЖИВ}$=0,29 МПа - гідравлічний опір живильного трубопроводу.

$P_{ПВТ7}$=9,052-2×0,2-20,29/3=8,452 МПа

Ентальпію живильної води після ПВТ7 знайдемо за температурою та тиском:

$h_{П7}=f(P_{ПВД7},T_{ПВД7})$ = 963,7 кДж/кг;

$T_{П7}$=224°С;

$P_{П7}$=8,452 МПа.

3.4.5 Мережева установка

Усі параметри і витрати мережевої установки було взято за паспортними даними до номінального експлуатаційного режиму (рис. 3.8):

- температури: прямої води $T_{ПР}$=150°С; зворотної води $T_{ОБР}$=70°С,
- витрата мережевої води $G_{СТ}$=2475 т/год,
- теплове навантаження $Q_Т$=200 Гкал/год=232,6 МВт.

$Д_{Б-3}$=121,56 т/год с 4 відбіру

$Д_{Б-2}$ = 184,9 т/год с 5 відбіру

$Д_{Б-1}$ = 52,12 т/год с 6 відбіру

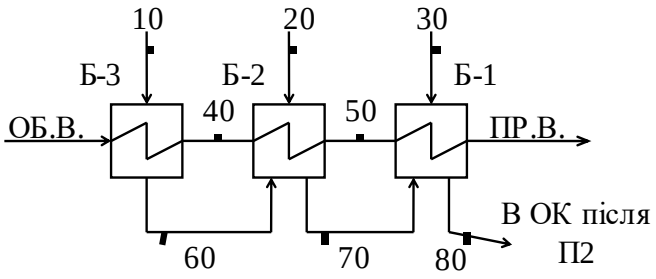


Рисунок 3.8 - Схема мережевої установки

3.5 Визначення відносних витрат робочого тіла за елементами схеми турбоустановки

Щоб їх визначити, необхідно скласти систему рівнянь кількістю, що дорівнює числу теплообладнання: 1 деаератор, 2 ПВТ,і СПП.

За паспортними даними витрата пари на турбоустановку G=6430 т/ч, тоді витрата живильної води буде:

$G_{ПВ}$= 6530 т/год,

$\alpha_{ПВ}=G_{ПВ}/G_0=6530/6430=1,0155$.

Y - витрата через ЦВТ.

3.5.1 Сепаратор

Параметри (Рис. 3.9):

$h_{ЦВТ}$ =2541,5 кДж/кг

$h'_{СЕП}$ = 787,5 кДж/кг

$h''_{СЕП}$ =2778,5 кДж/кг

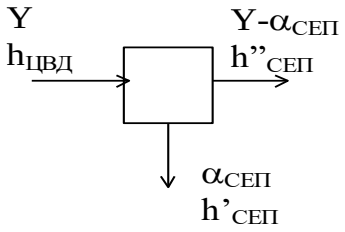


Рисунок 3.9 - Основні параметри сепаратора

Складемо баланс:

$$Y \times h_{ЦВТ} = \alpha_{СЕП} \times h'_{СЕП} + (Y - \alpha_{СЕП}) \times h''_{СЕП} \quad (3.18)$$

Витрата відсепарованої води буде:

$$\alpha_{СЕП} = Y \times (h_{ЦВТ} - h''_{СЕП}) / (h'_{СЕП} - h''_{СЕП}) \quad (3.19)$$

$$\alpha_{СЕП} = Y \times (2541,5 - 2778,5) / (787,5 - 2778,5) = 0,119 \times Y$$

3.5.2 Промперегрівач-1

Параметри (Рис. 3.10)

$h_{ПП1}$=2845,9 кДж/кг

h_1 =2673,4 кДж/кг

h'_1 =994 кДж/кг

$h''_{СЕП}$ =2778,5 кДж/кг

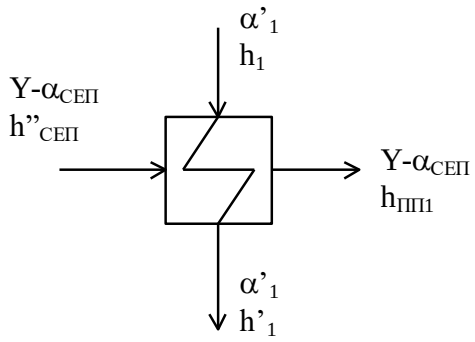


Рисунок 3.10 - Основні параметри промперегрівача-1

Визначимо баланс за формулою:

$$(Y-\alpha_{СЕП})\times(h_{ППП1}-h''_{СЕП})=\alpha_1\times(h_1-h'_1) \quad (3.20)$$

Витрата гріючої пари (1-го відбору) становитиме:

$$\alpha_0=(Y-\alpha_{СЕП})\times(h_{ПП}-h''_{СЕП})/(h_0-h'_0) \quad (3.21)$$

$$\alpha_0=(Y-0{,}119\times Y)\times(2845{,}9-2778{,}5)/(2673{,}4-994)=0{,}03536\times Y$$

3.5.3 Промперегрівач-2

Визначимо баланс:

$$(Y-\alpha_{СЕП})\times(h_{ПП2}-h_{ППП1})=\alpha_0\times(h_0-h'_0) \quad (3.22)$$

Витрата гріючої пари становитиме:

$$\alpha_0=(Y-\alpha_{СЕП})\times(h_{ПП2}-h_{ППП1})/(h_0-h'_0) \quad (3.23)$$

$$\alpha_0=(Y-0{,}1454606Y)\times(2940-2845{,}9)/(2777-1207)=0{,}0528\times Y$$

Параметри (Рис. 3.11):

h_0 =2777 кДж/кг

h'_0 =1207 кДж/кг

$h_{ПП1}$ =2845,9 кДж/кг

$h_{ПП2}$ =2940 кДж/кг

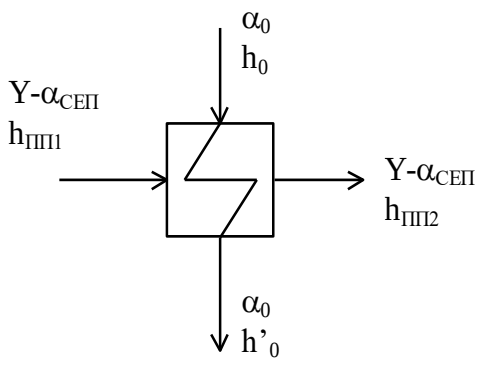


Рисунок 3.11 - Основні параметри промперегрівача-2

3.5.4 ПВТ-7

Спершу визначаємо баланс:

$$\alpha_{ПВ}\times(h_{П7}-h_{П6})=\alpha_1\times(h_1-h_{Д1})+\alpha_0\times(h'_0-h_{Д1}) \quad (3.24)$$

Витрата 1-го відбору для регенеративного підігріву буде дорівнювати:

$$\alpha_1=(\alpha_{ПВ}\times(h_{П7}-h_{П6})-\alpha_0\times(h'_0-h_{Д1}))/(h_1-h_{Д1}) \quad (3.25)$$

α_1=(1,0155× (963,1-833,25)-0,0528Y× (1207-875,4))/(2673,4-875,4)

α_1=0,0733-0,00974×Y

Параметри (Рис. 3.12):

h_1 = 2673,4 кДж/кг

$h_{Д1}$ = 875,4 кДж/кг

$h_{П7}$ = 963,1 кДж/кг

$h_{П6}$ = 833,25 кДж/кг

h'_0 =1207 кДж/кг

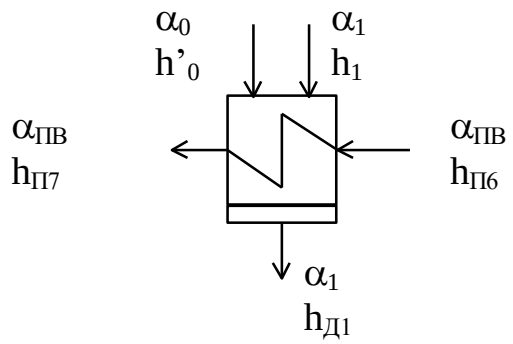


Рисунок 3.12 - Основні параметри ПВТ-7

3.5.5 ПВТ-6

Параметри (Рис.3.13):

h_2 = 2607,3 кДж/кг

$h_{Д2}$ = 741,6 кДж/кг

$h_{Д1}$ = 875,4 кДж/кг

$h_{ПН}$ =703,4 кДж/кг

$h_{П6}$ = 833,2 кДж/кг

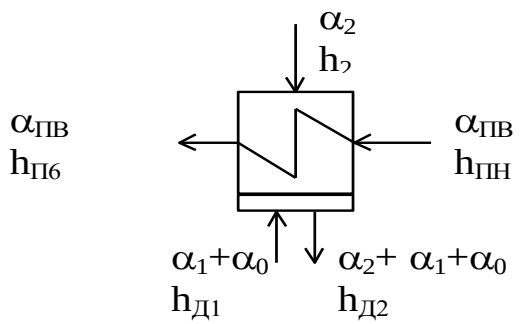


Рисунок 3.13 - Основні параметри ПВТ-6

Визначимо баланс:

$$\alpha_{ПВ}\times(h_{П6}-h_{ПН})=(\alpha_1+\alpha_0)\times(h_{Д1}-h_{Д2})+\alpha_2\times(h_2-h_{Д2}) \quad (3.26)$$

Витрата 2-го відбору для регенеративного підігріву дорівнює:

$$Д_2=\frac{\alpha_{ПВ}\cdot(h_{П6}-h_{ПН})-(\alpha_1+\alpha_0)\cdot(h_{Д1}-h_{Д2})}{h_2-h_{Д2}} \quad (3.27)$$

$$Д_2=\frac{1{,}0155\cdot(833{,}25-703{,}4)-(0{,}0733-0{,}00974\cdot Y+0{,}0528\cdot Y)\cdot(875{,}4-741{,}6)}{2607{,}34-741{,}6}$$

$Д_2=0{,}0654-0{,}00309\times Y$

3.5.6 Деаератор

Витрата основного конденсату становить:

$$\alpha_{ОК}=\alpha_{ПВ}-\alpha_0-\alpha_1-\alpha'_1-\alpha_2-\alpha_3 \quad (3.28)$$

Баланс:

$$\alpha_{ПВ}\times h'_{Д}=(\alpha_1+\alpha_2+\alpha_0)\times h_{Д2}+\alpha_3\times h_3+\alpha_{ОК}\times h_{П4}+\alpha'_1\times h'_1 \quad (3.29)$$

Параметри деаератора (Рис.3.14):

h_3 =2541,5 кДж/кг

$h_{Д2}$= 741,6 кДж/кг

$h'_Д$ = 693,8 кДж/кг

h'_1= 994 кДж/кг

$h_{П4}$= 628,5 кДж/кг

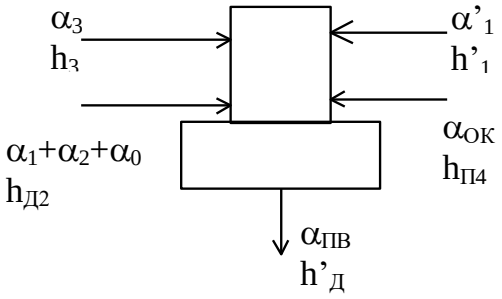


Рисунок 3.14 - Основні параметри деаератора

Знайдемо витрату з 3 відбору:

$$\alpha_3=\frac{\alpha_{ПВ}\cdot(h'_Д-h_{П4})-(\alpha_1+\alpha_2+\alpha_0)\cdot(h_{Д2}-h_{П4})-\alpha'_1\cdot(h'_1-h_{П4})}{h_3-h_{П4}} \quad (3.30)$$

α_3=(1,0155×(693,8-628,5)-(0,0528×Y+0,0733-0,00984×Y+0,0654-0,00309×Y)×
× (741,6-628,5)-0,03536×Y×(994-628,5))/(2541,5-628,5)

α_3=0,0264-0,0091×Y

Далі треба скласти рівняння матеріального балансу. Підставивши всі значення знайдемо Y, а потім і всі значення відборів.

$$Y=1-\alpha_0-\alpha_1-\alpha'_1-\alpha_2-\alpha_3 \quad (3.31)$$

$Y=1-\alpha_0-\alpha_1-\alpha'_1-\alpha_2-\alpha_3=1-0,0528\times Y-(0,0733-0,00974\times Y)-0,03536\times Y-(0,0654-0,00309\times Y)-(0,0264-0,0091\times Y)=0,8349-0,06623\times Y$

$Y=0,8349/1,06623=0,78304$

При G_0=6430т/год отримаємо значення відборів і зведемо їх у таблицю.

Таблиця 3.2 Таблиця витрат

Позначка	Формула	Відносна витрата	Витрата т/год
$\alpha_{СЕП}$	0,119Y	0,0932	599,1
α_0	0,0528Y	0,0413	265,9
α'_1	0,03536Y	0,0277	178
α_1	0,0733-0,00974Y	0,06567	422,3
α_2	0,0654-0,00309Y	0,0629	405
α_3	0,0267-0,0091Y	0,0195	125,9
$\alpha_{ОК}$		0,7983	5133,1
Y		0,783	5034,9

3.5.7 ПНТ-4

Витрата основного конденсату дорівнює:

$$\alpha_{ОК}=\alpha_{ПВ}-\alpha_0-\alpha_1-\alpha'_1-\alpha_2-\alpha_3 \quad (3.32)$$

$$\alpha_{ОК}=0,7983$$

Знайдемо баланс:

$$\alpha_{ОК} \times (h_{П4}-h_{П3})=\alpha_4 \times (h_4-h_{Д4})+\alpha_{СЕП} \times (h'_{СЕП}-h_{Д4}) \quad (3.33)$$

Витрата 4-го відбору для регенеративного підігріву:

$$\alpha_4=(0,7983 \times (628,5-520,8)-0,09318 \times (787,5-563,5))/(2827,5-563,5)=0,028756$$

Параметри ПНТ-4 (Рис.3.15):

$h_4 = 2827,5$ кДж/кг

$h_{Д4} = 563,5$ кДж/кг

$h_{П3} = 520,8$ кДж/кг

$h_{П4} = 628,5$ кДж/кг

$h'_{СЕП} = 787,5$ кДж/кг

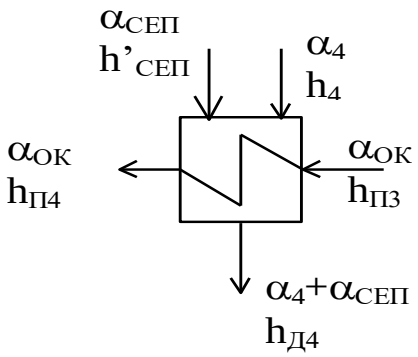


Рисунок 3.15 - Основні параметри ПНТ-4

3.5.8 ПНТ-3

Параметри ПНТ-3 (Рис.3.16):

$h_5 = 2720,7$ кДж/кг

$h_{Д5} = 544,4$ кДж/кг

$h_{П3} = 512,8$ кДж/кг

$h_{П2} = 339$ кДж/кг

$h_{Д4}$ = 563,5 кДж/кг

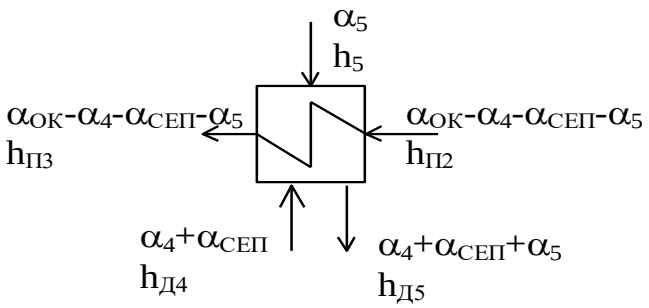


Рисунок 3.16 - Основні параметри ПНТ-3

Витрата основного конденсату через ПНТ:

$$\alpha_{ОК}-\alpha_4-\alpha_{СЕП} \tag{3.34}$$

$$\alpha_{ОК}-\alpha_4-\alpha_{СЕП}=0,7983–0,028756–0,09318=0,67636$$

Знайдемо баланс:

$$(\alpha_{ОК}-\alpha_4-\alpha_{СЕП}-\alpha_5) \times (h_{П3}-h_{П2})=\alpha_5\times (h_5–h_{Д5})+(\alpha_4-\alpha_{СЕП}) \times (h_{Д4}-h_{Д5}) \tag{3.35}$$

$$\alpha_{ОК}(h_{П3}-h_{П2})-(\alpha_4+\alpha_{СЕП}) \times (h_{П3}-h_{П2}+h_{Д4}-h_{Д5})=\alpha_5\times (h_5–h_{Д5}+h_{П3}-h_{П2}) \tag{3.36}$$

Витрата 5 відбору для регенеративного підігріву дорівнює:

$$\alpha_5 = \frac{0,7983 \cdot (512,8 - 339) - (0,028756 + 0,09318) \cdot (563,5 - 544,4 + 512,8 - 339)}{2720,7 - 544,4 + 512,8 - 339} = 0,049029.$$

Витрати на бойлера приведемо до відносних:

$Д_{Б-3}$=121,56 т/год з 4-го відбіру $\alpha_{Б-3}$=0,018905

$Д_{Б-2}$=184,9 т/год з 5-го відбіру $\alpha_{Б-2}$=0,028756

$Д_{Б-1}$=52,12 т/год 6-го відбіру $\alpha_{Б-1}$ =0,008106

3.5.9 ПНТ-2

Витрата основного конденсату буде:

$$\alpha^2_{ОК}=\alpha_{ОК}-\alpha_{СЕП}-\alpha_4-\alpha_5-\alpha_{Б-3}-\alpha_{Б-2}-\alpha_{Б-1} \quad (3.37)$$

$$\alpha^2_{ОК}=0,571568$$

Знайдемо баланс:

$$\alpha^2_{ОК}\times (h_{П2}-h_{П1})=\alpha_6\times (h_6-h_{Д6}) \quad (3.38)$$

Витрата 6-го відбору для регенеративного підігріву буде:

$$\alpha_6=0,571568\times (336-236)/(2535,6-272)=0,02525$$

Параметри ПНТ-2 (Рис.3.17):

h_6 = 2535,6 кДж/кг

$h_{Д6}$ = 272 кДж/кг

$h_{П2}$ = 336 кДж/кг

$h_{П1}$ = 236 кДж/кг

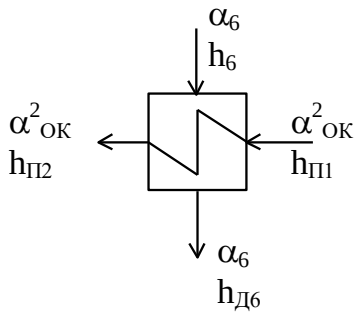


Рисунок 3.17 - Основні параметри ПНТ-2

3.5.10 ПНТ-1

Параметри ПНТ-1 (Рис.3.18):

$h_7 = 2377$ кДж/кг

$h_{Д7} = 244{,}8$ кДж/кг

$h_{П1} = 231{,}3$ кДж/кг

$h_{КН} = 127$ кДж/кг

$h_{Д6} = 272$ кДж/кг

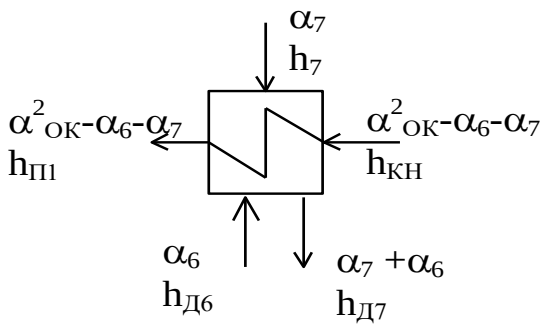


Рисунок 3.18 - Основні параметри ПНТ-1

Знайдемо баланс:

$$\alpha^2_{ОК} \times (h_{П2} - h_{П1}) = \alpha_6 \times (h_6 - h_{Д6}) \quad (3.39)$$

$$\alpha^2_{ОК}(h_{П1} - h_{КН}) - \alpha_6 \times (h_{П1} - h_{КН} + h_{Д6} - h_{Д7}) = \alpha_7 \times (h_7 - h_{Д7} + h_{П1} - h_{КН}) \quad (3.40)$$

Витрата 5 відбору для регенеративного підігріву дорівнює:

$$\alpha_7 = \frac{0{,}571568 \cdot (231{,}3 - 127) - 0{,}02525 \cdot (231{,}3 - 127 + 272 - 244{,}8)}{2377 - 244{,}8 + 231{,}3 - 127} = 0{,}02517$$

3.5.11 Витрата пари на турбопривід живильного насоса

Витрати на агрегат приймаємо: $Д_{ТЖП}$=128,3 т/год=35,64 кг/с.

Внутрішня потужність турбіни буде: Wi=955,715373 МВт.

Розрахункова потужність на клемах генератора:

$$N_Э=W_i\times\eta_Г\times\eta_М \quad (3.41)$$

де $\eta_Г$ =0,988 -ККД генератора,

$\eta_М$ =0,99 - механічний ККД ТГ.

$$N_Э=W_i\times\eta_Г\times\eta_М=955,715373\times0,988\times0,99=934,804321 \text{ МВт}$$

Для зручності занесемо всі значення до таблиці потужності турбіни (табл. 3.3) та таблиці витрат (табл. 3.4).

Таблиця 3.3 Визначення внутрішньої потужності турбіни

	Витрата пари через відсік $Д_{ОТС}$, кг/с	Теплоперепад відсіку $H_{ОТС}$, кДж/кг	Потужність відсіку $N_{ОТС}$, кВт
1	1712,2	103,6	177388,06
2	1545,5	66,1	102157,5
3	1433	65,8	94291,4
$\Sigma_{ПВД}$			373837,01
4	1195,9	112,5	134545,5
5	1023,04	106,8	109260,6
6	750,5	185,1	138930,5
7	653,3	158,6	103621,3
8	608,4	157	95520,3
$\Sigma_{ПНД}$			581878,3
Загальна потужність W_i = 955715,3 кВт			

Таблиця 3.4 Загальна таблиця витрат

№ відбіру	Позначка	Витрата				Енталь пія h, кДж/кг
		Рівняння	Видносна величина	т/год	кг/с	
	Вхід			6430	1786,1	2777
	$\alpha_{СЕП}$	0,119Y	0,09318	599,16	166,43	
0	α_0	0,0528Y	0,04134	265,9	73,86	
1	α'_1	0,0,3536Y	0,02769	178	49,44	2673,4
1	α_1	0,0733-0,00974Y	0,06567	422,3	117,3	2673,4
2	α_2	0,0654-0,00309Y	0,06298	405	112,5	2607,3
3	α_3	0,0267-0,0091Y	0,01957	125,9	34,97	2541,5
4	α_4		0,028756	184,9	51,36	2827,5
5	α_5		0,049029	315,25	87,57	2720,7
6	α_6		0,02525	162,35	45,1	2535,6
7	α_7		0,02517	161,8	44,94	2377
	ТПН			128,3	35,64	2940
	Конденсатор					2220

Для зручності розуміння, теплову схему реактору зображено на рисунку 3.19:

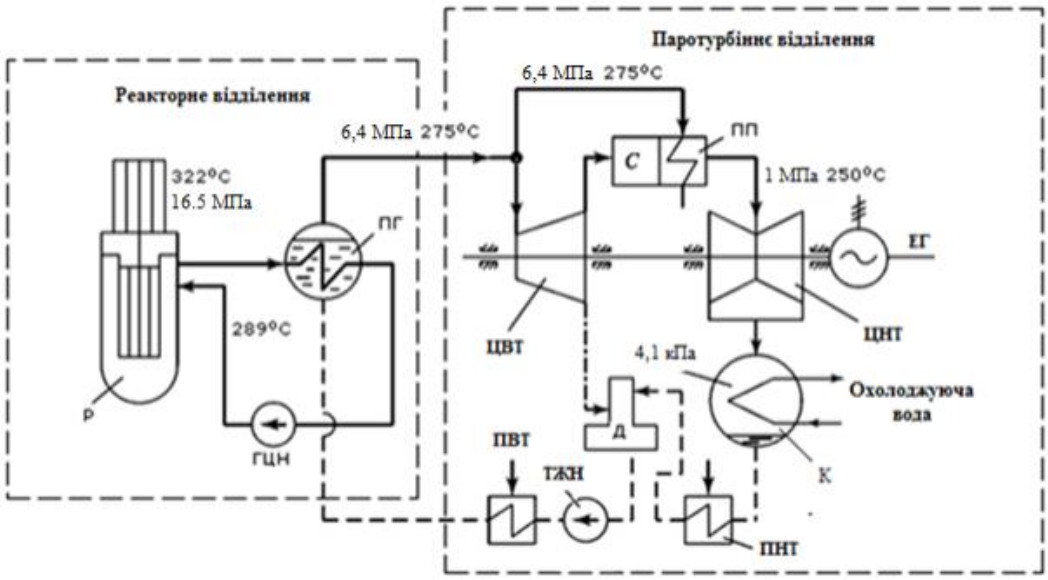


Рисунок 3.19 - Теплова схема реактору АЕС

Висновок до розділу 3

В результаті розрахунку теплової схеми реактору було знайдено температуру гріючої води, пари, основного конденсату, параметри та ентальпію живильної води зі складовими елементами системи. Також були визначені витрати пари на турбопривід.

4 СИСТЕМА СУХОГО СХОВИЩА ВІДПРАЦЬОВАНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА

4.1 Створення ССВЯП

Початково проблема зберігання відпрацьованого палива була вирішена за допомогою водяних сховищ, але це вимагало великих фінансових витрат і технічних зусиль. Перші дослідження сухих сховищ відпрацьованого палива були проведені в 1970-80-х роках, коли стали зрозумілі переваги цього підходу.

Такі країни як США, Японія, та країни Європейського Союзу вже давно активно застосовують технології сухих сховищ, використовуючи контейнери для зберігання [22]. Такі контейнери мають різні конструкції та матеріали, що відповідають вимогам безпеки і збереження.

Історія розвитку сухих сховищ відпрацьованого палива пов'язана з удосконаленням технологій переробки відпрацьованого ядерного палива для подальшого зберігання та повторного використання. У 1993 році, проаналізувавши динаміку заповнення басейнів витримки, Запорізька АЕС розпочала пошук інших способів зберігання відпрацьованого ядерного палива.

4.2 Сутність проекту

Проект базується на використанні технології сухого вентильованого контейнера зберігання (ВКЗ), який призначений для відпрацьованих тепловиділяючих збірок (ВТВЗ) у вертикальному положенні [23]. Цей метод є практичним, адже після зберігання ВТВЗ у басейні витримки протягом щонайменше 5 років їхнє залишкове енерговиділення та радіоактивність суттєво знижуються. Таке паливо можна безпечно зберігати на території АЕС у ВКЗ-ВВЕР, які ефективно відводять тепло від ВТВЗ і забезпечують належний рівень біологічного захисту для персоналу, населення та довкілля.

Зважаючи на економічну доцільність проекту, можливість виробництва комплектуючих українськими підприємствами, мінімізацію реконструктивних робіт на енергоблоках та використання існуючого транспортно-технологічного обладнання, було обрано проект американської компанії Duke Engineering.

4.3 Розташування на станції

Система сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива (ССВЯП) на Запорізькій АЕС умовно поділяється на три основні зони:

Зона завантаження — забезпечує безпечне завантаження ВТВЗ у кошик, виконання операцій з герметизації, дренування, вакуумної сушки, заповнення багатошарових герметичних контейнерів (БГК) гелієм та їх встановлення у вентильований бетонний контейнер (ВКЗ) [24]. Ця зона розташована в межах реакторних відділень енергоблоків, де для роботи використовується вже наявне транспортно-технологічне обладнання.

Зона транспортування — включає мережу шляхів, якими спеціальний транспортер-контейнеровоз переміщує ВКЗ-ВВЕР до зони зберігання.

Зона зберігання — призначена для тривалого та безпечного зберігання ВКЗ-ВВЕР (не менше 50 років). Вона складається з майданчика, укріпленого залізобетонною плитою, що служить для розміщення контейнерів, і має окремий контур фізичного захисту.

Загалом, комплекс ССВЯП розрахований на зберігання 380 вентильованих контейнерів, здатних вмістити понад 9000 тепловиділяючих збірок.

4.4 Компоненти системи

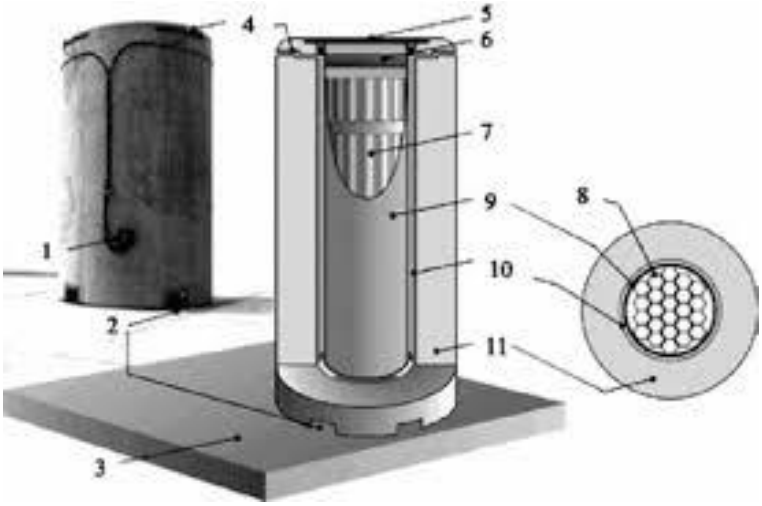
Основні компоненти системи сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива включають:

- багатомісний герметичний кошик (БГК) – призначений для розміщення та герметизації відпрацьованих тепловиділяючих збірок (ВТВЗ);

- перевантажувальний контейнер (ПК) – використовується для транспортування та виконання операцій з переміщення БГК;

- вентильований контейнер зберігання (ВКЗ-ВВЕР) – комбінована структура, що складається з БГК із завантаженими ВТВЗ, розміщеного всередині ВБК, забезпечуючи надійне довготривале зберігання [25];

- вентильований бетонний контейнер (ВБК) – забезпечує механічний захист, зняття тепла та вентиляційний бар ’єр (рис. 4.1).



1 - давач температурного контролю; 2 - вхід повітря та направляючі для транспортування; 3 - бетонна площадка зберігання; 4 - вихід повітря; 5 - кришка бетонного контейнера; 6 - силова і захисна кришки кошика; 7 - блок з 24-х направляючих трубок для ВТВЗ; 8 - направляюча трубка; 9 - корпус багатомісної корзини зберігання; 10 - обичайка; 11 - ВБК.

Рисунок 4.1 - Елементи бетонного контейнеру системи зберігання ВЯП

4.5 Спосіб зберігання відходів

Технологія вентильованого контейнерного зберігання передбачає розташування контейнерів з відпрацьованим ядерним паливом у вертикальному положенні на спеціальній бетонній фундаментній плиті (рис 4.2). Система є пасивною, що означає мінімальну потребу в технічному обслуговуванні після встановлення контейнерів на майданчику зберігання.



Рисунок 4.2 - Зона зберігання бетонних контейнерів

Ця технологія характеризується екологічною безпекою, високою ефективністю та економічною доцільністю. Тобто вона забезпечує надійне довготривале зберігання ВЯП, використовуючи багатоешелоновану систему захисту для гарантування безпеки.

4.6 Екологічні аспекти та захист

Початкові захисні функції системи сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива забезпечують рівень безпеки зберігання відпрацьованих тепловиділяючих збірок у вентильованих бетонних контейнерах, який не поступається, а за деякими параметрами навіть перевершує безпеку їх зберігання у басейнах витримки енергоблоків.

Для зменшення радіаційного впливу на персонал і навколишнє середовище навколо майданчика зберігання ССВЯП була збудована захисна стінка завтовшки 300 мм і заввишки 6 м [26]. Її параметри та терміни будівництва визначалися на основі прогнозних та оцінкових даних.

Під час введення об'єкта в експлуатацію передбачається здійснення постійного моніторингу радіаційних характеристик у зоні майданчика з контейнерами. Адже це дозволяє уточнення проектних розрахунків та внесення необхідних корективів для доопрацювання робочого проекту захисної стінки. В результаті радіаційний стан навколо системи стабільний.

4.7 Висновки щодо доцільності системи

До введення в експлуатацію ССВЯП Україна була змушена відправляти відпрацьоване ядерне паливо на переробку до Росії, що створювало залежність від іншої країни в критично важливій сфері. Запровадження ССВЯП дозволяє Україні зберігати відпрацьоване паливо на своїй території, усуваючи необхідність транспортування до Росії. Це також знижує ризики, пов'язані з політичними та економічними кризами. Крім того, зберігання палива в Україні дає змогу уникнути додаткових фінансових витрат на екологічні процедури та транспортування через довгі відстані.

5 РОЗРАХУНОК ОСНОВНИХ ТЕХНІКО - ЕКОНОМІЧНИХ ПОКАЗНИКІВ СИСТЕМИ

5.1 Початкові дані для розрахунку

Таблиця 5.1 Вихідні дані

Показник	Значення
Встановлена електрична потужність енергетичного блоку, P_y, МВт	1000
Кількість енергоблоків, $n_{бл}$	1
К.к.д. енергоблока брутто, $\eta_{бр}$	0,32
Витрата електричної енергії на технологічні потреби, $K_{с.н.}$, %	6,7
Ціна палива, $Ц_т$, грн/кг	5500
Тариф на електричну енергію, T_E, коп/кВт·год	20
Питомі капіталовкладення, $\bar{к}$, грн/кВт	2500
Глибина вигоряння палива, b, МВт·доб/т	40000
Час використання встановленої електричної потужності енергоблока за рік, h_y, год	7000
Коефіцієнт для експлуатаційного персоналу, $n^э_{шт}$, люд/МВт	0,48

5.2 Витрати капітальних вкладень і оцінка вартості основних фондів

Капітальні витрати визначаються за формулою:

$$К = \bar{к} \cdot Р_у \qquad (5.1)$$

$$К = 2{,}5 \cdot 10^9 \text{ грн.}$$

Головні виробничі фонди АЕС можна визначити за формулою:

$$Ф_0 = 0{,}9 \cdot К \quad (5.2)$$

$$Ф_0 = 0{,}9 \cdot 2{,}5 \cdot 10^9 = 2{,}25 \cdot 10^9 \text{ грн.}$$

5.3 Оцінка собівартості оборотних коштів

Спершу для здійснення безперервної роботи АЕС, придбання палива і запчастин для проведення ремонтів необхідні фінансові кошти, котрі потрібно визначити за формулою:

$$О_с = 1{,}9 \cdot Q_з \cdot Ц_т \cdot 10^3 \quad (5.3)$$

де $О_с$ – це сама собівартість оборотних коштів АЕС, грн;

$Q_з$ – завантаження реактора паливом, (приймається за 75т).

$$О_с = 1{,}9 \cdot 75 \cdot 10^3 \cdot 5500 = 8{,}36 \cdot 10^8 \text{ грн,}$$

5.4 Витрати обсягу вироблення і відпуску електричної та теплової енергій

Річне вироблення електроенергії визначається за формулою:

$$W_в = P_у \cdot h_у \quad (5.4)$$

$$W_в = 7 \cdot 10^9 \text{ кВт·год.}$$

Щорічний обсяг відпуску електроенергії з шин АЕС:

$$W_{отп} = W_в \cdot (1 - К_{с.н.}/100) \quad (5.5)$$

$$W_{отп} = 6{,}53 \cdot 10^9 кВт \cdot год.$$

5.5 Розрахунок сумарних річних експлуатаційних витрат, що пов'язані з видобутком і відпуском електричної та теплової енергій

Виробничі затрати АЕС складають суму грошових витрат на придбання палива, реагентів, та інших матеріалів, затрати на воду, вартість основних фондів, зарплата персоналу станції, амортизація та управлінські витрати.

Річні витрати на ядерне паливо визначаються за формулою:

$$I_т = \frac{365 \cdot P_у \cdot \varphi \cdot Ц_т \cdot 10^3}{\eta_{бр} \cdot b} \qquad (5.6)$$

де φ – коефіцієнт навантаження реактора, що визначається за формулою:

$$\varphi = h_у / T_к \qquad (5.7)$$

де $T_к$ – пора року,

$T_к$=8760 год.

$\varphi = h_у / T_к = 0{,}799$

$$I_т = \frac{365 \cdot P_у \cdot \varphi \cdot Ц_т \cdot 10^3}{\eta_{бр} \cdot b} = 1{,}253 \cdot 10^8 \text{ грн},$$

Відрахування річні:

$$I_а = \frac{Ф_0 \cdot \overline{Н}_а}{100} \qquad (5.8)$$

де $\overline{Н}_а$ – середня норма амортизаційних відрахувань, %.

Візьмемо $\overline{Н}_а$ =15%.

$$I_а = \frac{Ф_0 \cdot \overline{Н}_а}{100} = 3{,}375 \cdot 10^8 \text{ грн},$$

Річні витрати на ремонт обладнання:

$$I_{рем} = 0.025 \cdot Ф_0 \tag{5.9}$$

$$I_{рем} = 0.025 \cdot Ф_0 = 5{,}625 \cdot 10^7 \text{ грн.}$$

Щорічні витрати на зарплату експлуатаційного персоналу:

$$I_{з.п.} = n^E_{шт} \cdot \overline{Ф}_{з.п.} \cdot Р_у \tag{5.10}$$

$$I_{з.п.} = n^E_{шт} \cdot \overline{Ф}_{з.п.} \cdot Р_у = 4{,}176 \cdot 10^6 \text{ грн.}$$

Інші експлуатаційні витрати:

$$I_{пр} = 0{,}15 \cdot \left(I_а + I_{з.п.} + I_{рем}\right) \tag{5.11}$$

$$I_{пр} = 0{,}15 \cdot \left(I_а + I_{з.п.} + I_{рем}\right) = 5{,}969 \cdot 10^7 \text{ грн.}$$

Сумарні річні експлуатаційні витрати, які пов'язані з виробництвом енергії на станції.

$$I_\Sigma = I_т + I_а + I_{рем} + I_{з.п.} + I_{пр} \tag{5.12}$$

$$\gamma_i = \frac{I_i}{I_\Sigma} \cdot 100,$$

де γ_i – частка складової собівартості;

I_i – витрати за напрямом;

I_Σ – сумарні витрати.

$$I_\Sigma = I_т + I_а + I_{рем} + I_{з.п.} + I_{пр} = 5{,}829 \cdot 10^8 \text{ грн.}$$

Таблиця 5.2. Показники розрахунку експлуатаційних витрат

Витрати на	млн. грн.	% , γ_i
Ремонт	56,250	9,65
Заробітна плата	4,176	0,71
Паливо	125,3	21,49
Амортизація	337,5	57,9
Інші витрати	56,9	9,76
Сумарні витрати	582,9	100

5.6 Розрахунок собівартості одиниці електричної та теплової енергій

У переліку техніко-економічних показників роботи такі заходи є інтегруючими і відіграють велику роль в аналізі виробничої діяльності кожного підприємства.

Завдання калькуляції собівартості одиниць продукції на АЕС полягає в тому, що треба сумарні витрати розділити між двома видами енергій. Це робиться за спеціальною методикою.

Згрупуємо сумарні витрати таким чином:

1-ша група (капітальна складова):

$$I_к = I_а + I_{рем} \quad (5.13)$$

$$I_к = I_а + I_{рем} = 3{,}938 \cdot 10^8 \text{ грн},$$

2-га група (паливо-складова): $I_т$

3-тя група (людський фактор):

$$I_{ч.ф.} = I_{з.п.} + I_{пр} \quad (5.14)$$

$$I_{ч.ф.} = I_{з.п.} + I_{пр} = 6{,}38 \cdot 10^7 \text{ грн}.$$

Розміщуємо групи витрат між двома видами енергії (електричною і тепловою), на виробництво електроенергії:

$$I_т^E = К_E \cdot I_т \quad (5.15)$$

де $К_E$ – коефіцієнт відношення витрат на електроенергію

Приймаємо $К_E = 0.97$

Капітальна складова розподіляється між двома видами енергій - електричною і тепловою.

$$I_т^E = К_E \cdot I_т = 1{,}21 \cdot 10^8 \text{ грн},$$

Нехай:

$I_к^г$ – витрати на виробництво електроенергії на гідроспоруди;

$I_{Е.о.}$ – витрати на електроенергію, що пов'язані з експлуатацією самого електрообладнання;

$I_к^{заг}$ – загальні витрати на всі види продукції, пов'язані з виробництвом електроенергії;

$I_{к(Е)}$ – величина загальних витрат, що належать до виробництва електроенергії;

$I_к^Е$ – сумарна капітальна складова собівартості продукції, що відноситься до виробництва електроенергії;

$I_б$ – витрати на бойлерні та мережеві насоси;

$I_{к(q)}$ – величина витрат, що належать до теплової енергії;

$I_к^q$ – сумарна капітальна складова, що відноситься до виробництва теплової енергії;

$К_Е = 0{,}97$ – коефіцієнт відношення витрат на електроенергію.

Для зручності занесемо дані до таблиці 5.3.

Таблиця 5.3 Розподіл капітальної складової собівартості продукції

Витрати	На ел. енергію
Затрати до даного виду енергії	Електрообладнання: $I_{Е.о.} = 0.09 \cdot I_к = 3{,}544 \cdot 10^7$ грн Гідроспоруди: $I_к^г = 0.08 \cdot I_к = 3{,}15 \cdot 10^7$ грн
Загальні витрати на всі види продукції	$I_к^{заг} = I_к - \left(I_к^г + I_{э.о.} + I_б\right) = 3{,}229 \cdot 10^8$ грн
Величина загальних витрат, що належать до цього виду енергії	$I_{к(Е)} = I_к^{заг} \cdot К_Е = 3{,}132 \cdot 10^8$ грн
Загально - капітальна складова собівартості продукції	$I_к^Е = I_{к(Е)} + I_к^г + I_{Е.о.} = 3{,}802 \cdot 10^8$ грн.

$$I_к = I_к^E + I_к^q = 3{,}938 \cdot 10^8 \text{ грн.}$$

Складова собівартості, пов'язана з людським фактором, розподіляється на вироблення електроенергії:

$$I_{ч.ф.}^E = I_{ч.ф.} \cdot К_E \tag{5.16}$$

$$I_{ч.ф.}^E = 6{,}195 \cdot 10^7 \text{ грн}$$

Сумарні річні операційні витрати, що пов'язані з виробленням і відпуском електроенергії з шин АЕС:

$$I^E = I_т^E + I_к^E + I_{ч.ф.}^E \tag{5.17}$$

$$I^E = 5{,}636 \cdot 10^8 \text{ грн.}$$

Собівартість 1 кВт-год виробленої на АЕС електроенергії визначається за наступною формулою:

$$С_в = \frac{I^E \cdot 10^2}{W_в} \tag{5.18}$$

$$С_в = 8{,}05 \text{ коп/кВт·год}$$

Собівартість 1 кВт-год відпущеного споживачам з шин АЕС:

$$C_{отп} = \frac{I^E \cdot 10^2}{W_{отп}} \quad (5.19)$$

$$C_{отп} = 8{,}63 \text{ коп/кВт·год}$$

5.7 Визначення загального прибутку, рентабельності та обсягу виробництва електроенергії без збитків

Спершу розрахуємо загальний прибуток:

$$П = (T_э - C_{отп}) \cdot W_{отп} \cdot 10^{-2} + (T_q - C_q) \cdot Q_{отп} \quad (5.20)$$

$$П = 4{,}81 \cdot 10^8 \text{ грн.}$$

Рентабельність АЕС буде:

$$R = \frac{П}{Ф_0 + O_c} \cdot 100 \quad (5.21)$$

$$R = 15{,}5\,\%$$

Для АЕС з точки зору маркетингу в енергетиці важливе значення має величина щорічного обсягу відпуску споживачам електроенергії.

Тож якщо $W_{отп} < W_{кр}$, тоді АЕС працює зі збитками, тобто виручка від реалізації відпущеної електроенергії не перекриває навіть її невиробничі витрати.

Задля перевірки на беззбитковість роботи визначають величину $W_{кр}$ – критичне вироблення:

$$W_{кр} = \frac{I_E - I_т^E}{(T_E - C_т)\cdot 10^{-2}} \quad (5.22)$$

$$W_{кр} = 3{,}127\cdot 10^9 \text{ кВт·год}$$

Тобто $C_т$ визначається як:

$$C_т = \frac{I_т^E}{W_{отп}} \quad (5.23)$$

$$C_т = 1{,}86 \text{ коп./(кВт·год)}$$

Головні техніко-економічні показники занесимо до таблиці 5.4.

Таблиця 5.4 Головні техніко-економічні показники

Показник	Величина
Собівартість 1 кВтг відпущеної з шин електроенергії, $C_э^{отп}$, коп.	8,63
Річний відпуск електричної енергії ,млрд.кВт год	6,53
Рентабельність, %	15,5
Число годин використання встановленої потужності, год	7000
Електрична потужність, МВт	1000
Витрата електричної енергії на власні потреби , %	6,7

Висновок до розділу 5

В процесі розрахунку основних техніко-економічних показників були визначені витрати на виробництво теплової, а також електричної енергії,

витрати на всі види виробленої продукції, а також витрати на ремонтне обладнання, була розрахована собівартість та рентабельність, котра склала 15,5%.

6 ОХОРОНА ПРАЦІ ТА ВИМОГИ ДО БЕЗПЕКИ

6.1 Загальні положення стосовно безпеки

Техніка безпеки — це сукупність організаційних і технічних заходів та засобів, спрямованих на запобігання впливу небезпечних виробничих факторів на працівників.

Пожежна безпека — це система організаційних та технічних заходів, що має на меті захист життя і здоров’я людей, попередження виникнення пожеж, мінімізацію їхніх наслідків, стримування поширення вогню та створення необхідних умов для швидкого й безпечного його гасіння.

Травматизм і нещасні випадки на АЕС найчастіше виникають через недоліки в організації робочого процесу, конструктивні або проєктні помилки, технологічні збої та людський фактор. До основних небезпек належать ураження електричним струмом, опіки від високих температур, удари, падіння працівників чи предметів, а також аварії на транспорті.

Радіологічна мета безпеки полягає у дотриманні встановлених нормативами меж радіаційного впливу на персонал, населення та довкілля за умов нормальної роботи, відхилень у функціонуванні та аварійних ситуацій. Одночасно забезпечується, щоб радіаційний вплив залишався на мінімально можливому рівні, враховуючи економічні, соціальні аспекти, а також сучасні наукові та технічні досягнення.

6.2 Вимоги для оптимальної роботи

Підтримання належного стану систем, елементів і конструкцій, важливих для забезпечення безпеки, досягається через вчасне виявлення та усунення несправностей, проведення профілактичних заходів для запобігання їх виникненню, заміну зношених компонентів, ефективний контроль їх роботи, організацію технічного обслуговування, ремонтів і модернізацій. Усі виконані роботи ретельно документуються разом із

результатами. Одночасно здійснюється ретельний відбір і навчання персоналу, спрямоване на формування необхідного рівня кваліфікації для виконання професійних завдань із дотриманням стандартів безпеки.

Оцінка безпеки під час нормальної експлуатації, порушень її умов і аварійних ситуацій здійснюється за допомогою перевірених методів та обережного підходу. При цьому враховуються всі можливі невизначеності та їхній вплив на результати через використання обережних припущень, розрахунку коефіцієнтів запасу або проведення аналізу чутливості та невизначеності для отримання точніших даних.

6.3 Положення з електробезпеки

Електробезпека — це сума заходів і правил, які допомагають захистити людину від небезпеки, пов'язаної з використанням електричної енергії. Вона полягає у забезпеченні безпечних умов для роботи з електричними пристроями та установками, щоб уникнути ураження електричним струмом та інших нещасних випадків, що можуть виникнути через електрику.

Враховуючи наявність великої кількості електричних приладів і обладнання з напругою від 12В до 6кВ і більше, на АЕС приділяється особлива увага питанням електробезпеки. Для забезпечення захисту проводяться технічні та організаційні заходи, що враховують призначення електроустановок, клас приміщення та рівень напруги.

До технічних заходів, що забезпечують безпеку при роботі в електроустановках, можна віднести:

- перевірку відсутності напруги на струмоведучих частинах, де має бути накладено заземлення для захисту від ураження електричним струмом;

- встановлення заборонних плакатів на ключах дистанційного керування та приводах ручного управління;

- проведення необхідних відключень для виключення помилкового або несанкціонованого включення комутаційних пристроїв;

- розміщення попереджувальних і дозволених плакатів, а також організацію огороджень на робочих місцях і навколо струмоведучих частин, які залишаються під напругою.

Заземлення — це процес з'єднання електричного пристрою або установки з землею для забезпечення безпеки в разі виникнення короткого замикання чи інших аварійних ситуацій. Заземлення допомагає уникнути ураження людини електричним струмом, адже при поломці електропристрою струм спрямовується через заземлювальний контур до землі, а не через людину.

Занулення — це метод, за якого нейтральна провідна частина електричної мережі з'єднується з землею, а корпуси металевих частин електричних пристроїв підключаються до цього ж проводу. Занулення забезпечує захист від ураження струмом, знижуючи потенціал на корпусах електричних пристроїв до рівня землі.

Забезпечення безпечних умов під час експлуатації електроустановок досягається завдяки конструктивним елементам або захисним огородженням, які виконують захисні функції, а також завдяки використанню колективних та індивідуальних засобів електричного захисту.

6.4 Положення про безпеку до персоналу

До виконання робіт, що відносяться до категорії важких або мають шкідливі й небезпечні умови праці, де заборонено працевлаштування неповнолітніх, допускаються тільки особи, які досягли повноліття, тобто 18-ти років. Працівники, що перебувають під впливом алкоголю чи наркотичних речовин, не мають права виконувати ці обов'язки.

Згідно з чинним законодавством, відповідальність за порушення вимог безпеки при виконанні робіт на тепломеханічному обладнанні електростанцій і теплових мереж несе персонал, винний у таких порушеннях.

Необхідно, щоб на кожному підприємстві були розроблені плани ліквідації аварій і пожеж, а також евакуації працівників у разі аварійної ситуації або пожежі, і ці плани повинні бути доведені до відома всіх працівників. Вони мають враховувати небезпечні особливості палива, що використовуються на підприємстві [1]. Гранично допустимі концентрації шкідливих речовин у повітрі робочої зони виробничих приміщень також не повинні бути перевищені.

Аптечки, укомплектовані перев'язувальним матеріалом і медикаментами, повинні бути присутні у виробничих приміщеннях. Кожна аптечка повинна містити список необхідних матеріалів і медикаментів, а також інструкції щодо їх застосування. Плакати, що наочно демонструють безпечні методи роботи та правила надання долікарської допомоги, необхідно вивішувати у виробничих приміщеннях задля нагадування про безпечну працю.

6.5 Пожежна безпека

Пожежі на АЕС найчастіше виникають у таких зонах, як електричні кабелі, газовидалювальні системи, масляні системи, дизель-генератори, вугільні фільтри та трансформатори. Серед основних причин пожеж можна виділити коротке замикання кабелів, вибухи газу, потрапляння мастила на гарячі поверхні обладнання, а також помилки персоналу при використанні вогню під час ремонту самого обладнання.

Показники вогненебезпечних горючих газів і рідин, які використовуються на АЕС, містяться в таблиці 6.1.

Таблиця 6.1 Показники вогненебезпеки горючих газів і рідин

Рідина, газ	Категорія	Температура, °С		Межі займання			
		Спалахи	Самозаймання	Температурний		Обсяг %	
				нижній	верхній	низ	верх
Водень	Гг		510			4	75
Ацетилен	Вв		335			2	81
Аміак	Гг		650			15	28
Гідразин	Вв		132			4,7	100
Бензин	Лвж	-39	255	-39	-8	0,76	5,03
Ацетон	Лвж	-18	465	-20	6	2,2	13
Метиловий спирт	Лвж	8	464	7	39	6	34,7
Паливо дизильне	Лвж	48	240	69	119		
Масло турбін	Гж	184	400	148	182		
Масло трансфор	Гж	135	300	122	163		

6.6 Шум та вібрація

Шум і вібрація на підприємствах можуть виникати через роботу обертальних механізмів, апаратів, що переміщують рідини та гази з високою швидкістю, а також через електричні установки, які генерують змінні електромагнітні поля. Ці фактори негативно впливають на працездатність і здоров'я людини.

Щоб мінімізувати ці ризики, застосовуються різні методи захисту, головним з яких є зменшення рівня шуму на джерелі. Крім того, важливо правильно експлуатувати обладнання та виготовляти його з високими стандартами якості. Для боротьби з шумом використовуються спеціальні технічні рішення: звукоізоляція конструкцій, використання поглинальних елементів та екранів, а також установка глушників. Також важливу роль

відіграє правильне планування території. Для індивідуального захисту використовуються спеціальні навушники, вкладиші, шоломи та спеціальне одягання.

6.7 Радіаційна безпека

Забезпечення радіаційної безпеки досягається шляхом суворого дотримання встановлених меж і правил експлуатації атомної станції. Для цього реалізується набір технічних і організаційних заходів, спрямованих на відповідність санітарним нормам та стандартам радіаційної безпеки.

Передбачається організацію постійного контролю за радіаційною обстановкою як у приміщеннях і на території станції, так і в межах санітарно-захисної зони та зони спостереження. Також здійснюється моніторинг радіаційного стану навколишнього середовища.

На станції встановлюється автоматизована система радіаційного моніторингу, яка охоплює територію самої станції, санітарно-захисну зону та зону спостереження. Її робота забезпечує контроль як під час нормальної експлуатації, так і в умовах аварій, а також дозволяє відслідковувати обсяги викидів і скидів радіоактивних речовин у довкілля.

Окрім цього, на станції функціонує система індивідуального дозиметричного контролю, яка реєструє загальну дозу опромінення кожного співробітника, що виконує роботу в зоні суворого режиму. Для виконання таких робіт обов’язково проводиться дозиметричний контроль, який забезпечується стаціонарними системами або переносними дозиметричними й радіометричними приладами. Кожен працівник при цьому повинен бути оснащений персональним дозиметром.

Йодна профілактика проводиться в разі, якщо рівень потужності дози гамма-випромінювання на території промислового майданчика перевищує значення 0,06 - 0,065 мЗв/год, відповідно до умов радіаційної безпеки.

ЗАГАЛЬНІ ВИСНОВКИ

У технічній частині роботи було проведено теплогідравлічний розрахунок, у результаті якого визначено максимальну температуту ТВЕЛів (t=348,9 °С), пального (t=2031 °С), та критичне теплове навантаження на виході з активної зони з втратою тиску (к =2,79). Результат не перевищує критичних значень ($к_{кр}$=2,8), тож контакт оболонки ТВЕЛа з водою буде надійним.

У нейтронно-фізичному розрахунку було визначено об’єм палива у ТВЕЛі (V_0 = 0,43825 $см^2$), концентрацію атомів та макроперетини. Також було визначено коефіцієнт розділення (μ^x=1,0428), число швидких нейронів ($\nu_{еф}^p$=1,6) та коефіцієнт поглинаючих стрижнів (ΔK_∞^1=0,224) з розрахунком борного регулювання (ρ_B=4,731 г/л).

У розрахунку теплової схеми реактору було визначено такі параметри, як температура гріючої води з парою (t=188°С), основного конденсату ($T_К$=26,8 °С), параметри та ентальпію живильної води зі складовими елементами системи.

У четвертому розділі кваліфікаційної роботи було розглянуто систему сухого сховища відпрацьованого ядерного палива, її сутність та історію створення. Також було розглянуто компоненти системи та зону її розташування на станції, розкрито доцільність цієї системи.

Під час розрахунку було визначено основні техніко-економічні показники, а саме витрати на виробництво теплової та електроенергії (337,5 млн грн), витрати на ремонтне обладнання (56,25 млн грн) та на всі види виробленої продукції (582,9 млн грн), розрахована собівартість та рентабельність (15,5%).

Було розглянуто основні питання з охорони праці, пожежної та радіаційної безпеки та вимоги до безпеки під час роботи з обладнанням.

ПЕРЕЛІК ДЖЕРЛ ПОСИЛАННЯ

1. Про затвердження Загальних положень безпеки атомних станцій. Офіційний вебпортал парламенту України. URL: https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0056-08#Text (дата звернення: 03.12.2024).

2. Широков С.В. Гальченко В.В. Посібник з вирішення задач з курсів «Теорія ядерних реакторів», «Енергетичні ядерні реактори», «Нестаціонарні в ядерних реакторах». Київ, Україна, НТУУ «КПІ», 2006. 80 с.

3. LSULS Digital Repository: Home. URL: https://sci.ldubgd.edu.ua/bitstream/123456789/2012/1/Стаття%202013.%201.pdf (дата звернення: 03.12.2024).

4. Державна інспекція ядерного регулювання України - Національний звіт України - “Результати проведення стрес-тестів”, 2011 р., 136 с. URL: https://snriu.gov.ua/storage/app/uploads/public/5ed/0e1/545/5ed0e1545f03c24150 0484.pdf (дата звернення 20.11.2024);

5. Uatom - Сайт з питань ядерної безпеки, радіаційного захисту та нерозповсюдження ядерної зброї - “Поводження з ВЯП реакторів типу ВВЕР”, Україна, URL: https://www.uatom.org/ekspluatatsiya-ssvyap-na-zaporizkij-aes (дата звернення 25.11.2024);

6. Про введення в дію Державних гігієнічних нормативів "Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97)". Офіційний вебпортал парламенту України. URL: https://zakon.rada.gov.ua/rada/show/v0062282-97#Text (дата звернення: 03.12.2024).

7. Павлович В. М. Фізика ядерних реакторів : навчальний посібник / В. М. Павлович; НАН України, Ін-т проблем безпеки АЕС. Чорнобиль (Київ. обл., Україна) : Ін-т проблем безпеки АЕС, 2009. 224 с.

8. Давидов А.С. Атоми. Ядра. Частинки. Київ, Україна : Наукова думка, 1971. 216 с.

9. Бабенко В.О., Павлович В.М. Дослідження можливості виникнення,

розвитку та властивостей самопідтримуючої ланцюгової ядерної реакції в паливомістких масах об’єкту “Укриття”. Матеріали щорічної наукової конференції Інституту ядерних досліджень НАН України, 1-5 лютого 2016 р., ІЯД НАН України, Київ, 2016. С. 86-87.

10. Азаренков Н. А., Булавін Л. А., Залюбовський И.И., Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляєв Б. А. Ядерна енергетика : учбовий довідник. Харків, Україна: ХНУ імені В. Н. Каразина, 2012. 535 с.

11. Широков С.В. Нестаціонарні процеси в ядерних реакторах. Київ, Україна: Наукова думка. 2002. 286 с.

12. Костирін В. Україна ввела в експлуатацію перше у світі сухе сховище відпрацьованого ядерного палива. РБК-Украина. URL: https://www.rbc.ua/rus/news/ukrayina-vvela-ekspluatatsiyu-pershe-sviti-1705600107.html (дата звернення: 03.12.2024).

13. Широков С.В. Ядерні енергетичні реактори. Київ, Україна, Наукова думка, 1997. 280 с.

14. Когут Ю. І. К-57 Ядерна енергетика та управління безпекою. Київ, Україна : Консалтингова компанія «СІДКОН»; ВД «ДАКОР», 2024. 348 с.

15. Ядерна енергетика та довкілля - Науково-технічний журнал - № 1 (16) 2020, Київ, Україна, 118 с. URL: https://npe.org.ua/wp-content/uploads/2020/03/N4.pdf (дата звернення: 04.12.2024).

16. Ощинська О. Основи атомної енергетики. Харків, Україна, вид. Фоліо 2021 р., 192 с.;

17. Зберігання відпрацьованого ядерного палива. Комісія з ядерного регулювання США. 2010 р. URL: https://www.nrc.gov/waste/spent-fuel-storage.html (дата звернення 26.11.2024).

18. Дослідження НЕЦУ «Експлуатація ядерних енергоблоків у понадпроектний термін. Світова практика і особливості процесу в Україні» | Національний екологічний центр України. Національний екологічний центр України. URL: https://necu.org.ua/lifetime-extension201012/ (дата звернення: 03.12.2024).

19. Ядерна енергетика України: проблеми безпеки і розвитку. Аналітична доповідь Центру Разумкова. *Національна безпека і оборона*, 2005р. № 6. Київ, Україна, с. 3–28.

20. Платонова Є.О. Атомна енергетика в контексті енергетичного переходу. *Юридичний науковий електронний журнал*, Одеса, Україна, 2023р. с. 217-221.