

Міністерство освіти і науки України
ОДЕСЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ ПОЛІТЕХНІЧНИЙ УНІВЕРСИТЕТ

На правах рукопису

НІКОЛЬСЬКИЙ МАРК ВІТАЛІЙОВИЧ



УДК 621.039.548

ВДОСКОНАЛЕННЯ МЕТОДІВ МОДЕЛЮВАННЯ
ПОШКОДЖЕННЯ ОБОЛОНКИ ПАЛИВНОГО ЕЛЕМЕНТА ЯЕУ З
ВВЕР ДЛЯ ПІДВИЩЕННЯ ЕФЕКТИВНОСТІ ЕКСПЛУАТАЦІЇ

Спеціальність 05.14.14 – теплові та ядерні енергоустановки

Дисертація

на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук

Науковий керівник

Максимов Максим Віталійович,

доктор технічних наук,

професор

Одеса–2015

ЗМІСТ

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ СКОРОЧЕНЬ	5
ВСТУП.....	7
РОЗДІЛ 1 СТАН ПРОБЛЕМИ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИЧНОЇ УСТАНОВКИ З ВВЕР-1000 У ЦИКЛІЧНИХ І ЗМІННИХ РЕЖИМАХ	14
1.1. Можливості ВВЕР-1000 для регулювання ОЕС України.....	14
1.2. Завдання управління ядерною енергетичною установкою у циклічному режимі	17
1.3. Визначення аварійності ТВЗ реакторів LWR.....	23
1.3.1 Оцінка аварійності ТВЗ для PWR.....	23
1.3.2 Оцінка аварійності ТВЗ для ВВЕР.....	25
1.4 Результати розрахункового аналізу надійності ТВЗ для ВВЕР-1000.....	27
1.4.1 Аналіз зміни міжкasetних зазорів для ТВЗ.....	27
1.4.2 Аналіз розрахункових даних паливних елементів для режиму добового маневрування.....	31
1.4.3 Критерії працездатності твела.....	35
1.5 Аналіз моделювання роботи в циклічному режимі обладнання і трубопроводів першого контуру.....	47
1.6 Постановка задачі дослідження.....	57
Висновки до розділу 1.....	61
РОЗДІЛ 2 ІМІТАЦІЙНА МОДЕЛЬ ПЕРЕХІДНИХ ПРОЦЕСІВ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИЧНОЇ УСТАНОВКИ З ВВЕР-1000.....	63
2.1 Моделювання енергетичного обладнання енергоблока.....	64
2.1.1 Загальні положення	64
2.1.2 Структура багат шарової моделі реактора.....	66
2.2 Імітаційні моделі основного обладнання ядерної енергетичної установки	67
2.2.1 Модель точкової кінетики реактора	67

2.2.2 Модель енерговиділення в ядерному паливі.....	70
2.2.3 Модель теплопередачі ядерного палива і теплоносія.....	72
2.2.4 Модель ефектів реактивності.....	75
2.2.5 Модель ефективності регулюючої групи.....	79
2.2.6 Модель зміни реактивності при борному регулюванні.....	81
2.2.7 Модель пошкодження оболонки твела.....	85
2.2.8 Модель запізнення теплоносія першого контуру.....	86
2.2.9 Модель парогенеруючої установки	88
2.2.10 Модель турбогенераторної установки.....	91
2.3 Перевірка адекватності математичної моделі.....	93
Висновки до розділу 2.....	101
	103
РОЗДІЛ 3 МОДЕЛЮВАННЯ СТАТИЧНИХ ПРОГРАМ РЕГУЛЮВАННЯ	
ПРИ ЦИКЛІЧНОМУ НАВАНТАЖЕННІ ЯЕУ З	
ВВЕР 1000.....	
3.1. Моделювання технологічних параметрів при циклічному навантаженні	103
ядерної енергетичної установки з ВВЕР-1000.....	
3.2. Аналіз впливу зміни параметрів при циклічній зміні потужності.....	107
3.2.1. Вплив температури теплоносія на вході в активну зону на	107
рівномірність енерговиділення.....	
3.2.2. Вплив середньої температури теплоносія на рівномірність	108
енерговиділення.....	
3.2.3. Вплив температури теплоносія на виході з активної зони на	109
рівномірність енерговиділення.....	
3.2.4. Вплив зміни тиску пари в другому контурі на рівномірність	111
енерговиділення.....	
3.3 Рівномірність параметрів енерговиділення.....	112
3.3.1. Аксіальний офсет – параметр, який визначає безпеку ядерної	112
енергетичної установки.....	
3.3.2 Методи регулювання для забезпечення сталості параметрів	115

3.4. Спільне моделювання пошкодження оболонок твелів і аксіального офсету в циклічному режимі експлуатації ядерної енергетичної установки..	122
Висновки до розділу 3.....	132
РОЗДІЛ 4 ТЕОРЕТИЧНІ ОСНОВИ КОНТРОЛЮ ПОШКОДЖЕННЯ	134
ОБОЛОНОК ТВЕЛІВ У РЕЖИМІ ЗМІННОГО НАВАНТАЖЕННЯ	
ВВЕР 1000.....	
4.1. Вихідні дані моделі розрахунку імовірності розгерметизації оболонок твелів.....	134
4.1.1. Вихідні дані моделі розрахунку	134
4.1.2. Програмні коди, використовувані в енергетичний варіант теорії повзучості (ЕВТП)-методиці зниження імовірності розгерметизації оболонок твелів.....	137
4.2. Метод прогнозування надійності оболонок твелів.....	138
4.3 Метод оцінки пошкодження розрахунку оболонок твелів з урахуванням неоднорідності розподілу енерговиділення серед твелів ТВЗ.....	143
4.3.1 Метод розбиття твелів ТВЗ на групи.....	144
4.3.2 Метод отримання наведених груп твелів.....	151
4.4 Розрахунковий аналіз закономірностей розвитку напружено-деформованого стану в оболонці твела.....	162
Висновки до розділу 4.....	174
ВИСНОВКИ ПО РОБОТІ.....	176
СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ.....	179
Додаток А.....	199
Додаток В.....	240

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ СКОРОЧЕНЬ

ВВЕР	-	водо-водяний енергетичний реактор
ЯЕУ	-	ядерна енергетична установка
АЕС	-	атомна електрична станція
ТВЗ	-	тепловиділяюча збірка
ОР СУЗ	-	орган регулювання системи управління захисту
ОЄ	-	об'єднана Європа
РУ	-	реакторна установка
ОЕС	-	об'єднана енергетична система
ЄЕС	-	єдина енергетична система
ККД	-	коефіцієнт корисної дії
ВВП	-	валовий внутрішній продукт
твел	-	тепловиділяючий елемент
ГПК	-	головний паровий клапан
СБР	-	система борного регулювання
ГЦН	-	головний циркуляційний насос
БЗТ	-	блок захисних труб
ДР	-	дистанційна решітка
САОЗ	-	система аварійного охолодження зони
АРП	-	автоматичний регулятор потужності
КТ	-	компенсатор тиску
ПГ	-	парогенератор
ГЦТ	-	головний циркуляційний трубопровід
ПЕОМ	-	персональна електронно обчислювальна машина
ПУАЕС	-	Південно-українська атомна електрична станція
ЗАЕС	-	Запорізька електрична станція
ТЕР	-	температурний ефект реактивності
ПЕР	-	потужнісний ефект реактивності
АО	-	аксіальний офсет
МУТ	-	механізм управління турбіною
АКЗ	-	активна зона реактора

АТ	-	атмосферний тиск
АС	-	аксіальний сегмент
ЕВТП	-	енергетичний варіант теорії повзучості
ПЗ	-	програмний засіб
ІР	-	імітатор реактора
КМ	-	критеріальна модель
ДФ	-	детермінуючий фактор

ВСТУП

Аналіз розвитку світової енергетики показує, що в даний час атомна енергетика знаходиться в стані очікування якісного стрибка у своєму розвитку. Реактори з водою під тиском типу PWR, або водо-водяний енергетичний реактор (ВВЕР), третього покоління безпеки, що займають передові позиції у виробництві електричної енергії, вичерпали себе [1]. Ренесанс, що намітився у світовій атомній енергетиці після аварії на Чорнобильській АЕС 26.04.86 р., повністю був знівельований аварією на АЕС Фукусіма-1 11.03.11 р., що призвело до глибокого консервативного перегляду критеріїв ядерної безпеки [2; 3].

У проектах ядерних енергетичних установках (ЯЕУ) покоління 3 і 3+ підвищилися тривалість кампанії і енергонапруженість активної зони, а глибина вигорання ядерного палива наблизилась до граничного значення. Подальше підвищення цих показників неможливе через їх наближення до граничних критеріїв ядерної безпеки. Більш того, в ЯЕУ зі зростанням енергонапруженості просторова стійкість поля нейтронів погіршується. Верифіковані імітаційні математичні моделі, які описують зміну властивостей в перехідних процесах, показують семикратне збільшення фазової розмірності щільності потоків, концентрацій і температур в залежності від вихідних даних[1]. Зміна стану активної зони викликає повільні ксенонові перехідні процеси, які характеризуються позитивним дестабілізуючим зворотним зв'язком. Багаторазовий перерозподіл енерговиділення при ксенонових коливаннях призводить до зменшення надійності паливних елементів в результаті термоциклічних навантажень, що погіршується виникненням кризи теплообміну [4].

Чинні вимоги що до надійності елементів визначаються групою критеріїв з міцності, які задають обмеження по тангенціальному і еквівалентному напруженнях, надмірним зовнішнім тиском теплоносія, комбінованим пошкодженням [1]. Це відбувається внаслідок тривалих статичних навантажень

і циклічної втоми болонки, пластичної деформації оболонки в короткочасних режимах термомеханічного навантаження [5].

Недоліком існуючих критеріїв і методів аналізу пошкодження є невідповідність умов, при яких отримані компоненти обмеження, і проводилася верифікація методик для умов експлуатації оболонки паливного елемента.

Більш того, норматив визначає, що основним процесом накопичення пошкоджень оболонки є втома при експлуатації ЯЕУ в змінних режимах і циклічних навантаженнях. Але експериментальні результати показують, що повзучість є домінуючим процесом [1].

В даний момент виникла суперечність між підвищенням ефективності експлуатації в змінних режимах і циклічних навантаженнях через збільшення глибини вигорання і тривалості паливної кампанії, та вимогами ядерної безпеки, які наблизились до граничних значень [5; 6].

Виявлене протиріччя не дозволяє використовувати відомі критерії міцності для забезпечення перехідних і циклічних режимів експлуатації ЯЕУ за умови існування альтернативних постачальників палива.

Норматив регламентує кількість розгерметизованих твелів від їх загальної кількості в активній зоні: 0,1 % від загальної кількості, як газову нещільність і 0,01 %, як прямий контакт паливної матриці з теплоносієм.

Необхідність вдосконалення методів моделювання пошкодження оболонки твела, які забезпечать економічну ефективність ЯЕУ в перехідних режимах і циклічному навантаженні і визначає актуальність даної роботи [6].

Зв'язок роботи з науковими програмами, планами, темами.
Дисертаційну роботу виконано в ОНПУ в рамках д/б тематики МОН України (№ ДР 0109U008453) за темою: «Вивчення можливості навантаження енергоблока АЕС з ВВЕР-1000 до 110 % від номіналу з метою визначення моменту граничного стану захисних бар'єрів безпеки» і (№ ДР 0115U000407) за темою: «Теоретичні основи експлуатації ВВЕР-1000 з мінімальною ймовірністю накопичення пошкодження оболонок твелів» за участю здобувача як виконавця.

Мета и завдання дослідження. Метою роботи є вдосконалення методу моделювання пошкодження оболонки паливного елемента, який враховує ксенонові і термоциклічні коливання, які виникають, для підвищення ефективності експлуатації ЯЕУ при виконанні вимог безпеки.

Досягнення мети здійснюється розв'язанням таких завдань:

- аналізом існуючих методів і критеріїв пошкодження оболонки паливного елемента при перехідних процесах і циклічних режимах експлуатації ЯЕУ с точки зору ядерної безпеки;

- розробка імітаційної моделі ЯЕУ з ВВЕР в зосереджених параметрах, що складається з моделей парогенератора, турбогенератора і циркуляційного контура, а також з багатосарової моделі реактора на базі рівнянь, які описують ксенонові та термоциклічні коливання, які виникають, для оцінки аксіального офсету і пошкодження оболонки твела;

- дослідження властивостей ЯЕУ ВВЕР-1000 на основі запропонованого критерію ефективності в циклічних режимах і перехідних процесах для різних статичних програм регулювання з притаманними їм внутрішніми збуреннями і їх впливом на аксіальний офсет і пошкодження оболонки твелів;

- розробка методу оцінки пошкодження оболонок твелів в нормальних умовах експлуатації ВВЕР-1000 на підставі врахування неоднорідності розподілу енерговиділення в тепловиділяючій збірці (ТВЗ) і чинників, що визначають пошкодження.

Об'єкт дослідження – активна зона реакторної установки в перехідних процесах, пов'язаних з ксеноновими і термоциклічними коливаннями при зміні потужності.

Предмет дослідження - методи і моделі обґрунтування безпечної експлуатації паливних елементів ЯЕУ з ВВЕР в змінних режимах та циклічному навантаженні.

Методи дослідження - енергетичний варіант теорії повзучості, моделювання пошкодження оболонки твела залежно від режимних параметрів ЯЕУ, розміщення і переміщення органу регулювання система управління

захисту (ОР СУЗ); комп'ютерне моделювання дозволило розробити метод розрахунку пошкодження оболонки твела при ксенонових і термоциклічних коливаннях, які виникають; чисельні методи розв'язання системи диференціальних рівнянь матеріального і енергетичного балансів при моделюванні програм статичного регулювання ЯЕУ; метод керування властивостями твелів при експлуатації ЯЕУ дозволив забезпечити максимум ефективності за неперевищення значень критеріїв пошкодження оболонок і глибини вигорання ядерного палива і регламентного значення аксіального офсету; методи імітаційного моделювання в середовищі моделювання і методи теорії автоматичного управління для визначення динамічних характеристик ЯЕУ.

Наукова новизна одержаних результатів:

- отримала подальший розвиток імітаційна модель ЯЕУ із зосередженими параметрами для багатошарової моделі реактора, яка складається з моделей парогенератора, турбогенератора і циркуляційного контуру та відрізняється тим, що з метою розрахунку умов стабілізації енерговиділення в багатошарову модель реактора введена система рівнянь, яка описує виникнення ксенонових і термоциклічних коливань, що викликаються зміною потужності ЯЕУ і переміщенням стрижнів органів регулювання, таке спільне рішення дозволило провести оцінку аксіального офсету і пошкодження оболонки твелів для поточного стану реактора;

- знайшло подальше вдосконалення моделювання статичних програм регулювання на базі спільного розв'язання рівнянь параметрів і імітаційної моделі ЯЕУ, яка відрізняється тим, що для розрахунку умов стабілізації поточної потужності в перехідному процесі зміни вхідних параметрів представляються як функції від часу, що дозволило провести імітаційне моделювання різних програм регулювання та визначити міру впливу цих змін на пошкодження оболонки і аксіальний офсет;

- вперше розроблено метод оцінки пошкодження оболонок твелів на основі врахування чотирьох груп твелів за неоднорідністю енерговиділення в ТВЗ в

залежності від лінійної потужності та вхідної температури теплоносія, які найбільш впливають на пошкодження оболонок, що дозволило обґрунтувати експлуатаційний режим ТВЗ, в якому величина деформаційного пошкодження оболонок грає обмежуючу роль при визначенні їх граничного стану в режимах нормальної експлуатації ВВЕР-1000;

Практичне значення одержаних результатів полягає в тому, що імітаційна модель енергоблока дозволила провести розрахункові експерименти і змодельовати динамічні процеси на ЯЕУ для різних програм регулювання. Запропоновано удосконалену динамічну модель енергоблока, яка дозволяє оцінити ефективність експлуатації ЯЕУ при виконанні вимог безпеки.

Запропонований метод оцінки пошкодження оболонок з впливом неоднорідності розподілу енерговиділення серед твелів і урахуванням невизначеності вхідних параметрів моделі розрахунку пошкодження оболонки дозволяє прогнозувати кількість розгерметизованих оболонок для різних програм регулювання потужності РУ і алгоритмів перестановок ТВЗ.

Результати дисертаційного дослідження пройшли випробування в НДЛ «Атомспецавтоматика» ОНПУ і запропоновано до впровадження в ДП НАЕК «Енергоатом». Результати роботи введені в навчальний процес на кафедрі АТП ОНПУ в дисциплінах "Фізика ядерно-фізичних процесів", "Нестационарні процеси і регулювання ЯЕУ", «Структурна оптимізація обладнання АСУ ТП».

Особистий внесок здобувача. Наукові результати, викладені в дисертації, отримані автором самостійно. Автору належать основні ідеї відносно вдосконалення методів моделювання пошкодження оболонки паливного елемента, який враховує ксенонові і термоциклічні коливання, що виникають, для підвищення ефективності експлуатації ЯЕУ за рахунок неперевикнення граничного стану. У роботах, опублікованих у співавторстві, здобувачеві належать: в [7, 9] модель ЯЕУ із зосередженими параметрами, яка складається з моделей парогенератора, турбогенератора і циркуляційного контура з метою стабілізації енерговиділення в багат шарову модель реактора введено систему рівнянь, яка описує виникнення ксенонових і термоциклічних коливань,

викликаних зміною потужності ЯЕУ і переміщенням стрижнів органів регулювання; в [8,17,18] імітаційна динамічна модель ЯЕУ з системою рівнянь, яка описує виникнення ксенонових і термоциклічних коливань і дозволила провести оцінку аксіального офсету і визначити пошкодження оболонки твелів для поточного стану; в [9, 15] модель статичних програм регулювання й імітаційну модель ЯЕУ для стабілізації поточної потужності в перехідному процесі зміни вхідних параметрів представляються як функції від часу; в [10, 16] модель циклічного процесу зміни вхідних параметрів представлена як функція від часу і дала можливість провести імітаційне моделювання програм регулювання і визначити міру впливу на пошкодження оболонки і аксіальний офсет; в [10, 12] метод оцінки пошкодження оболонок твелів на основі врахування неоднорідності розподілу енерговиділення в ТВЗ і чинників, що визначають пошкодження оболонок; в [11,12] метод оцінки пошкодження оболонок твелів, в якому величина деформаційного пошкодження оболонок відіграє роль обмеження при визначенні їх граничного стану в режимах нормальної експлуатації.

Апробація результатів дисертації. Результати дисертаційного дослідження доповідалися на міжнародних конференціях і семінарах: «Автоматика 2015» (м. Одеса), на щорічній науковій конференції Інституту ядерних досліджень (ІЯД), м. Київ, 2015 р, Міжнар. науково-практич. конф. «Інноваційний розвиток галузевої автоматизації, інформаційних та енергозберігаючих технологій - 2013. Сучасний стан, проблематика та перспективи», (м Москва, - 2013 р.), Nuclear Security Curriculum Development Workshop (Vienna, Austria May, 12-15, 2015), Nuclear Security Curriculum Development Workshop (Tbilisi, Georgia, August - 02-05, 2015).

Публікації. Результати наукових досягнень викладено в 12 друкованих працях, з них 8 – у спеціалізованих наукових виданнях, рекомендованих атестаційною комісією МОН України, окремо 3 друкованих праці у наукових виданнях, які входять до НМБД (SCOPUS), 3 – доповіді і тези доповідей міжнародних, національних, регіональних конференцій.

Структура та обсяг роботи. Дисертація складається зі вступу, чотирьох розділів, висновків, додатків і списку використаних джерел з 178 найменувань. Загальний обсяг дисертації складає 242 сторінки (з них 103 - основного тексту), 35 рисунків, 81 таблиць, додаток А на 40 сторінках, додаток В на 3 сторінках.

РОЗДІЛ 1 СТАН ПРОБЛЕМИ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИЧНОЇ УСТАНОВКИ З ВВЕР-1000 У ЦИКЛІЧНИХ І ЗМІННИХ РЕЖИМАХ

Прийнятий у об'єднаній Європі (ОЄ) міжнародний стандарт якості напруги EN 50160-94 обмежує допустиме відхилення частоти струму значеннями $\pm 0,1 \%$ ($\pm 0,05$ Гц) [19; 20]. Підключення об'єднаної енергетичної системи (ОЕС) України до єдиної енергетичної системи (ЄЕС) Росії дозволяє стабілізувати частоту на рівні $50 \pm 0,1$ Гц, що відповідає державному стандарту ДСТУ-ГОСТ 13109-97, встановлює нормально допустиме відхилення частоти $\pm 0,4 \%$ ($\pm 0,2$ Гц), досягнута на сьогоднішній день стабілізація частоти з відхиленнями $\pm 0,2 \%$ ($\pm 0,1$ Гц) не дозволяє ОЕС країни підключитися для паралельної роботи ОЕС Європи [21-23]. Таким чином, для підвищення якості електроенергії в ОЕС України до європейського рівня маневрені можливості енергосистеми повинні бути поліпшені. Основний резерв такого поліпшення знаходиться у можливості експлуатації АЕС України у змінному режимі та зміна вимог до допустимого відхилення частоти струму.

1.1 Можливості ВВЕР-1000 для регулювання ОЕС України

Ситуація в атомній енергетиці України в даний час характеризується такими особливостями: введення нових потужностей малоімовірно; базовий режим енергоблоків АЕС, що експлуатуються, самий безпечний і стійкий, циклічний режим експлуатації буде призводити до технічного зносу обладнання [24-27]. У разі роботи АЕС у циклічному режимі зменшується кількість годин використання встановленої потужності, але підвищується якість і стабільність електроенергії в ОЕС.

У [21] зазначається, що маневрені характеристики ВВЕР-1000 характеризуються швидкістю зміни електричної потужності 10 МВт/хв. Виходячи із зіставлення регламентних швидкостей зміни потужності ВВЕР-

1000 з умовами зміни електричних навантажень в енергосистемі можна зробити висновок, що енергоблоки неможливо використовувати в регульованій піковій частині як тижневих, так і добових графіків електричних навантажень. Тому немає [21] технічних можливостей для участі навіть у третинному (тижневому) регулюванні.

У [28] зазначається, що розрахунково-експериментальні дослідження паливних елементів ВВЕР-1000 показали можливість експлуатації при маневруванні потужності. У [29] також висловлюється однозначна думка на користь можливості роботи енергоблоків з ВВЕР-1000 при циклічних навантаженнях розвантаження.

Із зіставлення суперечливої інформації, представленої в спеціальній літературі і проектних технічних вимогах щодо обмеження допустимого числа циклів навантаження ВВЕР-1000, необхідно обґрунтувати довговічність ключових елементів обладнання ядерної енергетичної установки та енергоблока в цілому в змінному режимі навантаження без зміни вимог критеріїв ядерної безпеки.

Маневрений режим енергоблока характеризується регульовальним діапазоном, тобто різницею між максимальною і мінімальною потужністю, швидкістю зміни навантаження і часом роботи на мінімальній потужності. Регламент експлуатації реактора ВВЕР-1000 визначає режими зниження і підйому потужності за умовами їх проведення [21]:

Зниження потужності зі 100 % $N_{\text{НОМ}}$ до мінімального контрольованого рівня допускається зі швидкістю, не більшою ніж 3 % $N_{\text{НОМ}}$ на хвилину.

Підйом потужності виконується при дотриманні таких умов:

— від мінімально контрольованого рівня до 40 % $N_{\text{НОМ}}$ – зі швидкістю, не більшою ніж 3 % $N_{\text{НОМ}}$ на хвилину;

— з 40 % $N_{\text{НОМ}}$ до 80 % $N_{\text{НОМ}}$ – зі швидкістю, не більшою ніж 1 % $N_{\text{НОМ}}$ на хвилину, з тригодинною витримкою по завершенні підйому потужності;

— з 80 % $N_{\text{НОМ}}$ до 100 % $N_{\text{НОМ}}$ – зі швидкістю, не більшою ніж 1 % $N_{\text{НОМ}}$ на хвилину.

Проектна кількість циклів навантаження для ВВЕР-1000 за повний чотирирічний паливний цикл випалювання тепловиділяючих зборок становить для ТВЗ-А до 94 циклів [21].

Перехід українських енергоблоків з ВВЕР-1000 у змінний режим експлуатації необхідний зважаючи на комплекс об'єктивних економічних факторів. Для інтеграції України в Європейський союз (ЄС) необхідно підвищити маневреність ОЕС України, кардинально знизити енергомісткість ВВП країни шляхом широкого впровадження бінарних енергетичних установок і енергоустановок на відновлюваних джерелах енергії, що вимагає переведення АЕС з меншим ККД в маневрений режим.

З точки зору стійкості енергосистеми, потужність енергоблока повинна становити кілька відсотків від повної потужності системи [30]. Для відстеження диспетчерського графіка в енергосистемі шляхом регулювання потужності більше підходять блоки середньої потужності, так як у них кращі маневрені характеристики. За інших рівних умов енергоблоки більшої потужності несуть базову частину навантаження, а енергоблоки меншої потужності – змінну. Однак через високу ступінь залежності від ядерної енергії всі реактори у Франції використовуються в режимі слідування за навантаженням [31]. Французькі АЕС з реакторами PWR беруть участь у регулюванні потужності залежно від стадії паливного циклу: коли паливо свіже, реактор бере участь у всіх видах регулювання. Коли пройдено близько 65 % паливного циклу, реактори менш маневрені та їх участь у третинному регулюванні потужності (слідуванні за навантаженням) швидко зменшується. Коли пройдено 90 % паливного циклу, реактори приймають участь у первинному регулюванні.

З урахуванням того, що потужність ядерної енергетики України (13,8 ГВт) менша від французької (63,2 ГВт) у 4,6 разу, не виключено, що найкращий маневрений блок для ОЕС України – це блок середньої потужності (600-700 МВт).

Слід підкреслити, що у Чехії, Болгарії, Словаччині, Угорщині, Росії переведення енергоблоків з реакторами типу ВВЕР у маневрений режим не

розглядається з огляду на те, що частка АЕС у загальному виробництві електроенергії мала.

В Україні є ряд об'єктивних економічних і політичних факторів, що роблять необхідним переведення частини енергоблоків з ВВЕР-1000 у змінний режим експлуатації.

Постачальники ядерного палива для АЕС України корпорації «Вестінгауз» (США) і «ТВЕЛ» (РФ), що постачають ядерне паливо, приділяють велику увагу обґрунтуванню працездатності палива в маневрених режимах [32]. Однак українські промислові споживачі електроенергії поки не готові оплачувати електростанціям послугу з виконання маневрових функцій.

1.2 Завдання управління ядерною енергетичною установкою у циклічному режимі

Поставлена задача передбачає вироблення критеріїв оптимальності управління ядерною енергетичною установкою з ВВЕР-1000. Для виконання поставленого завдання, перш за все, необхідно знайти критерії ефективності, які враховували би вимоги ядерної безпеки для порівняння між собою методів маневрування потужністю ядерної енергетичної установки.

Накопичений досвід з експлуатації ядерної енергетичної установки дозволяє зробити висновок, що при оцінці здатності реактора ВВЕР-1000 до роботи у змінному режимі навантаження насамперед необхідно враховувати зміни нейтронно-фізичних характеристик активної зони при маневруванні не тільки за допомогою органів регулювання (ОР СУЗ і борна кислота), але і теплотехнічного обладнання другого контуру (парогенератор, головний паровий клапан (ГПК)), які можуть забезпечити перерозподіл температурних характеристик активної зони. При маневруванні істотно змінюються нейтронно-фізичні характеристики зони, на які впливають величина коефіцієнта реактивності за температурою води і палива, зміна розподілу енерговиділення за її обсягом, нестационарне отруєння ксеноном-135. Робота

реактора в режимі циклічного навантаження допустима лише за умови збереження стабільності нейтронного поля, яка безпосередньо залежить від ефективності використання органів регулювання системи управління і захисту і системи борного регулювання (СБР) [33].

Вже запропоновані рішення щодо вдосконалення алгоритму управління потужністю і розподілу енерговиділення ВВЕР-1000, спрямовані на забезпечення її універсальності в базовому та циклічних режимах роботи. При експлуатації ВВЕР-1000 у режимі циклічних навантажень доцільно використовувати три керуючі групи ОР, що вводяться в активну зону з укороченою дистанцією – 60 % замість 80 % (відсотки від висоти активної зони). Це дає можливість розвантажувати реактор до будь-якого рівня потужності без зміни концентрації борної кислоти у теплоносії при мінімальній деформації просторового розподілу енерговиділення, в результаті чого все-таки виникають ксенонові коливання [28].

У перспективному реакторі ВВЕР-1300 (серія АЕС-2006) також передбачається здійснення маневрених режимів без зміни концентрації борної кислоти за рахунок збільшення кількості органів регулювання у 2 рази порівняно з ВВЕР-1000 [34].

При використанні звичайних керуючих стержнів зміна потужності ядерної енергетичної установки здійснюється за рахунок внесення негативної реактивності у верхню частину активної зони. Додавання борної кислоти у теплоносії зменшує реактивність рівномірно, але теплоносій надалі вимагає повільного і дорогого очищення, створює радіоактивні відходи. Для зменшення цих впливів на французьких ЯР протягом останніх 25 років використовуються так звані "сірі" керуючі стержні. «Сірі» СУЗ, менш поглинають нейтрони порівняно із звичайними і дозволяють стійко змінювати енерговиділення [31].

Як зазначено у [32], «...досвід експлуатації АЕС НАЕК «Енергоатом» дозволяє зробити висновок, що діючі енергоблоки можуть працювати в режимі тижневого регулювання навантаження». Однак там також підкреслено, що «...діючі АЕС з ВВЕР-1000 проекту В-320 поки не пристосовані до роботи у

режимі добового регулювання навантаження, так як при цьому виникає багато складних завдань, пов'язаних з усім комплексом технологічного обладнання АЕС».

Наявні у даний час критерії оцінки алгоритмів циклічного навантаження для ВВЕР потребують подальшого розвитку та удосконалення в напрямі більш повного врахування всього різноманіття технологічних і економічних факторів. Вибір алгоритму маневрування [28] залежить не від перевищення значень критеріїв ядерної безпеки (для конструкційних характеристик ТВЗ; теплофізичних властивостей матеріалів палива і оболонки; теплогідрравлічних характеристик активної зони; довговічності оболонок твелів у змінному режимі навантаження) їх граничних значень.

Таким чином, виконуючи консервативну оцінку, при виборі оптимального алгоритму маневрування потужністю ядерної енергетичної установки ВВЕР-1000 необхідно враховувати можливість зміни потужності в ході маневру в діапазоні від 100 до 80 % $N_{\text{ном}}$, при цьому можуть використовуватися як механічні ОР, борна система регулювання, так і теплотехнічне обладнання другого контуру, здатне перерозподілити температуру теплоносія в активній зоні при циклічному режимі навантаження.

Оскільки довговічність оболонок твелів істотно залежить від режиму змінного навантаження, що задає параметри активної зони, завдання вибору оптимального алгоритму маневрування потужністю реакторної установки (РУ) у змінному режимі навантаження неможливо виконати у відриві від завдання вибору критерію, що характеризує довговічність оболонок твелів [1; 35].

При роботі блока в циклічному режимі змінюються умови роботи всіх агрегатів. Зокрема, при розвантаженні та навантаженні енергоблока змінюється температурний стан елементів обладнання. Виникаючі при цьому термоциклічні напруги можуть порушувати надійність і безпеку АЕС, що вимагає обґрунтування допустимості розвантаження агрегатів АЕС з метою дотримання критеріїв ядерної безпеки.

До критично важливої групи пристроїв і агрегатів ядерного блоку при переведенні в маневрений режим слід віднести оболонки паливних елементів (твелів); корпус реактора; головний циркуляційний насос (ГЦН); ОР СУЗ; турбогенератори.

Обмежуючись розглядом РУ, слід зазначити, що трьома найбільш важливими бар'єрами безпеки для реакторів ВВЕР є корпус РУ, оболонка твела і паливна матриця; при цьому найважливішим бар'єром безпеки є оболонка твела [35].

У роботі [36] зазначено, що «у програмі робіт, що проводяться у РФ щодо вдосконалення ядерного палива для реакторів ВВЕР-1000 нового покоління і спрямованих на подальше підвищення експлуатаційної надійності твелів з вигоранням палива до 70-75 МВт·діб/кг і тривалістю кампанії до 6-7 років, велику увагу приділено збільшенню ресурсних характеристик цирконієвих оболонок твелів...».

У [36; 37] підкреслюється, що деформаційні зміни розмірів оболонок твелів відносяться до числа основних характеристик цирконієвих матеріалів, які можуть обмежити ресурс роботи оболонок при планованих навантаженнях в реакторах ВВЕР-1000 нового покоління. Тому для ВВЕР-1000, при його експлуатації в циклічному режимі, необхідно мати спеціально спроектовані твели, витримують достатню кількість циклів навантаження, відповідні заданому алгоритму циклічного навантаження. У разі відсутності твелів довести, що оболонки діючих твелів здатні витримувати багаторазове циклічне навантаження у всьому діапазоні режимних параметрів, протягом усього часу перебування палива в активній зоні.

У числі економічних вимог, що висуваються до алгоритму маневрування потужністю ядерної енергетичної установки, слід віднести забезпечення максимально можливої глибини вигорання палива. Переведення енергоблока в маневрений режим призводить до суттєвого зменшення коефіцієнта використання встановленої потужності АЕС. Важливість цього ілюструється тим, що вартість електроенергії АЕС при роботі протягом 7 000 год/рік зростає

порівняно з базовою (8 760/рік) в 1,19 разу, при роботі 6 000 год/рік – в 1,33 разу, при роботі 5 000 год/рік – в 1,55 разу [38].

Досвід використання атомної енергії у світі показує, що існує можливість експлуатації енергоблоків при збільшеному рівні потужності ядерної енергетичної установки. З 2015 р. в компанії EDF потужність 20 реакторів підвищено на 7 %, що збільшило виробництво на 15 ТВт·год/рік [31]. Отже, незалежно від вибору шляху модернізації установки підвищення одиничної потужності або циклічна робота повинна розв'язуватися задача довговічності оболонок твелів для забезпечення ядерної безпеки.

Типовим прикладом участі ядерних енергоблоків США в регулюванні навантаження енергосистеми є режими зміни потужності реакторів енергоблоків АЕС Point Beach, що мають одиничну електричну потужність 1000 МВт [28].

Вимогами енергосистеми визначаються такі параметри режиму зміни потужності реактора енергоблока: час (швидкість) зниження потужності РУ з номінального значення до заданого рівня зниженої потужності; величина зниженої потужності РУ і час роботи на ній; час (швидкість) відновлення потужності реактора до номінального значення (табл. 1.1).

Таблиця 1.1 – Типові добові режими змінного навантаження РУ АЕС Point Beach (США)

Добовий режим	Час роботи РУ на номінальній потужності, год	Час переходу РУ на знижений рівень потужності, год	Час роботи РУ на зниженому рівні потужності, год	Час повернення РУ на номінальний рівень потужності, год
1	2	3	4	5
13-4-3-4	13	4	3	4
15-4-1-4	15	4	1	4

Продовження таблиці 1.1

1	2	3	4	5
16-3-2-3	16	3	2	3
17-2-3-2	17	2	3	2
17-3-2-2	17	3	2	2
18-2-2-2	18	2	2	2

Різна комбінація зазначених параметрів з роботою на номінальному рівні потужності РУ формує режими добового, тижневого маневрування, комбіновані режими (добове маневрування в поєднанні з тижневим), а також дозволяє брати участь у регулюванні частоти мережі.

Кількість маневрів з добового режиму змінного навантаження протягом одного паливного циклу і мінімальний рівень зниженої потужності, що досягається в ході маневру, для різних енергоблоків АЕС США суттєво різняться (табл. 1.2) [28].

Таблиця 1.2 – Характеристики режимів циклічного навантаження ядерної енергетичної установки АЕС США

Показник	Point Beach	Rancho Seco
АЕС США		
Номінальна електрична потужність енергоблока, МВт	1000	900
Кількість маневрів з добового режиму змінного навантаження протягом одного паливного циклу	190–200	15
Мінімальний рівень зниженої потужності, що досягається в ході маневру, % $N_{\text{ном}}$	40–70	30–50

Якщо швидкість зміни навантаження реактора в ході маневрування жорстко задається регламентними вимогами, то рівень зниженої потужності хоч і визначається в загальному випадку вимогою диспетчерської системи, однак може задаватися в широкому діапазоні, що ставить задачу оптимального вибору глибини розвантаження енергоблока. Приклад типових змін потужності

ядерних енергоблоків Франції при проходженні диспетчерського графіка показаний на рис. 1.1.

У подальшому доцільно проаналізувати аварійність палива легководних реакторів.

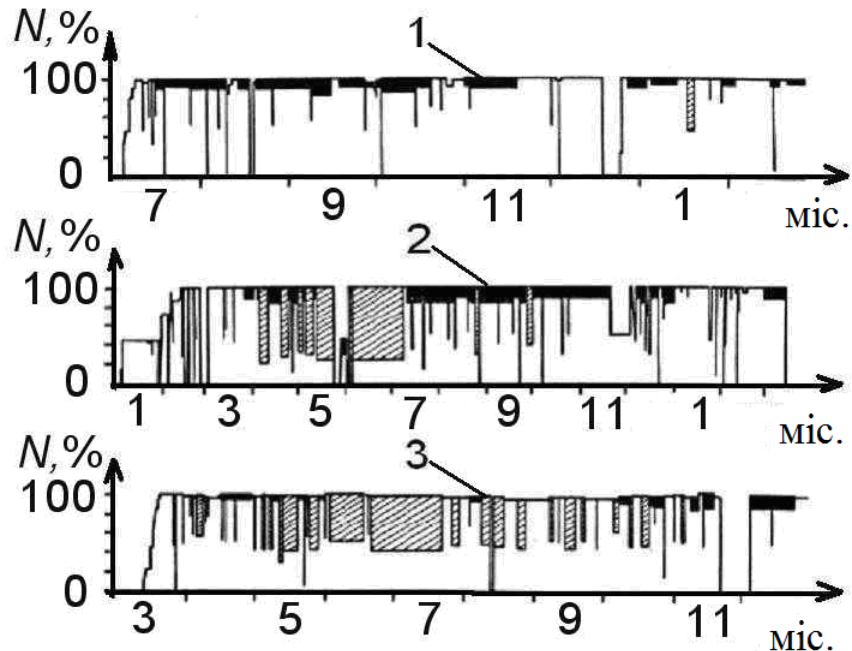


Рисунок 1.1 – Діаграми циклічного навантаження енергоблоків Франції:

1 – АЕС Gravelines, енергоблок № 4, 4-й паливний цикл;

2 – АЕС Сггас, енергоблок № 2, 1-й паливний цикл;

3 – ядерний енергетичний центр Tricastin, енергоблок № 4, 4-й паливний цикл: темний колір – підтримання частоти; штрихування – слідування за навантаженням

1.3 Визначення аварійності ТВЗ реакторів LWR

1.3.1 Оцінка аварійності ТВЗ для PWR

Інтенсивність паливних аварій на PWR оцінюють через середні показники аварійності [39-52]. Середні показники аварійності ТВЗ (число дефектних ТВЗ на 1 000 виведених з експлуатації) у 1994-2006 рр. склали: для США 20,9 (69 блоків), Франції 8,8 (58 блоків), Європи без Франції 16,0 (31 блок), Японії 0,5 (23 блоки) і Республіки Корея 10,6 (16 блоків). По світу інтенсивність паливних аварій на PWR у середньому – 13,8.

Розподіл причин аварій на реакторах PWR. Фреттинг – корозія твела дистанціонуючою решіткою – є домінуючим механізмом аварійності твелів у реакторах PWR по всьому світу: 65 % у США, 39 % у Франції та 37 % у Європі (Франції) [29; 30]. Другою найбільш поширеною причиною є аварії, пов'язані з продуктами корозії, які складають до 6, 11 і 18 %, відповідно. Третьою основною причиною є дефекти заводу-виробника: аварії становлять (~ 5 %), які більш або менш рівномірно розподілені по всіх країнах і часу.

У даний час середній світовий показник для цього виду аварій становить 4 %, у першу чергу через велику кількість таких відмов у Кореї між 1994-2006 рр., де 40 твелів з 90 стержнів загальної кількості вийшли з ладу через корозію оболонки. Таким чином, показник Республіки Корея становить до 44 % від загальної кількості [48].

Існує інший спосіб представити загальну надійність ТВЗ, щоб оцінити частину блоків, що відключаються протягом кожного року, і тих, паливна аварійність яких згідно зі звітністю нульова. Показник «реактор, вільний від дефектних ТВЗ» для конкретного року – це відношення кількості реакторів, відключених у поточному році, у яких були відсутні дефекти ТВЗ, до загальної кількості реакторів, які були відключені у цьому самому році. EPRI представлені дані ядерних енергетичних установок, вільних від дефектів, у США за період 2000-2006 рр. (базу даних EPRI FRED розпочали вести у 2000 р.). Таким чином, дані США охоплюють період 2000-2006 рр. Середні значення: США – 62,7 %, Франція – 75,6 %, Європа (без Франції) – 68,6 і Японія – 98,0 %, всього по світу – 76,6 %.

Висновки щодо паливних аварій на PWR. 20 % аварій, що сталися з ТВЗ на PWR, не можуть бути пояснені. Середній світовий показник паливних аварій (1994-2006 рр.) становить 13,8 дефектної ТВЗ на 1 000 ТВЗ, виведених з експлуатації. Діапазон змін показника: від 17 у 1994-1996 рр. до 9,5 у 2004-2006 рр., з 1995 по 2001 рр. зростання до 20,5. Збільшення показника у 1995 р. пов'язано з аваріями через корозійний знос твела дистанціонуючою решіткою на кількох АЕС у Європі та з масивною паливною аварією технологічного

характеру на 1 АЕС у США. Збільшення у 2001 р. також пов'язане з масовими паливними аваріями.

1.3.2 Оцінка аварійності ТВЗ для ВВЕР

Блоки ВВЕР-1000 працюють у Болгарії (2), РФ (9) та Україні (13). У Чехії на АЕС Темелін (2) ВВЕР-1000 обладнані дещо зміненою системою безпеки та паливом Westinghouse. 18 блоків ВВЕР-440/213: Чехія (4), Фінляндія (2), Угорщина (4), РФ (2), Словаччина (4) і Україна (2). 11 блоків ВВЕР-440/230: Вірменія (1), Болгарія (4), у даний час все вимкнені, РФ (4), Словаччина (2).

Інтенсивність паливних аварій на ВВЕР-1000 і ВВЕР-440 являє кількість дефектних ТВЗ на 1 000 виведених з експлуатації ТВЗ при відключенні реакторів. Середній показник щодо ВВЕР-1000: Болгарія – 45, РФ – 27,5 і Україна – 33,9. У середньому по всіх ВВЕР-1000 у період 1994-2006 рр. показник становив 32,1. Максимальний індекс аварійності ТВЗ спостерігався в Болгарії та РФ у 2001 р. і в Україні у 2004 р. Надійність виготовленого палива значно покращилася в РФ між 2003-2006 рр., досягнувши показника 12,3. Інтенсивність паливних аварій українських АЕС у 2005-2006 рр. має середнє значення.

Два блоки АЕС Темелін працюють на паливі Westinghouse конструкції Vantage-6. Тертя твела об дистанціонуючу решітку є основною причиною аварії однієї ТВЗ у 2004 р., 5 і 3 ТВЗ у 2005 р. і 6 і 10 ТВЗ у 2006 р., на блоках 1 і 2, відповідно.

Середньорічний рівень аварійності ВВЕР-440/213 протягом усього періоду 1994-2006 рр. – 4,7 аварійної ТВЗ. Зростання інтенсивності відмов ТВЗ у 1995 р. 12 ТВЗ і у 2001-2002 рр. пов'язане з 7 і 9 аварійними ТВЗ на Loviisa-2 у 1995 р. і аварійними ТВЗ на Кольській АЕС блок (3) 6 ТВЗ у 2001 р. і 4 ТВЗ у 2003 р., відповідно. Середньорічний рівень аварійності ТВЗ ВВЕР-440/230 у 1994-2006 рр. становив 17. Цей показник був сталим протягом усього періоду.

Максимальний рівень аварійних твелів зареєстрований у 2001 р. – 286 одиниць на мільйон для ВВЕР-1000 і 149 одиниць на мільйон для всіх ВВЕР.

Зростання показника у 2001 р. через масові паливні відмови на ВВЕР-1000: Балаківська АЕС блок 1 і 2 (по 9 ТВЗ на кожній) і Рівненська АЕС блок 3 (11 ТВЗ), де причиною аварії стало сміття в циркуляційному контурі. Середні значення аварійних твелів для 1994-2006 рр.: 134 одиниць на мільйон для ВВЕР-1000 і 34,5 для ВВЕР-440/213, із загальним середнім для всіх ВВЕР 94 одиниці аварійних твелів на мільйон.

Визначення причин аварій палива ВВЕР-1000: пошкодження сміттям у циркуляційному контурі оболонок твелів; фреттинг-знос заглушок твелів в нижніх частинах опорних решіток; зміщення твела під час транспортування; стирання твела об решітку, вплив продуктів зносу та корозії, проблеми взаємодії паливного стержня і оболонки. Технологічні дефекти виробництва не були визначені як причини відмови. Як зазначається у [39], викликані сміттям аварії в ВВЕР-1000 склали 14,2 % порівняно з періодом 2002-2006 рр., у той час як механічні пошкодження нижніх заглушок – 5,6 %, а решта 80,2 % відмов впливає з невизначених причин.

Визначені такі основні причини аварії палива ВВЕР/230: знос стиранням оболонки, дистанціонуючих решіток, контакт з паливним стержнем; механічне пошкодження оболонок твел уламками; відкладення продуктів корозії в дистанціонуючих решітках.

Надійність палива ВВЕР-440/213 досить висока: аварійних 10 твел на мільйон. Відома значна аварія палива цих реакторів, 9 ТВЗ на Loviisa-2 у 1995 р. через відкладення [51]. Причини відмов фреттинг-корозії твела решіткою – 39 %, окислення і корозія – 23 %, виробничий брак – 3 %, невідомі причини – 35 %.

Показник чисельності реакторів без аварійного палива. Середній показник по всіх ВВЕР у період 1994-2006 рр. склав 43,4 % (ВВЕР-1000), 79,4 % (ВВЕР-440/213) і 57,6 % (всі ВВЕР). Розподіл по країнах ВВЕР-1000 у 1994-2006 рр.: 31.9% Болгарія, 39.6% Україна і 52.7% РФ.

Висновки щодо паливних аварій на ВВЕР. Для всіх ВВЕР діапазон дефектних ТВЗ становить 6...18 ТВЗ за весь період, у 2001 р. [44]. Причина збільшення показника у 2001 р викликана масовим засміченням циркуляційних контурів, аварією на ВВЕР-1000: Балаково-1 і 2 (9 ТВЗ кожна) і Рівно-3 (11 ТВЗ). Причини відмов ВВЕР-1000 віднесені до пошкодження сміттям, зносу корозійними продуктами заглушок у нижніх опорних решітках і зміщення твела під час транспортування. Для ВВЕР-440: фреттинг-знос (оболонок, розпірних мереж, заглушок твелів), знос, викликаний сміттям, пошкодження оболонок відкладенням корозійних продуктів на твелах.

1.4 Результати розрахункового аналізу надійності ТВЗ для ВВЕР-1000

1.4.1 Аналіз зміни міжкасетних зазорів для ТВЗ

У [53] наведені результати розрахунків термомеханічної надійності активної зони з ТВЗ - А при переведенні ядерної енергетичної установки в маневрений режим. Моделювання проведено для режимів з постійним номінальним рівнем потужності та добового регулювання теплової потужності у діапазоні 100-80 % $N_{\text{ном}}$ відповідно, починаючи з третьої по шосту паливні кампанії. Число циклів добового регулювання потужності прийнято рівним 220 циклам.

Наведені у [53] результати розрахунків максимального прогину в поточній паливній кампанії показали, що частка міжкасетних зазорів, що перевищують 6 мм, на всіх етапах розглянутих паливних кампаній менша ніж 1,5 %.

Аналіз максимального прогину в третій паливній кампанії ТВЗ першого – третього років експлуатації при роботі блока в базовому режимі збільшується з 2,81 до 3,96 мм. При роботі блока в маневреному режимі максимальний прогин ТВЗ першого – третього років експлуатації протягом третьої паливній кампанії змінюється від 2,81 до 4,74 мм. Максимальний міжкасетний зазор збільшується у процесі третьої паливній кампанії при роботі блока в базовому режимі з 6,25 до 6,75 мм. Для блока, що працює в маневреному режимі, ця величина

змінюється в межах 6,25–7,61 мм. Подальший аналіз четвертої, п'ятої та шостої паливних кампаній показав аналогічну тенденцію.

Таблиця 1.3 – Зміна максимальних міжкасетних зазорів ТВЗ з вузьким куточком у процесі третьої – шостої паливних кампаній

Номер паливної кампанії	3		4		5		6	
	Стаціонарний режим / Маневрений режим		Стаціонарний режим / Маневрений режим		Стаціонарний режим / Маневрений режим		Стаціонарний режим / Маневрений режим	
	Макс. міжкасетний зазор, мм	Номер ДР*	Макс. міжкасетний зазор, мм	Номер ДР*	Макс. міжкасетний зазор, мм	Номер ДР	Макс. міжкасетний зазор, мм	Номер ДР*
1	2	3	4	5	6	7	8	9
Початок кампанії	4,92/4,92	8/8	4,09/3,95	8/8	3,59/4,22	9/9	4,01/4,81	9/9
Після виходу на потужність	6,25/6,25	8/8	5,45/5,31	8/8	4,42/5,04	9/9	4,85/5,67	9/9

Продовження таблиці 1.3

1	2	3	4	5	6	7	8	9
Перед розхолоджува нням	6,75/7,61	8/9	6,35/7,18	9/9	4,48/5,32	9/9	4,59/6,05	9/9
Після розхолоджува ння і підйому блоку захисних труб (БЗТ)	5,46/6,25	8/8	4,98/5,77	9/9	3,28/4,14	9/9	3,71/4,80	9/9

* – номер дистанційна решітка (ДР), рахуючи від нижньої опорної решітки ТВЗ - А.

У табл. 1.3 наведено величини максимальних прогинів ТВЗ і максимальних міжкasetних зазорів для двох варіантів роботи блока в базовому (стаціонарному) режимі та маневреному режимі, починаючи з третьої по шосту паливну кампанії.

Аналіз табл. 1.3 показав, що максимальні прогини ТВЗ на блоці, що працює в циклічному режимі, не більше ніж на 2 мм перевищують відповідні величини на блоці, що працює в стаціонарному режимі. Максимальні міжкasetні зазори в активній зоні ядерної енергетичної установки, що працює в циклічному режимі, не більше ніж на 1 мм перевищують відповідні величини на установці, що працює в стаціонарному режимі. Протягом трьох паливних кампаній частка зазорів, що мають величину, більшу ніж 4-6 мм, не перевищує 1,5 % при роботі ядерної енергетичної установки як в стаціонарному, так і в циклічному режимах.

Аналіз представлених результатів за максимальними зазорами, що утворилися, [54] та їх кількістю під час добового циклічного навантаження показав, що межі безпеки та граничні допустимі значення об'ємних коефіцієнтів нерівномірності енерговиділення ($K_{v_{ij}^{доп}}$) не змінюються [55].

1.4.2 Аналіз розрахункових даних паливних елементів для режиму добового маневрування

Аналіз проводився за [56] з урахуванням роботи енергоблока в третьому – шостому паливному завантаженні в режимі добового циклічного навантаження. Добова зміна навантаження здійснювалася за таким алгоритмом. Зниження теплової потужності реактора від 100 до 80 % $N_{ном}$ виконується протягом однієї години зануренням групи 10 від 90 до 84 % і збільшенням концентрації борної кислоти у теплоносії. Робота реактора на постійній потужності 80 % $N_{ном}$ протягом 7 год підтримується зміною концентрації борної кислоти. Збільшення потужності від 80 до 100 % $N_{ном}$ здійснюється двома етапами. Спочатку потужність реактора збільшується протягом однієї години від 80 до 93 % $N_{ном}$ за рахунок вилучення з активної зони групи № 10 від 84 до 90 %, далі збільшення потужності реактора від 93 до 100 % $N_{ном}$ здійснюється за рахунок зменшення концентрації борної кислоти у

теплоносії першого контуру. Робота реактора на рівні потужності 100 % $N_{\text{ном}}$ протягом ~14 год підтримується зміною концентрації борної кислоти. Далі цикл повторюється аналогічно.

Моделювалися чотири послідовних циклічних навантаження роботи блока в режимі добового регулювання. Модельний експеримент був виконаний на момент 200 еф. діб для кожної, від третьої по шосту паливній кампанії, за умовами навантаження твелів/твегів і вигоряння палива [56].

Вхідні дані для розрахунку, що забезпечують критерії консерватизму, наведені у табл. 1.4

Таблиця 1.4 – Вхідні дані паливної таблетки для розрахунку з [56]

Дані	Діапазон допустимих значень	Прийняте значення
Щільність палива, г/см ³	10,4-10,7	10,7
Розмір зерна в паливі твел/твег, мкм	(10-20)/(6-25)	20/25
Доспекання, лін %	≤ 0,4	0
Внутрішній діаметр оболонки, мм	7,73 ^{+0,06}	7,73
Внутрішній діаметр паливної таблетки, мм	1,4 ^{+0,2}	1,4
Зовнішній діаметр паливної таблетки, мм	7,57 _{-0,03}	7,57
Глибина вихідного технологічного дефекту (тріщина), мкм	≤ 35	35

Прийняті алгоритми керування активною зоною при маневруванні характеризуються невеликим діапазоном зміни положення робочої групи ОР СУЗ у процесі регулювання та підтриманням фазової точки офсет-потужностної діаграми у допустимій області і, як наслідок цього, невисокою зміною теплових навантажень у твелах.

Оцінка потужності тепловиділяючих елементів при багаторазовому впливі режимів зміни добового навантаження проводиться за критерієм втомної

потужності, що має сенс накопиченої міри пошкоджень від циклічних і тривалих статичних навантажень.

Результати розрахунку напружень в оболонках паливних елементів в режимі добового регулювання потужності представлені у табл. 1.5. Амплітуда напружень у циклі та коефіцієнт асиметрії циклу обчислюються за такими формулами: $\sigma_a = (\sigma_{\max} - \sigma_{\min}) / 2$, $r = \sigma_{\min} / \sigma_{\max}$. У табл. 1.5 W – міра втомних пошкоджень оболонки твела/твега від режиму одиничного циклування.

Для твелів і твегів проведена оцінка заходів втомних пошкоджень оболонки при добовій зміні навантаження в консервативному припущенні сталості амплітуди напружень і коефіцієнта асиметрії циклу згідно з методикою, викладеною у [57].

Аналіз табл. 1.5 показав, що значення міри втомних пошкоджень оболонки твелів і твегів максимальне при добовому регулюванні потужності у четверте паливне завантаження і становить для твела циклічної потужності оболонок твелів/твегів у циклічних режимах $1,09 \cdot 10^{-9}$ (твел другого року експлуатації) та твега $1,13 \cdot 10^{-8}$ (твег третього року експлуатації).

Консервативно вважаючи, що у кожне завантаження максимальна кількість циклів зміни добового навантаження може становити 300 циклів, і беручи для кожного циклу пошкодження, що максимально вноситься, накопичене втомне пошкодження оболонки твела складе $W_{\text{cycl}} = 0,98 \cdot 10^{-6}$ та для твега $W_{\text{cycl}} = 1,02 \cdot 10^{-5}$.

Загальна кількість циклів приймалася з розрахунку трьох років експлуатації. На першому році експлуатації у твелах/твегах ще зберігаються вільні обсяги, що компенсують паливо, яке термічно розширюється, при добовому регулюванні потужності, що виключає протікання процесів накопичення втомних пошкоджень.

Розрахунок статичного пошкодження проводиться для стаціонарного режиму експлуатації, для якого результати розрахунків напружень в оболонці наведено у [58]. Консервативно вважаючи діючі напруги постійними по кампанії та рівними максимальному значенню (≈ 85 МПа для твелів і твегів), отримуємо величину статичного пошкодження $W_{\text{stat}} \approx 0,00255$.

Таблиця 1.5 – Результати розрахунку циклічної потужності оболонок твелів/твєгів у циклічних режимах

Номер завантаже ння	Параметр	Рік експлуатації		
		2	3	4
3	σ_{\max}	63/30	102/90	-/-
	σ_{\min}	-53/-54	-2/-41	/
	σ_a	58,0/42,0	52,0/65,5	-/-
	r	-0,841/-1,80	-0,020/-0,456	-/-
	W	0/0	0/-0,456	-/-
4	σ_{\max}	89/9	106/97	105/109
	σ_{\min}	-54/-57	-8/-50	2/-7
	σ_a	71,5/33,0	57,0/73,5	51,5/58,0
	r	-0,607/-6,330	-0,076/-0,515	0,019/-0,064
	W	$1,09 \cdot 10^{-9}/0$	$3,76 \cdot 10^{-12}/1,13 \cdot 10^{-8}$	$0/8,55 \cdot 10^{-11}$
5	σ_{\max}	70/20	101/89	103/103
	σ_{\min}	-58/-57	-1/-48	1/-6
	σ_a	64,0/38,5	51,0/68,5	51,0/54,5
	r	-0,829/-2,85	-0,010/-0,539	0,010/-0,058
	W	0/0	$0/1,33 \cdot 10^{-10}$	0/0
6	σ_{\max}	69/18	100/91	103/105
	σ_{\min}	-57/-57	-1/-39	0/-3
	σ_a	63,0/37,5	50,5/65,0	51,5/54,0
	r	-0,826/-3,17	-0,010/-0,430	0/-0,029
	W	0/0	$0/5,52 \cdot 10^{-12}$	0/0

Таким чином, багаторазовий вплив добової зміни навантаження в діапазоні 100-80-100 % теплової потужності реактора з урахуванням накопичених статичних пошкоджень не лімітує працездатності паливних елементів.

У подальшому доцільно розглянути вимоги до твелів для забезпечення меж безпеки. При цьому необхідно проаналізувати критерії, які відповідають реакторам типу PWR та ВВЕР.

1.4.3 Критерії працездатності твела

Більшість сучасних критеріїв безпеки ядерного палива для реакторів PWR були створені у 1960-х і на 1970-х рр. у країнах Великої сімки. Ці критерії були затверджені з експериментів з паливними конструкціями, доступними на той час, хоча ряд випробувань ґрунтувався на неопромінену паливі. У 2002 р. була здійснена додаткова перевірка у процесі розвитку паливних збірок з метою показати, що ці конструкції відповідають існуючим критеріям і немає необхідності встановлювати нові обмеження.

Існуючі критерії встановлюють значення: покриття оболонки твела корозійним матеріалом; окислення оболонки та її гідрування; внутрішнього тиску газу в паливному стержні; величини покриття оболонки твела відкладеннями за рахунок тепломеханічного навантаження; розплаву палива; фрагментації палива; окрихчення оболонки; утворення тріщин оболонки; радіоактивних продуктів поділу, значення глибокого вигорання, МОКС палива, повільного введення або неповної посадки керуючих стержнів, аномального аксіального оффсету, подовження і порушення стабільності оболонки.

У своїй доповіді 2003 р. про «Критерії безпеки палива в країнах-членах NEA» [59] робоча група CSNI визначила кілька категорій критеріїв. Критерії безпеки вводяться регулюючим органом. Дотримання критеріїв безпеки гарантують, що вплив ядерної енергетичної установки на навколишнє середовище є прийнятним. Експлуатаційні критерії характерні для конструкції паливної збірки та надаються виробнику палива в рамках ліцензійної основи. Експлуатаційні критерії мають на увазі, що критерії безпеки не порушуються. Проектний критерій використовується виробниками при конструюванні палива та активної зони. Проектні критерії зберігаються під час нормальної експлуатації та проектних перехідних процесів.

Може бути, важко класифікувати наведені паливні критерії залежно від типу події. Тому паливні критерії включені лише для спроби класифікувати їх залежно від типу події або значимості ризику. Для кожного з паливних критеріїв його короткий опис такий, який використовується в різних додатках, представлений з його обґрунтуванням.

Проектні зміни, такі як різні матеріали оболонки, глибоке вигорання і використання МОКС палива, може вплинути на допустимі межі зміни палива і, в деяких випадках, на самі паливні критерії. Розглянемо коротко кожен з них.

Критичний тепловий потік. Критичний тепловий потік (CHF), або криза кипіння, визначає максимальний тепловий потік в реакторі, при якому відбувається зміна фази при нагріванні теплоносія. У PWR CHF починається, коли кількість бульбашок в прикордонному шарі твела настільки велика, що дотичні бульбашки зливаються і утворюють парову плівку на поверхні твела. Передача тепла через парову плівку гірша, ніж до рідини, і виникнення критичного теплового потоку супроводжується значним збільшенням температури поверхні оболонки. При таких умовах в оболонці може відбутися швидке окислення або навіть плавлення, що може призвести до руйнування оболонки. Запас до кризи кипіння визначається відношенням CHF до локального теплового потоку твела. Межа безпеки становить 1,15 і не повинна перевищувати максимально навантажений твел.

Коефіцієнти реактивності. Коефіцієнти реактивності були введені в цілях спрощення аналітичного рішення, в точковому кінетичному рівнянні, а також для розуміння змін реактивності внаслідок різних фізичних ефектів за рахунок зворотного зв'язку. Коефіцієнти реактивності обчислюються з точки зору критеріїв безпеки LWR, до них висувається загальна вимога, щоб температурний коефіцієнт сповільнювача або сумарний коефіцієнт реактивності були негативними для забезпечення зворотного зв'язку з управлінням.

Коефіцієнти реактивності визначаються станом активної зони реактора, який залежить від температури T палива, температури теплоносія T_m , об'ємної частки пари в теплоносії (μ), тиску в контурі P_s , концентрації бору в теплоносії.

Температура палива згідно з доплеровським ефектом dp/dT_f , миттєво змінює енергію поділу палива, у той час як інші ефекти запізнюються. Час зміни коефіцієнта реактивності для палива порядку декількох секунд і залежить від теплоємності палива, теплопровідності та діаметра, що впливає на зміни температури сповільнювача і пароутворення. Температурний коефіцієнт реактивності слабо залежить від збагачення і вигорання палива: чим вище вигорання, тим більш жорсткий спектр нейтронів, у цілому значення зміни температурного коефіцієнта реактивності від вигорання невелике у LWR.

Підвищення температури сповільнювача / теплоносія T_m викликає в основному два ефекти: щільність води зменшується і такий ефект схожий на початок пароутворення; і спектр теплових нейтронів погіршується і ефективний переріз нейтронів змінюється.

У PWR з сильно борированим теплоносієм dp/dT_m температурний коефіцієнт реактивності негативний за нормальних умов експлуатації, але може стати позитивним при більш низьких температурах теплоносія. Завдяки зменшенню концентрації бору в кінці паливної кампанії температурний коефіцієнт сповільнювача стає негативним наприкінці кампанії. Це має деякий вплив при охолодженні під час аварійних випадків, таких як розрив паропроводу, тому що позитивна реактивність вводиться з охолодженим теплоносієм в реактор, який збільшує енерговиділення.

Для того щоб забезпечити тривалість паливної кампанії, проводять завантаження свіжого палива з високим збагаченням, при цьому забезпечується надмірна реактивність. Така додаткова реактивність у паливі компенсується додаванням вигоряючого поглинача, високою стартовою концентрацією борної кислоти і конструкцією активної зони.

Критичність і запас до критичності. Знаходження реактора в підкритичному стані повинно забезпечуватися або достатньою негативною реактивністю залежно від розташування керуючих стержнів, та/або достатньою концентрацією бору в теплоносії першого контуру.

Для регулюючих стержнів вимога «підкритичності» називається запасом з критики (SDM). SDM визначається як запас до критичності ($K_{\text{эф}} = 1$) у ситуації, коли всі регулюючі стержні введено в активну зону, але без стержня з найбільшим поглинанням. SDM повинен бути достатнім для досягнення активною зоною робочої температури при нульовій потужності. Значення меж технічної характеристики для SDM зазвичай знаходиться в інтервалі (0,3–0,5 %) $\Delta K/K$, в основному через невизначеність в розрахунку $K_{\text{эф}}$ і виробничих допусках регулюючих стержнів. Це обмеження зазвичай перевіряється на початку паливної кампанії; проектні межі для SDM, як правило, 1 % $\Delta K/K$ або вище, для захисту від непередбачених систематичних помилок при розрахунку значення $K_{\text{эф}}$.

Межі SDM аварійної концентрації бору встановлюються аналогічно вищевказаним межам SDM регулюючих стержнів, тобто тих, які засновані на розрахунковій і системній невизначеностях. Значення для діапазону аварійної концентрації бору SDM від 1 до 4 % $\Delta K/K$ залежно від того, чи проведений аналіз за допомогою загальних умов та/або для умов холодного реактора для більш правдоподібного відображення конкретних установок.

Збагачення палива. Межі збагачення близько 5 мас % U^{235} використовуються у зв'язку з критичністю міркувань щодо виготовлення, обробки та транспортування. Для деякого застосування глибоких вигорянь може бути необхідним більш високе збагачення. Правила безпеки з критичності та пов'язані з ними бібліотеки перерізів для палива реакторів типу LWR визначені для збагачення 5 мас % і нижче. Ні стандартні розрахункові коди, ні підстави для екстраполяції розрахункового коду для збагачення в діапазоні 5–10 % мас не відомі. Перехід у цей діапазон небезпечний, тому що буде змінена фізика критичності, досягаючи збагачення 6 мас % і вище, поодинокі збірки в уповільнювачі можуть вийти в критичний стан, тобто стає можливою критичність слабко уповільнених або неуповільнених систем.

CRUD (оксиди оболонки) карбонатні відкладення. Максимальна кількість CRUD, речовини, що осаджується на оболонку, може бути оцінена залежно від глибини вигоряння або потужності у кінці паливної кампанії. Максимально оцінене значення має зіставлятися з прийнятим значенням і перевіряється за даними

вимірювань. Різні рівні CRUD використовуються виробниками відповідно до конструкції паливної збірки.

В останні роки для важких термічних режимів, які виникають в паливних стратегіях управління для підтримки збільшеної довжини циклу і збільшеної потужності активної зони, були введені для зменшення рівня радіації в компонентах установки з модифікованою водо-хімічної стратегією. При переході на довгі робочі кампанії потрібне додаткове завантаження розчинного бору на її початку, для підтримання рН на рівні 7,2. Така концентрація бору в паливі підвищує концентрацію літію – вище ніж 2,2 частини на мільйон (ppm), що може збільшити швидкість корозії.

Деформуюча сила, напруга, втома. Консервативні проектні межі взяті для деформації оболонки (наприклад близько 0,2 % виробітку (зносу) або потужності на розтяг при робочій температурі). Для напруги існує декілька різних, але тісно пов'язаних меж. Використовується кілька форм критерію «1 % напруги».

Перша форма критерію «1 % напруги» застосовується для довгострокової напруги, яке з'являється після зменшення розриву, за рахунок зовнішнього надлишкового тиску. Процес включає в себе теплове розширення, але в ньому переважає процес набухання. Існує два різних значення: 1 %-ий критерій напруги, який належить тільки до тангенціальної напруги, і 2,5 %-ий критерій напруги, який належить до комбінованої тангенціальної і аксіальної (осьової) напруги, так званої еквівалентної напруги, яка є додатковим вектором від тангенціального і аксіального напрямку. 1 %-ва тангенціальна напруга і 2,5 %-ва еквівалентна напруга приблизно рівні, з точки зору навантаження оболонки. У деяких країнах критерій 2,5 % був замінений на 3,5 %. Причиною такого збільшення була необхідність забезпечення високого вигоряння (> 60 МВт діб/кг). Було показано, що для деяких матеріалів оболонки 3,5 % напруги буде мати достатній запас до відмови.

Друга форма критерію «1 % напруги» використовується для визначення максимального навантаження, яка може бути сприйнята твелоом протягом короткого часу. Цей критерій напруги (тангенціальна, нестационарна напруга) визначається

незалежно від критеріїв DNB, які повинні обмежувати потужність, до того як 1 % межі напруги стане ефективним.

Другий критерій був використаний як критерій механічної взаємодії оболонки і паливної таблетки (PCMI) для експлуатаційних перехідних процесів.

Окислення та гідрування оболонки. Окислення та гідрування за нормальних умов експлуатації реактора безпосередньо впливають на продуктивність палива не тільки під час нормальної роботи, але й під час перехідних і аварійних режимів.

Для цілей проектування товщини оксидного шару межа концентрації гідриду зазвичай передбачається наприкінці терміну служби палива. Для традиційних сплавів (циркалой) значення зазвичай у діапазоні від 100 мікрон і 500-600 частин на мільйон, відповідно; ці значення беруться з даних післяреакторних досліджень (PIE) і являють розумні обмеження на дані.

Внутрішній тиск газу в твелі. Ділення ядерного палива супроводжується виділенням газоподібних продуктів ділення у внутрішню порожнину твела, де присутій під тиском гелій, тому внутрішній тиск газів у твелі є важливим аспектом поведінки палива. Експериментально встановлений витік газоподібних продуктів поділу з-під оболонки в перехідних режимах, в області глибоких вигорянь палива.

Крім того, випуск газоподібних продуктів поділу у значній мірі залежить від формування периферичного обода палива при глибокому вигорянні, що особливо важливо для перехідних режимів і попередження аварій. Ці явища ще не до кінця вивчені, існуючі аналітичні інструменти не можуть прогнозувати їх задовільно.

Вплив внутрішнього тиску на паливний стержень при глибокому вигорянні вивчався протягом останніх 10 років. Одне з таких досліджень, серія випробувань (IFA 610) з UO_2 і MOX твелів 50-60 ГВт/т, було виконано в Halden дослідницькому реакторі [60]. Для паливного стержня з UO_2 енерговиділення проходило при надлишковому тиску близько 130 бар, вищому, ніж тиск в першому контурі. Результати паливного стержня з МОКС показали ще більший тиск енерговиділення.

Теплові механічні навантаження. Механічна взаємодія паливної таблетки та оболонки твел виникає від таблеток, що розширюються, особливо під час

перехідного процесу. Набухання таблеток призводить до теплового розширення і газоподібного набухання, і, якщо виникаюча напруга в оболонці стає великою, це може призвести до її пошкодження.

Запобігання механічному руйнуванню оболонки під час перехідних процесів через механічну взаємодію паливної таблетки та оболонки твел є основним критерієм безпеки і входить до граничних значень для оболонки у критерії «1 % напруги». Тим не менш механічні пошкодження можуть відбуватися на локальному рівні через виникаючу напругу, вищу ніж 1 %. Такий ефект може спостерігатися для тендітної оболонки при високому вигорянні (якщо оболонка має високу концентрацію гідриду на зовнішній поверхні) [61].

Плавлення палива. Практика при проектуванні палива для LWR передбачає, що відмова твела станеться, якщо відбувається осьове плавлення. Аналіз проводиться для максимальної лінійної швидкості генерації тепла по всій активній зоні і зазвичай враховує ефект вигоряння і вміст Pu або Gd в точці плавлення.

Плавлення палива необов'язково призводить до виходу з ладу всього твела або його оболонки. Дані для оболонки з циркалою-2 при вібраційному ущільненні (83-85 % TD) палива UO_2 отримані в експериментальному реакторі General Electric (GETR) при вигорянні до 20 000 МВт/т U і тепловому потоці, більшому ніж $3,5 \cdot 10^6$ Вт/м², показують [62], що UO_2 паливний елемент може успішно працювати при лінійної потужності, достатній, щоб викликати велике плавлення.

При такій високій потужності або навіть «повільних» силових перехідних умовах, що ведуть до масових плавлень у центральній частині таблетки, геометрія палива залишається незмінною, і, отже, охолоджуваною. Припускаючи стаціонарні умови, температура осьової лінії в промисловому реакторі досягне точки плавлення при рівнях потужності від 82 кВт/м. Лінійні рівні потужності в діючих реакторах, як правило, значно нижчі, тому що вони обмежені теплогідролічними обмеженнями. Розплавлення палива забезпечує конструкція паливного елемента.

Руйнування оболонки паливного елемента. При руйнуванні оболонки паливного елемента число відмов паливних стержнів має бути розраховане таким чином, щоб можна було оцінити радіологічні дози для населення.

Аналіз руйнування оболонки паливного елемента заснований на максимальному радіально усередненому тепловмісті палива у 170 кал/г для реакторів PWR. Аналіз руйнування оболонки паливного елемента для паливних стержнів з вигоранням 50 ГВт/т і вище цієї межі є обов'язковим. Для цього були запропоновані різні граничні значення як функції вигорання, засновані або на прямих експериментальних даних (повномасштабні випробування), або з використанням параметрів товщини оксидної плівки оболонки і зміни механічних властивостей оболонки.

Фрагментація палива. Фрагментація палива – процес, при якому частинки палива рухаються з-під паливної оболонки в місці її руйнування у навколишній обсяг. Фрагментація палива вважається можливою при високому енерговиділенні, що виникає в результаті протікання реактивностної аварії. Результати випробувань реактора у Хальден показали, що фрагментація палива може статися під час аварії з втратою теплоносія (LOCA).

Щоб уникнути втрати поверхні охолодження оболонок твел при виникненні імпульсів тиску теплоносія, пікові критерії енерговмісту палива використовуються як обмеження для RIA. Середнє радіальне значення енерговмісту палива 280 кал/г при максимальному вигоранні 33 ГВт/т використовується в США як критерій.

Крихкість оболонки через температуру в разі аварії не-LOCA. Для аварій на PWR з блокуванням робочого колеса насоса охолодження використовується критерій, щоб визначити відмову оболонки при розрахунку доз і температури оболонки. Межу температури в 1 480 °C було взято з попередніх оцінок даних кордону відмови палива для умов LOCA (1 480 °C і 17 % від товщини оболонки окисленою реакцією (матеріал оболонки – теплоносій). Підставою для збереження високої межі температури для не-LOCA перехідних процесів було те, що ці перехідні процеси короткочасні. Цей критерій щодо температури є кількісною мірою окислення оболонки, яке може мати місце під час перехідного процесу і пов'язаної з цим втрати пластичності. Оскільки окислення і наводнювання відбуваються під час нормальної роботи, ці процеси викликають подальше зниження пластичності при високому вигоранні. Експериментальні результати

програми KIT18 показали залежність кінетики окислення матеріалу оболонки для різних температур від 600 до 1 600 °C [63].

Крихкість оболонки при LOCA. Аналіз аварії з втратою теплоносія припускає, що певна кількість паливних стержнів розгерметизується і продукти ділення потраплять в теплоносій, але системи аварійного охолодження активної зони (CAOAZ) працюють таким чином, що фрагментація паливних стержнів не допускається, забезпечується тривале охолодження активної зони.

Оболонки не стануть досить крихкими, щоб фрагментуватися, якщо температура оболонки залишається нижчою ніж 1204 °C, а глибина окислення не перевищує 17 % від товщини оболонки. Такий критерій окрихчення оболонки (Ref. 10CFR50.46) широко використовується, хоча в деяких випадках межа окислення знаходиться на рівні 15 % (Японія). У даний час типові ступені окиснення до 100 мікрон або більше і концентрації водню до або навіть вищі, ніж 600 частин на мільйон pps.

Країни-члени NEA розглядають вимоги до LOCA як обов'язкові умови для аналізу при управлінні LOCA [64].

Фреттинг-знос (корозія). Фреттинг-знос у ТВЗ спостерігається у точках контакту конструктивних елементів (дистанціануюча решітка твела). Дотримання межі фреттинг-зносу (10 % від товщини оболонки) перевіряється апостеріорними післяреакторними дослідженнями.

Для ВВЕР критерієм зносу конструкції на фреттинг-корозії є вібрація, яка проводиться протягом 3 000 год випробувань на витривалість [65]. Інший критерій щодо конструкції вимагає не допустити знос третьових частин більше ніж 0,1 мм. Цей критерій не поширюється на пружний контакт між каркасом і паливним стержнем.

Активність теплоносія. Активність теплоносія визначається підприємством-виробником за концентрації I^{131} (іноді і Cs^{137}) у теплоносії. Норма не вища ніж $2 \cdot 10^9$ Бк/т. При цьому робота АЕС з невеликою кількістю розгерметизованого палива допускається. Системи хімічного очищення установок були спроектовані так, щоб впоратися з паливними розгерметизаціями, які не перевищують заявлену активність.

Крім прийнятих технічними умовами обмежень, жодних інших критеріїв безпеки палива щодо активності теплоносія не існує.

Вигорання палива. Ліцензовані межі вигорання залежать від виду і постачальника палива. Ліцензовані межі можуть звернутися до місцевих рівнів вигорання та/або стержневим середнім рівням вигорання та/або зборкам середніх рівнів вигорання. Ліцензійні межі такі:

- максимальне отримане середнє вигорання 62 ГВт/т для деяких видів палива в країнах-членах NEA [59];
- межа для максимального середнього вигорання за ТВЗ 52 ГВт/т існує у Франції для UO_2 і МОКС-палива. МОКС-паливо було раніше обмежене 47 ГВт/т метричним і 3-річним циклом;
- максимальна середня глибина вигорання для ТВЗ ВВЕР 57 ГВт/т і 50 ГВт/т для палива, що використовуються в реакторах типу BWR у Фінляндії;
- максимальна середня глибина вигорання для ТВЗ з паливом UO_2 55 ГВт/т для реакторів PWR, і реакторів BWR 45 ГВт/т. Для ТВЗ з МОКС-палива у реакторах PWR 40 ГВт/т і для реакторів BWR в Японії;
- максимальна середня глибина вигорання для ТВЗ реакторів PWR 65 ГВт/т і 53 ГВт/т для ТВЗ реакторів BWR, для палива в Німеччині;
- максимальна середня глибина вигорання для ТВЗ реакторів від 50 до 70 ГВт/т, або максимальний локальний плановий рівень від 59 до 82 ГВт/т палива у Швейцарії.

Раніше питання глибокого вигорання та його можливі наслідки розглядалися багато разів. Ряд виробників продовжують підвищувати глибину вигорання палива до гранично можливої величини, для досягнення бажаних економічних показників. Тому роботі ядерної енергетичної установки з ядерним паливом при великих вигораннях приділяється багато уваги, особливо щодо аварійних режимів перехідних процесів при циклічній зміні рівня потужності [25; 66].

Для обґрунтування надійності твелів конструкції ТВЗА використовуються чотири групи критеріїв оцінки працездатності твела в стаціонарних, перехідних і циклічних режимах роботи ядерної енергетичної установки: теплофізичні, корозійні,

деформаційні та потужнісні критерії [67; 68; 139]. Розглянемо докладно кожен групу критеріїв.

У групі теплофізичних критеріїв задаються обмеження щодо температури палива, тиску газів під оболонкою твела, лінійної потужності твела (табл. 1.6).

У групі корозійних критеріїв задаються обмеження щодо товщини окисної плівки оболонки і вмісту водню в оболонці (табл. 1.7).

У групі деформаційних критеріїв задаються обмеження щодо зміни діаметра оболонки і подовження твела (табл. 1.8).

Таблиця 1. 6 – Група теплофізичних критеріїв

Критерій	Значення
ТС1 обмеження щодо температури палива	$T_{\max} \leq T_{\text{плав}}$, де $T_{\text{плав}}(Bu) = 3110 - 3,577 \cdot Bu$ – температура плавлення палива, К; Bu – вигоряння, МВт·сут/кг-У; T_{\max} – гранична температура палива
ТС2 обмеження щодо тиску газів під оболонкою твела	$p_{г,\max} \leq p_{\text{тепл}}$, де $p_{г,\max}$ – граничне значення тиску газів під оболонкою твела; $p_{\text{тепл}}$ – тиск теплоносія
ТС3 обмеження щодо лінійної потужності твела	$q_l \leq q_{l,\max}$, де q_l – лінійна потужність твела; $q_{l,\max}$ – допустима межа, що залежить від вигоряння

Таблиця 1.7 – Група корозійних критеріїв

Критерій	Значення
КС1 обмеження щодо товщини окисної плівки оболонки	$h \leq h_{\max}$, де h – товщина окисної плівки оболонки; $h_{\max} = 60$ мкм
КС2 обмеження щодо вмісту водню в оболонці	$H \leq H_{\max}$, де H – вміст водню в оболонці; $H_{\max} = 0,04$ %

Таблиця 1.8 – Група деформаційних критеріїв

Критерій	Значення
DC1 обмеження щодо зміни діаметра оболонки	$\Delta D \leq \Delta D_{\max}$, де ΔD – зміна діаметра оболонки; $\Delta D_{\max} = 0,03$ мм – для ТВЗ-2; $\Delta D_{\max} = 0,05$ мм – для ТВЗ-А;
DC2 обмеження щодо подовження твела	$\Delta L \leq \Delta L_{\max}$, де ΔL – подовження твела; ΔL_{\max} – зазор між верхніми заглушками твелів і верхньою головкою ТВЗ; $\Delta L_{\max} = 46$ мм – для ТВЗ-2; $\Delta L_{\max} = 61$ мм – для ТВЗ-А

У групі потужнісних критеріїв задаються обмеження щодо тангенціальної та еквівалентної напруги, надмірного зовнішнього тиску теплоносія, комбінованого пошкодження внаслідок тривалих статичних навантажень і циклічної втоми матеріалу оболонки, пластичної деформації оболонки в короточасних режимах термомеханічного навантаження (табл. 1.9).

Загальноприйнятим при проведенні детерміністичних розрахунків з обґрунтування працездатності твелів є застосування таких консервативних припущень: низькі властивості теплоперенесення у твелі (коефіцієнт теплопередачі у зазорі, теплопровідність палива); вибір найгірших параметрів твела для теплофізичних оцінок максимальних температур (максимальний зазор між паливом і оболонкою в межах допусків, мінімальна щільність палива, максимальне доспекання палива, мінімальний розмір зерна в паливі у межах допусків); вибір найгірших параметрів твела, що забезпечує жорстку механічну взаємодію палива з оболонкою (мінімальний зазор між паливом і оболонкою, максимальна щільність палива, мінімальне доспекання палива, максимальний розмір зерна в паливі у межах допусків).

Незважаючи на наявність зазначених потужнісних критеріїв оцінки довговічності твела, у нормативній літературі недостатньо чітко викладені вимоги до термомеханічних розрахунків, з точки зору забезпечення безпеки ядерної енергетичної установки ВВЕР-1000 [69].

Таблиця 1.9 – Група потужнісних критеріїв

Критерій	Значення
SC1 обмеження щодо тангенціальної напруги в оболонці	$\tau \leq \sigma_{SC1}$, де τ – тангенціальна напруга; $\sigma_{SC1} = 250$ МПа
SC2 обмеження щодо еквівалентної напруги в оболонці	$\sigma_{e,max} \leq \sigma_{02}$, де $\sigma_{e,max}$ – максимальна еквівалентна напруга в оболонці σ_{02} – межа текучості
SC3 обмеження щодо надмірного зовнішнього тиску теплоносія	$P \leq P_{max}$, де P – надмірний зовнішній тиск теплоносія; P_{max} – граничне значення надлишкового зовнішнього тиску теплоносія
SC4 обмеження щодо комбінованого пошкодження оболонки	$\omega \leq \omega_{max}$, де ω – комбіноване пошкодження оболонки внаслідок тривалих статичних навантажень і циклічної втоми матеріалу; $\omega_{max} = 1$
SC5 обмеження щодо пластичної деформації оболонки	$\epsilon_{\theta} \leq \epsilon_{\theta,max}$, де ϵ_{θ} – пластична деформація оболонки в короткочасних режимах термомеханічного навантаження; $\epsilon_{\theta,max} = 0,5$ %

1.5 Аналіз моделювання роботи в циклічному режимі обладнання і трубопроводів першого контуру

У [53] наведено результати оцінки впливу роботи енергоблока з ВВЕР-1000 (В-320) в режимі добового регулювання на ресурс обладнання першого контуру за умов знакозмінних температурних навантажень.

Оцінка напружень, що виникають в обладнанні, здійснювалася за граничними регламентними значеннями швидкості зміни потужності ядерної енергетичної

установки в режимі добового регулювання. Приймалися такі характеристики добового циклу зміни потужності. Розвантаження зі 100 до 75 % $N_{\text{ном}}$ зі швидкістю, не більшою ніж 3 % $N_{\text{ном}}$ /хв., і подальша робота на постійному рівні потужності протягом 6 год. Підйом потужності до 100 % зі швидкістю 1 % $N_{\text{ном}}$ /хв і подальша робота на цьому рівні потужності. Аналізувалася робота ядерної енергетичної установки у такому режимі протягом 200 ефективних доби.

На першому етапі в режимі добових циклічних навантажень було проведено дослідження з моделювання теплогідравлічних параметрів ядерної енергетичної установки [53; 70]. Вихідні дані для моделювання наведені у табл. 1.10, а його результати – у табл. 1.11

Таблиця 1.10 – Основні технологічні параметри ядерної енергетичної установки

Найменування параметра	Значення
Теплова потужність реактора, МВт/% $N_{\text{ном}}$	3000/100
Тиск в першому контурі при виході з активної зони, МПа	15,7
Тиск пари на виході з ЦПК, МПа	6,08
Перепад тиску в активній зоні, МПа	0,147
Перепад тиску на реакторі без урахування патрубків, МПа	0,392
Витрата теплоносія через реактор, м ³ /год	84800
Температура теплоносія на вході в активну зону, °С	291
Температура теплоносія на виході з активної зони, °С	321

Аналіз проведено для початку і кінця роботи блока в режимі добового регулювання потужності без урахування борного регулювання, оскільки розглядалися швидкодіючі процеси.

При розглянутій у розрахунках швидкості зміни навантаження, швидкодії та ефективності регулюючої групи, керованої автоматичний регулятор потужності (АРП) - тиск, вистачає для досягнення сталості тиску в ЦПК на моменти початку і кінця кампанії.

Таблиця 1.11 – Результати моделювання циклу регулювання

t, с	0	200	400	600	800	1000	1200	1400
N_p , %	100	90	80	78	78	78	78	78
N_T , %	100	90	75	75	75	75	75	75
$P_{ГПК}$, МПа	6.08	6.14	6.15	6.13	6.12	6.12	6.12	6.12
$H_{ПГ}$, м	2.46	2.47	2.48	2.48	2.45	2.46	2.47	2.45
$T_{ВНХ}$, °С	321.0	316.0	312.0	312.0	312.0	312.0	312.0	312.0
$T_{ВХ}$, °С	291.0	288.0	287.0	287.0	287.0	287.0	287.0	287.0

Продовження таблиці 1.11

t, с	1600	1800	2000	2200	2400	2600	2800	3000
N_p , %	78	78	78	78	78	78	78	78
N_T , %	75	75	75	75	75	75	75	75
$P_{ГПК}$, МПа	6.12	6.12	6.12	6.12	6.12	6.12	6.12	6.12
$H_{ПГ}$, м	2.45	2.47	2.45	2.47	2.47	2.45	2.47	2.44
$T_{ВНХ}$, °С	312.0	312.0	312.0	312.0	312.0	312.0	312.0	312.0
$T_{ВХ}$, °С	287.0	287.0	287.0	287.0	287.0	287.0	287.0	287.0

Продовження таблиці 1.11

t, с	3200	3400	3600	3800	4000	4200	4400	4600
N_p , %	78	78	78	84	86	87	92	95
N_T , %	75	75	75	80	83	82	90	94
$P_{ГПК}$, МПа	6.12	6.12	6.12	6.03	6.03	6.03	6.03	6.03
$H_{ПГ}$, м	2.45	2.47	2.45	2.43	2.43	2.43	2.43	2.43
$T_{ВНХ}$, °С	312.0	312.0	312.0	314.0	313.0	315.0	316.0	316.5
$T_{ВХ}$, °С	287.0	287.0	287.0	287.0	287.0	288.0	288.5	289.0

Продовження таблиці 1.11

t, с	4800	5000	5200	5400	5600	5800	6000
N_p , %	99	100	100	100	100	100	100
N_T , %	97	100	100	100	100	100	100
$P_{гпк}$, МПа	6.03	6.03	6.03	6.03	6.03	6.03	6.03
$H_{пг}$, м	2.43	2.43	2.47	2.47	2.47	2.47	2.47
$T_{вих}$, °С	318.0	321.0	321.0	321.0	321.0	321.0	321.0
$T_{вх}$, °С	290.0	291.0	291.0	291.0	291.0	291.0	291.0

Як результат, отримано такі значення максимальних відхилень основних технологічних параметрів від значень, відповідних стаціонарному режиму експлуатації (табл. 1.12).

Таблиця 1.12 – Відхилення основних технологічних параметрів від їх значень на номінальному рівні потужності

Найменування параметра	Значення	Відхилення
Тиск над активною зоною, МПа	$15.7 \cdot 10^6$	$+0.4 \cdot 10^6$ — $-0.1 \cdot 10^6$
Рівень в компенсаторі тиску, мм	8700	+60 -650
Тиск в головному паровому колекторі, Па	$6.08 \cdot 10^6$	$+0.07 \cdot 10^6$ — $-0.06 \cdot 10^6$
Рівень в парогенераторі, мм	2450	+20 — -20

Міцністний аналіз був представлений для реакторної установки, компенсатора тиску, парогенератора, циркуляційних трубопроводів [71].

Як зазначається у [53], був визначений ряд вузлів, для яких розрахована величина накопиченого циклічного пошкодження близька до допустимої величини, а саме: наплавлення корпусу в районі шва зварного з'єднання фланця корпусу з верхньої обичайкою зони патрубків, патрубок СУЗ, наплавлення на нижньому торці фланця, патрубок уприскування, люк тепловий електричний нагрівач (ТЕН), патрубок скидання пари в барботер, вузол зварювання опорної обичайки, теплообмінні труби, зварне з'єднання з патрубком реактора.

Вибір критичних вузлів і елементів устаткування та трубопроводів проведено на підставі проектних розрахунків потужності для ядерної енергетичної установки [53]. Як контрольовані обрані точки, у яких розрахункове накопичене пошкодження – $a > 0,1$.

Величина накопиченого втомного пошкодження багато у чому залежить від фізико-механічних властивостей матеріалів, з яких виготовлене устаткування, та їх зварних з'єднань. Властивості матеріалів, з яких виготовлені одиниці обладнання реакторної установки, прийняті на підставі [71].

Розрахунок втомного пошкодження антикорозійного наплавлення і зварних з'єднань ведеться за властивостями основного металу із застосуванням коефіцієнта зниження циклічної потужності φ_s відповідності до [71].

Значення коефіцієнта φ_s приймається відповідно до рекомендацій [70; 71].

У табл. 1.13 наведено розрахункові результати допустимих амплітуд наведених напруг для різної кількості режимів для всіх матеріалів, яким належать розрахункові точки і результати визначення накопиченого втомного пошкодження в розрахункових точках після проведення 200 циклів зміни потужності на 25 % $N_{ном}$ при коефіцієнті запасу за напругою $n_\sigma = 2$ (для шпильки парогенератора $n_\sigma = 1,5$).

Таблиця 1.13 – Допустимі амплітуди наведених напруг і результати розрахунку накопиченого втомного пошкодження в розрахункових точках.

№ тчк, обладнання, матеріал	φ_s	10^6	10^7	10^8	10^9	10^{10}	10^{11}	10^{12}	σ_{\max} , МПа	σ_{\min} , МПа	σ_a , МПа	r	[N]	a
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
1. Реактор (наплавка), 15X2НМФА-А	0,8	46,1	35,3	30,5	27,5	25,1	22,8	20,5	-228,9	-274,3	22,70	-1,0	10^{11}	$5 \cdot 10^{-8}$
2. Реактор (наплавка), 15X2НМФА-А	0,8	46,1	35,3	30,5	27,5	25,1	22,8	20,5	98,1	67,4	15,35	0,7	10^{12}	10^{-10}
3. Реактор (наплавка), 15X2НМФА-А	0,8	46,1	35,3	30,5	27,5	25,1	22,8	20,5	140,1	123,9	8,1	0,9	10^{12}	10^{-10}
4. Реактор (наплавка), 15X2НМФА-А	0,8	46,1	35,3	30,5	27,5	25,1	22,8	20,5	156,5	149,9	3,3	0,9	10^{12}	10^{-10}
5. Реактор (поковка, шов), 08X18Н10Т	0,8	26,8	19,9	17,0	15,3	14,1	13,0	11,8	288,7	228,4	30,15	0,6	$1,2 \cdot 10^7$	$4 \cdot 10^{-6}$

Продовження таблиці 1.13

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
6. Реактор (наплавка), 15X2НМФА-А	0,8	46,1	35,3	30,5	27,5	25,1	22,8	20,5	221,6	184,3	18,65	0,8	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
7. Реактор (наплавка), 15X2НМФА	0,8	40,2	30,9	26,8	24,3	22,3	20,4	18,5	171,9	155,6	8,15	0,9	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
8. Реактор (поковка) 08X18Н10Т	1,0	33,6	24,8	21,2	19,2	17,6	16,2	14,8	228,3	185,6	21,35	0,7	2,1·10 ⁸	2·10 ⁻⁷
9. Реактор, (труба > 76 мм) 08X18Н10Т	0,8	34,4	24,9	21,0	18,7	17,0	15,5	14,0	-571,9	-600,7	14,40	-1,0	10 ¹¹	5·10 ⁻⁸
10. Реактор (поковка), 08X18Н10Т	1,0	33,6	24,8	21,2	19,2	17,6	16,2	14,8	-412,8	-421,8	4,50	-1,0	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
1. Компенсатор тиску (КТ) (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	488,5	473,4	7,55	0,9	10 ¹²	10 ⁻¹⁰

Продовження таблиці 1.13

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
2. КТ (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	353,8	346,4	3,70	0,9	1012	10 ⁻¹⁰
3. КТ(наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	241,6	234,4	3,60	0,9	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
4. КТ (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	351,6	324,1	13,75	0,9	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
5. КТ (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	423,6	396,6	13,50	0,9	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
6. КТ (шов) 22К	0,8	28,7	21,6	18,6	16,9	15,5	14,3	13,1	344,7	337,4	3,65	0,9	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
1.Парогенератор (ПГ) (поковка) 10ГН2МФА	1,0	49,7	36,6	31,0	27,8	25,3	23,0	20,7	93,6	85,7	3,95	0,9	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
2. ПГ (пруток) 38ХН3МФА	1,0	80,2	65,4	58,4	53,6	49,5	45,6	41,7	365,8	353,1	6,35	0,9	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
3. ПГ (лист) 08Х18Н10Т	0,8	26,6	19,1	16,1	14,5	13,3	12,2	11,2	519,4	498,6	10,4	0,9	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
4. ПГ (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	354,8	328,7	13,05	0,9	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
5. ПГ (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	1000, 4	975,5	14,35	0,9	10 ¹¹	5·10 ⁻⁸

Продовження таблиці 1.13

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
6. ПГ (труба < 76 мм) 08X18H10T	1,0	43,1	31,2	26,2	23,4	21,3	19,3	17,4	-104,7	-116,8	6,05	-1,0	1012	10-10
1. головний циркуляційний трубопровід (ГЦТ) (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	-467,3	-480,9	6,80	-1,0	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
2. ГЦТ (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	-450,0	-463,6	6,80	-1,0	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
3. ГЦТ (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	-394,6	-406,2	5,70	-1,0	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
4. ГЦТ (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	-363,7	-370,5	3,40	-1,0	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
5. ГЦТ 10ГН2МФА (наплавка)	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	-365,8	-372,1	3,15	-1,0	10 ¹²	10 ⁻¹⁰

Закінчення таблиці 1.13

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
6. ГЦТ (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	396,3	394,8	0,75	0,9	1012	10 ⁻¹⁰
7. ГЦТ (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	161,7	158,0	1,85	0,9	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
8. ГЦТ (наплавка) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	395,1	374,6	10,25	0,9	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
1. Дихальний трубопровід (труба) 10ГН2МФА	1,0	49,7	36,6	31,0	27,8	25,3	23,0	20,7	-350,7	-380,0	14,65	-1,0	10 ¹²	10 ⁻¹⁰
2. Дихальний трубопровід (труба, шов) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	-481,0	-518,1	18,55	-1,0	10 ⁹	5·10 ⁻⁶
3. Дихальний трубопровід (труба, шов) 10ГН2МФА	0,7	34,8	25,6	21,7	19,5	17,7	16,1	14,5	-466,7	-502,9	18,10	-1,0	10 ⁹	5·10 ⁻⁶

Розрахунки показують, що накопичене втомне пошкодження у прийнятому режимі добового регулювання навантаження невелике. На підставі [71] допускна кількість циклів обмежена величиною $[N] \leq 10^{12}$. Крім того, у зв'язку з незначною зміною параметрів при регулюванні потужності у межах 25 % $N_{\text{ном}}$, величина одержуваного втомного пошкодження незначна і знаходиться за використовуваними при розрахунках потужності межами. Сумарне втомне пошкодження не перевищує допустимої величини.

З наведених у таблиці результатів випливає, що допустимі амплітуди визначені при коефіцієнті асиметрії $r = 0,8$, що є максимальним для значущих амплітуд, коефіцієнті запасу за напругами $n_{\sigma} = 2$ (для шпильок $n_{\sigma} = 1,5$) і коефіцієнті зниження циклічної потужності, який визначається з найбільш консервативними передумовами і наводиться у табл. 1.13 для кожної розрахункової точки.

З викладеного можна зробити такий висновок. Для здійснення циклічної роботи ядерної енергетичної установки термомеханічні характеристики тепловиділяючих елементів забезпечують критерії безпеки. Розрахункові дослідження врахували всі консервативні припущення щодо конструкційних і експлуатаційних критеріїв. Результати показали достатню теплофізичну і потужнісну надійність твелів і твегів ТВЗ у режимах добового регулювання потужності з глибиною регулювання 100-80-100 % теплової потужності реактора. За результатами проведених розрахунків показано безпеку дослідно-промислової експлуатації блока у режимі добового регулювання потужності за умови виконання вимог підтримання аксіального офсету.

1.6 Постановка задачі дослідження

Вивчений матеріал про можливість використання ВВЕР-1000 для регулювання потужності енергосистеми України показав, що існуючі енергоблоки можуть застосовуватися для розв'язання такої задачі в обмеженому діапазоні та можуть бути розпочаті роботи з обґрунтування критеріїв забезпечення ядерної безпеки при експлуатації ядерної енергетичної установки в циклічному режимі.

На АЕС з ВВЕР-1000 регулювання енерговиділення при постійному рівні потужності здійснюється автоматично за допомогою регулятора. Зміна потужності у перехідних режимах здійснюється оператором ядерної енергетичної установки в ручному режимі шляхом введення / виведення борної кислоти в перший контур і підтримання рівноважного офсету на заданому рівні для підтримки стабільності енерговиділення як під час зміни рівня потужності, так і в подальшому при стаціонарному рівні потужності. Рівноважний офсет підтримується шляхом переміщення 9 та 10-ї регулюючих груп оператором у ручному режимі.

Крім того, з термомеханічної точки зору, незрозуміло, як зміняться властивості ядерного палива при регулярних циклічних коливаннях потужності та рівноважного офсету. Крім того, необхідно врахувати як зміни параметрів всієї теплової схеми енергоустановки, так і її теплової ефективності залежно від застосовуваного методу регулювання потужності при циклічному навантаженні.

Стійкість нейтронного поля реакторів PWR може бути забезпечена шляхом використання автоматичних регуляторів за рахунок розміщення великої кількості органів регулювання [72]. При проектуванні реакторів PWR, експлуатованих в маневреному режимі, розв'язувалися задачі оптимізації перехідних процесів за рахунок використання різних за поглинаючою здатністю механічних органів регулювання. Такий підхід у ВВЕР-1000, що експлуатуються, не може бути доведений до технічної реалізації. Тому в даний час серед розроблених спеціальних алгоритмів, які не суперечать чинному регламенту експлуатації та проекту ядерної енергетичної установки, необхідно провести відбір таких, які менше впливають на термомеханічні характеристики палива. Відбір алгоритмів і реалізованих на їх основі програм регулювання необхідно проводити за критеріями ядерної безпеки.

Для керування перехідними процесами в проекті ВВЕР-1000 передбачалися мінімальні засоби: 10 ОР СУЗ і найпростіші алгоритми управління, що характеризуються високою надійністю, але порівняно низькою ефективністю. Тому для підтримання рівня безпеки на проектному рівні при аналізі ефективності управління доцільно використовувати загальну суперпозицію реактивності, внесену

як органами і системами регулювання, так і негативними зворотними зв'язками при зміні рівня потужності.

У 1988-1993 рр. були розпочаті роботи з модернізації алгоритмів регулювання ВВЕР-1000 у припущенні підтримки аксіального офсету не більше ніж 2 % за абсолютним значенням [73]. Однак виконані після 1990 р. роботи залишили цілий ряд невирішених проблем. Крім того, спроби перенести методи управління полем нейтронних PWR на ВВЕР-1000 виявилися безуспішними, характеристики активної зони виходили за норми, що забезпечують ядерну безпеку. Як зазначено у [74], F-діаграми виявилися надмірно складними у використанні, оскільки вони передбачають необхідність вибору оператором ядерної енергетичної установки засобів і глибини впливу, а метод просторової локалізації не вкладається у вимоги проекту, крім того, регламентом була обмежена кількість циклів зміни потужності ТВЗ. У роботах [74-76], спрямованих на забезпечення підтримки аксіального офсету в реакторах ВВЕР-1000, не вивчається зміна властивостей ядерного палива при циклічних навантаженнях.

Використовуючи накопичені знання про зміни технологічних параметрів ядерної енергетичної установки при циклічних навантаженнях / розгрузках і провівши аналіз впливу зміни технологічних параметрів, у т. ч. температур, на зміну реактивності, а також враховуючи термомеханічну взаємодію паливна таблетка – оболонка твела, необхідно розробити математичну модель і метод визначення моменту розгерметизації оболонки твела, які можна реалізувати на технічних засобах управління енергоблоком без зміни критеріїв ядерної безпеки в рамках існуючого регламенту експлуатації.

У даний час залишається актуальною задача вибору методу регулювання ядерної енергетичної установки потужністю у режимі зміни добового циклу навантаження з ряду відомих програм регулювання при мінімальному впливі перехідних процесів в активній зоні на твели ТВЗ. Для виконання цього завдання необхідно здійснити такі дослідження.

Необхідно на базі доступних математичних моделей окремих нейтронно-фізичних, теплогідравлічних і термомеханічних процесів, які протікають в активній

зоні ядерної енергетичної установки, розробити імітаційну модель властивостей одиночного твела, яка визначить його довговічність за умов нормальної експлуатації.

Необхідно на базі обчислювального експерименту провести дослідження зміни характеристик активної зони ядерної енергетичної установки ВВЕР-1000 в циклічному режимі зміни потужності для різних програм регулювання, у результаті якого за моделюванням накопиченої енергії незворотних деформацій повзучості матеріалу оболонки твела за режимами її експлуатації визначити стан початку її розгерметизації.

Необхідно провести імітаційне моделювання відомих методів зміни потужності ядерної енергетичної установки, які, з одного боку, базуються на забезпеченні збереження аксіального офсету енерговиділення поблизу його регламентного значення, а з другого – знаходяться у межах допустимої кількості маневрів навантаження / розвантаження. Такий підхід при моделюванні забезпечить визначення стану відповідного появи розгерметизації твела і може бути покладений в основу методу ідентифікації стану оболонки.

Для зіставлення різних альтернативних методів регулювання потужності ядерної енергетичної установки необхідно провести обчислювальний експеримент не за комірними параметрами узагальненого твела, а розбити всі твели ТВЗ по групах залежно від енергонапруженості та виходячи з цього визначити метод регулювання потужності для експлуатації у змінному режимі навантаження, що враховує стан оболонки твела.

Виходячи з викладеного, враховуючи відомі способи і принципи регулювання, закладені в проект ядерної енергетичної установки з ВВЕР-1000, доцільно розробити метод ідентифікації розгерметизованого твела, який забезпечував би можливість ефективно експлуатувати активну зону з регламентно дозволеною кількістю розгерметизованих твелів.

Висновки до розділу 1

1. В Україні є ряд об'єктивних економічних і політичних причин, що роблять необхідним переведення частини енергоблоків з ВВЕР-1000 у циклічний режим експлуатації. Постачальники ядерного палива для АЕС України корпорації «Вестінгауз» (США) і «ТВЕЛ» (РФ) приділяють велику увагу обґрунтуванню працездатності палива на режимах, близьких до граничних, за критеріями ядерної безпеки. Українські споживачі електроенергії економічно не готові оплачувати «Енергоринку» за послуги із забезпечення маневрених функцій енергосистеми.

2. Деформаційні зміни розмірів оболонок твелів належать до числа основних характеристик цирконієвих матеріалів, які можуть обмежити ресурс роботи оболонок при планованих навантаженнях у ВВЕР-1000. Для експлуатації ВВЕР-1000 у циклічному режимі необхідно мати спеціально спроектовані твели, що витримують достатню кількість циклів навантаження. За відсутності твелів довести, що оболонки діючих твелів здатні витримувати багаторазове циклічне навантаження у всьому діапазоні режимних параметрів і протягом усього часу перебування палива в активній зоні.

3. Висновки щодо паливних аварій на PWR. 20 % аварій, що сталися з ТВЗ на PWR, не можуть бути пояснені. Середній світовий показник паливних аварій (1994-2006 рр.) становить 13,8 дефектної ТВЗ на 1 000 ТВЗ виведених з експлуатації. Діапазон змін показника: від 17 у 1994-1996 рр. до 9,5 у 2004-2006 рр., з 1995 по 2001 рр. зростання до 20,5.

Висновки щодо паливних аварій на ВВЕР. 80,2 % відмов сталися з невизначених причин. Для всіх ВВЕР діапазон дефектних ТВЗ становить 6...18 ТВЗ за весь період, 2001 р. – 27 ТВЗ. Причина збільшення показника у 2001 р. викликана масовим засміченням циркуляційних контурів на ВВЕР-1000. Причини відмов ВВЕР-1000 віднесені до пошкодження сміттям, зносу корозійними продуктами заглушок в нижніх опорних решітках і зміщення твела під час транспортування. Для ВВЕР-440 – фреттинг-знос (оболонок, розпорних мереж, заглушок твел), знос,

викликаний сміттям, пошкодження оболонок відкладенням корозійних продуктів на твелах.

4. Моделювання показало, що багаторазова циклічна зміну навантаження в діапазоні 100-80-100 % теплової потужності реактора з урахуванням накопичених статичних пошкоджень не лімітує працездатності паливних елементів. Для здійснення циклічної роботи ядерної енергетичної установки термомеханічні характеристики тепловиділяючих елементів забезпечують критерії безпеки. Розрахункові дослідження врахували всі консервативні припущення щодо конструкційних і експлуатаційних критеріїв.

5. Відсутність фактичних пояснень 20 % паливних аварій на PWR і 80 % на ВВЕР з результатами моделювання при порівнянні за критеріями ядерної безпеки дозволяє висунути гіпотезу про невідповідність фактичних результатів експлуатації ТВЗ розрахунковим результатам. Отже, надалі необхідно удосконалити критерії та методи моделювання пошкодження оболонки паливного елемента ядерної енергетичної установки з ВВЕР для підвищення ефективності експлуатації.

РОЗДІЛ 2 ІМІТАЦІЙНА МОДЕЛЬ ПЕРЕХІДНИХ ПРОЦЕСІВ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИЧНОЇ УСТАНОВКИ З ВВЕР-1000

Аналіз матеріалів розд. 1 показав, що моделювання теплогідрравлічних і ядерно-фізичних параметрів ядерної енергетичної установки в області вигорань (40-50 МВт·добу/кг-U) необхідно здійснювати при оцінці взаємодії теплової та механічної взаємодії «паливна таблетка – оболонка твела».

Дані аналізу виявили, що погіршення теплопровідності палива, утворювання ободової структури в області сильно опроміненої периферії палива та збільшення випущення газоподібних продуктів ділення, розвиток корозії оболонки з боку води значно впливає на зміну розподілу енерговиділення в таблетці.

Розподілення температури в твелі, змодельоване в одновимірній задачі за висотою активної зони для малих глибин вигорання, на основі врахування внутрішнього тепловиділення, змін в теплопровідності таблетки і зазору, змін у теплообміні між поверхнею і теплоносієм, показує прийнятні результати.

За умов опромінення та енерговиділення для ВВЕР стан паливної таблетки і оболонки, їх взаємодія у значній мірі залежать від поточного рівня потужності, історії рівнів потужності та вигорання, а так само пружності, пластичності та повзучості. У [1] при розробці імітаційної моделі ядерної енергетичної установки пропонується для паливної таблетки при розподіленні теплового потоку і температури враховувати газоподібні продукти поділу і як наслідок термічного розширення враховувати еластичність, пластичність, повзучість, розтріскування, ущільнення, розпухання під дією твердих продуктів поділу. Для оболонки твела моделювати її теплопровідність, враховуючи корозію з боку теплоносія і як наслідок – її термічне розширення, еластичність, пластичність, повзучість і зростання під дією опромінення. Для твела моделювати теплопровідність зазору, теплообмін на поверхні оболонки, потік газу в зазорі і як наслідок – тертя.

2.1 Моделювання енергетичного обладнання енергоблока

2.1.1 Загальні положення

Розглянута модель ядерної енергетичної установки буде представлена багат шаровою моделлю реактора ВВЕР-1000 та моделями парогенератора і турбогенератора. Модель циркуляційних петель буде представлена у вигляді запізнення теплоносія в трубопроводах від ядерного реактора до парогенератора і назад. Для спрощення математичної моделі будуть розглядатися чотири ідентичні циркуляційні петлі. Модель взаємодії «паливна таблетка – оболонка твела» буде представлена розрахунком напруг і деформацій, при аналізі всієї довжини твела буде розраховуватись аксіальна сила, діюча на прилеглий (сусідній) сегмент. Всі моделі будуть представлені як модель із зосередженими параметрами. (рис. 2.1).

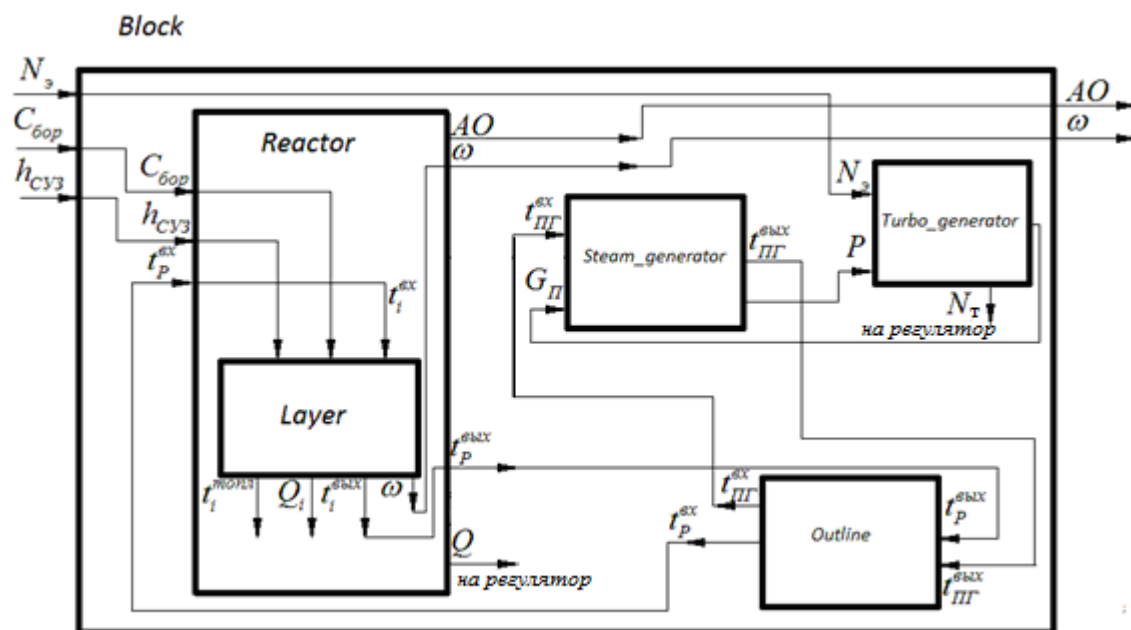


Рис. 2.1 - Імітаційна модель перехідних процесів ядерної енергетичної установки з ВВЕР-1000

З точки зору перехідних режимів, модель ядерної енергетичної установки ВВЕР-1000 являє собою об'єкт з безліччю внутрішніх динамічних процесів з перехресним посадковими і зворотними зв'язками. У математичній моделі енергоблока ці процеси і зв'язки між термічними та потужними величинами будуть закладені в систему нелінійних диференціальних рівнянь, яка буде розв'язуватися численним методом за допомогою прикладного пакета MATLAB. Основним недоліком при моделюванні реактора ВВЕР-1000 із зосередженими параметрами

[77] є основна властивість моделі: рівномірність всіх розрахункових характеристик за всіма напрямками. Отже, така модель не дозволяє розраховувати зміну всіх нейтронно-фізичних і теплогідрравлічних параметрів, у першу чергу, за висотою активної зони реактора. При перехідних процесах технологічні параметри активної зони реактора істотно змінюються за висотою, що неминуче призводить до зміни технологічних параметрів в інших елементах енергоблока, а також посилення внутрішньо властивих реактору внутрішніх збурень. Температура теплоносія 1-го контуру на виході з активної зони реактора і середня температура теплоносія будуть вихідними для моделі парогенератора. Витрата і тиск пари в парогенераторі стануть вихідними даними для моделі турбогенератора.

У разі виникнення нерівномірності або періодичного перерозподілу енерговиділення за висотою активної зони реактора, яке обумовлене виникненням ксенонових коливань, може призвести до втрати стійкості реактора.

Для можливості моделювання зміни основних нейтронно-фізичних і теплогідрравлічних параметрів, а також у зв'язку з тим, що моделювати аксіальний офсет та його зміну як кількісну міру стійкості реактора неможливо, була застосована багатоточкова математична модель реактора за рахунок розбиття активної зони за висотою.

Для створення адекватної математичної моделі необхідно розбити активну зону реактора за висотою на нескінченно малу кількість ділянок, взагалі кажучи, пошук кількості ділянок розбиття залежно від прийнятої похибки обчислення являє окрему велику задачу і не розглядається в даному дослідженні. Слід зазначити, що підхід до створення моделі та ідеї моделювання було взято за основу [116].

Була створена багат шарова математична модель реактора шляхом розбиття активної зони реактора за висотою на зони, щоб похибка моделювання, пов'язана з кусково-лінійною лінеаризацією, була порівняна з точністю інженерних розрахунків і як наслідок – була можлива реалізація такої моделі при використанні ПЕОМ.

При визначенні кількості зон розбиття насамперед враховувалося, що в ядерному реакторі на номінальній потужності робоче положення 10-ї групи ОР СУЗ знаходиться на висоті 90 % від нижньої частини активної зони [78]. При зменшенні

потужності до 75 % гранично допустиме нижнє положення 10-ї групи ОР СУЗ знаходиться на висоті 70 % від нижньої частини.

Таким чином, зважаючи однаковою кратністю значень граничних верхнього і нижнього регламентних положень 10-ї регулюючої групи ОР СУЗ. Виходячи з викладеного, активна зона була розбита за висотою на 10 зон і розмір однієї зони склав 0,35 м.

2.1.2 Структура багат шарової моделі реактора

Визначимо вхідні та вихідні характеристики багат шарової моделі реактора ВВЕР-1000. Вхідними характеристиками були прийняті такі: $h_{\text{СУЗ}}$ – висота занурення в активну зону регулюючої групи ОР СУЗ; $C_{\text{БОР}}$ – концентрація борної кислоти у теплоносії; $t_1^{\text{ВХ}}$ – температура теплоносія на вході в активну зону реактора. Вхідними характеристиками були прийняті: Q – енерговиділення; t_{fi} – температура палива в i -й зоні; AO – аксіальний офсет; $t_{10}^{\text{ВИХ}}$ – температура теплоносія на виході з активної зони реактора.

Кожна i -а зона являє собою моделі із зосередженими параметрами: модель точкової кінетики реактора, модель енерговиділення в ядерному паливі та при нагріванні теплоносія, моделі теплопередачі всередині твелів, моделі реактивностей (температурних і потужнісних) і отруєння ксеноном, моделей введення реактивності (рідким поглиначем і стержнями органів регулювання).

Точкова модель кінетики реактора визначає залежність густини потоку нейтронів від реактивності. Модель енерговиділення в ядерному паливі визначає залежність кількості енергії, яка виділилася в результаті реакцій поділу ядерного палива, від густини потоку нейтронів. Модель нагріву теплоносія визначає залежність кількості виділеної енергії в ядерному паливі від кількості витраченої енергії для підігріву теплоносія.

Модель теплопередачі всередині твелів визначає залежність температури ядерного палива в радіальному розрізі від кількості енергії, яка виділилася в результаті ланцюгової ядерної реакції. Модель зміни реактивності через утворення

рівноважного та нерівноважного ксенону, зміни температури палива і теплоносія і зміни потужності ядерної енергоустановки визначає залежність нейтронного потоку від кожного з розглянутих факторів (утворення ксенону, поточної температури та потужності). Модель зміни реактивності через введення в активну зону борної кислоти і (або) поглинаючих стержнів ОР СУЗ визначає зміни нейтронного потоку за рахунок зміни концентрації борної кислоти і (або) глибини занурення або вилучення ОР СУЗ.

Модель кожної зони має однакову структуру. Відмінність полягає в різних початкових умовах та теплогідравлічних параметрах кожної зони і, відповідно, різних статичних і динамічних властивостях розглянутих ділянок.

Багатошарова модель реактора в імітаційній моделі запишеться як $\text{reactor}(C_{\text{БОР}}; t_{\text{P}}^{\text{ВХ}}; h_{\text{СУЗ}}; \text{layer}) = (AO; Q; t_{\text{P}}^{\text{ВІХ}})$

2.2 Імітаційні моделі основного обладнання ядерної енергетичної установки

2.2.1 Модель точкової кінетики реактора

Щільність потоку нейтронів в активній зоні реактора [86] $n(\tau) = \sum_{i=1}^{20} n_i(\tau)$, де $n_i(\tau)$ – щільність потоку нейтронів i -ї зони, см^{-3} ; i – номер зони $i = 1 \dots 20$.

При зміні будь-якої вхідної характеристики моделі реактора щільність нейтронного потоку змінюється. Моделюється ця зміна в кожній зоні системою нелінійних диференціальних рівнянь першого порядку, що враховують 6 груп нейтронів, що запізнюються, [7; 9; 79; 80; 81; 82; 83]

$$\begin{cases} \frac{dn_i}{d\tau} = \frac{(\rho(\tau) - \beta_{\text{ef}}) \cdot n_i(\tau)}{l} + \sum_{j=1}^6 \lambda_j \cdot C_j(\tau), \\ \frac{dC_j}{d\tau} = \frac{\beta_j \cdot n_i(\tau)}{l} - \lambda_j \cdot C_j(\tau), \end{cases}$$

де $\rho(\tau)$ – реактивність, відн. од.; β_{ef} – сумарна частка нейтронів, що запізнюються, відн. од.; β_j – частка нейтронів, що запізнюються, j -ї групи, відн. од.; l – середній час життя покоління миттєвих нейтронів, с; λ_j – постійна

радіоактивного розпаду попередників j -ї групи, s^{-1} ; j – номер групи нейтронів, що запізнюються, $j=1\dots 6$; $C_j(\tau)$ – ефективна концентрація ядер – попередників нейтронів, що запізнюються, j -ї групи, cm^{-3} .

Таблиця 2.1 - Значення постійних у системі диференціальних рівнянь, таких як β_{ef} , β_j , l , λ_j , $n_i(\tau)$.

Параметр	Позначення	Значення
1	2	3
Початкове значення щільності нейтронів (1-а зона)	n_1	$0.9115e+6 \text{ cm}^{-3}$
Початкове значення щільності нейтронів (2-а зона)	n_2	$2.1012e+7 \text{ cm}^{-3}$
Початкове значення щільності нейтронів (3-я зона)	n_3	$3.0152e+7 \text{ cm}^{-3}$
Початкове значення щільності нейтронів (4-а зона)	n_4	$3.6762e+7 \text{ cm}^{-3}$
Початкове значення щільності нейтронів (5-а зона)	n_5	$4.0211e+7 \text{ cm}^{-3}$
Початкове значення щільності нейтронів (6-а зона)	n_6	$4.0211e+7 \text{ cm}^{-3}$
Початкове значення щільності нейтронів (7-а зона)	n_7	$3.6762e+7 \text{ cm}^{-3}$
Початкове значення щільності нейтронів (8-а зона)	n_8	$3.0152e+7 \text{ cm}^{-3}$
Початкове значення щільності нейтронів (9-а зона)	n_9	$2.1012e+7 \text{ cm}^{-3}$
Початкове значення щільності нейтронів (10-а зона)	n_{10}	$1.0027e+7 \text{ cm}^{-3}$

Продовження таблиці 2.1

1	2	3
Середній час життя покоління миттєвих нейтронів	l	$10e-3$ с
Постійна радіоактивного розпаду попередників 1-ї групи	λ_1	0.0125 с ⁻¹
Постійна радіоактивного розпаду попередників 2-ї групи	λ_2	0.0303 с ⁻¹
Постійна радіоактивного розпаду попередників 3-ї групи	λ_3	0.1110 с ⁻¹
Постійна радіоактивного розпаду попередників 4-ї групи	λ_4	0.3010 с ⁻¹
Постійна радіоактивного розпаду попередників 5-ї групи	λ_5	1.1350 с ⁻¹
Постійна радіоактивного розпаду попередників 6-ї групи	λ_6	3.0100 с ⁻¹
Частка нейтронів, що запізнюються, 1-ї групи	β_1	$0.2100e-3$
Частка нейтронів, що запізнюються, 2-ї групи	β_2	$1.4100e-3$
Частка нейтронів, що запізнюються, 3-ї групи	β_3	$1.25e-3$
Частка нейтронів, що запізнюються, 4-ї групи	β_4	$2.53e-3$
Частка нейтронів, що запізнюються, 5-ї групи	β_5	$0.73e-3$
Частка нейтронів, що запізнюються, 6-ї групи	β_6	$0.26e-3$
Сумарна частка нейтронів, що запізнюються	β_{ef}	0.0064

2.2.2 Модель енерговиділення в ядерному паливі

Виділення енергії в активній зоні реактора обумовлено ланцюговою реакцією поділу ядер палива. Осколки ядер, що відділяються, мають велику кінетичну енергію та передають її оточуючим атомам. Частково енергія виділяється за рахунок уповільнення і радіаційного захоплення нейтронів у всіх компонентах активної зони. Також виділення енергії зумовлено поглинанням миттєвого γ -випромінювання, а також β - і γ -випромінювання осколків розподілу і продуктів їх розпаду [77; 84; 85]

Кожна зі складових вносить свій кількісний внесок у виділення енергії та характеризується своїм тимчасовим розподілом. Основна частка (85 %) теплової енергії вноситься кінетичною енергією осколків розподілу. Її перетворення в теплову енергію відбувається практично миттєво. Одночасно відбувається виділення енергії, пов'язане з β -випромінюванням, (0,7 %). Близько 2,6 % теплової енергії виділяється при уповільненні нейтронів ділення. Енерговиділення в активній зоні реактора згідно з прийнятим допущенням визначається як [86]

$$Q(\tau) = \sum_{i=1}^{20} Q_i(\tau)$$

Енерговиділення для i -ї зони активної зони може бути представлено [77; 87; 88] так:

$$Q_i(\tau) = ((\varepsilon_n^M + \varepsilon_p^M) + (\varepsilon_n^{\Pi} + \varepsilon_p^{\Pi}) \cdot q_{\Pi}(\tau)) \cdot n_i(\tau) \cdot v \cdot V_t \cdot \Sigma_f^5 \cdot E_f^5$$

де, ε_n^M - частки миттєвого тепловиділення локального, та розсіяного ε_p^M враховують поділ плутонію через гомогенізовані макроскопічні характеристики палива; частки поступового локального ε_n^{Π} та розсіяного ε_p^{Π} тепловиділення; v - швидкість нейтронів щодо ядер, см/с; V_t - обсяг палива в активній зоні, см³; Σ_f^5 - макроскопічний переріз поділу палива, см⁻¹; E_f^5 - енергія ділення ядра, яка перетворюється в теплову енергію Дж; $q_{\Pi}(\tau)$ - відносна потужність поступового тепловиділення.

Таблиця 2.2 – Значення v , V_t , Σ_f^5 , E_f^5 .

Параметр	Позначення	Значення
Швидкість нейтронів відносно ядер	v	$2.2e+5 \text{ см/с}$
Обсяг палива	V_t	$7.863588e+6 \text{ см}^3$
Макроскопічний переріз поділу палива	Σ_f^5	0.201 см^{-1}
Енергія ділення одного ядра	E_f^5	$3.204e-11 \text{ Дж}$
Питома теплоємність палива	C_{pT}	$376 \frac{\text{Дж}}{\text{кг} \cdot \text{К}}$

Відносна потужність поступового енерговиділення $q_{\Pi}(\tau) = q_{\Pi1}(\tau) + q_{\Pi2}(\tau) + q_{\Pi3}(\tau)$ і знаходиться з розв'язку системи диференціальних рівнянь [7; 9; 77; 89]:

$$\begin{cases} T_1 \cdot \frac{dq_{\Pi1}}{d\tau} + q_{\Pi1}(\tau) = k_1 \cdot \Delta n_1(\tau), \\ T_2 \cdot \frac{dq_{\Pi2}}{d\tau} + q_{\Pi2}(\tau) = k_2 \cdot \Delta n_1(\tau), \\ T_3 \cdot \frac{dq_{\Pi3}}{d\tau} + q_{\Pi3}(\tau) = k_3 \cdot \Delta n_1(\tau), \end{cases}$$

де $\Delta n(\tau)$ – відхилення щільності нейтронів для i -ї зони, см^{-3} ;

Таблиця 2.3 – $T_1, T_2, T_3, k_1, k_2, k_3$ – постійні часу та коефіцієнти передач, визначені експериментально.

Параметр	Позначення	Значення
Коефіцієнт передачі	k_2	0.33
Коефіцієнт передачі	k_3	0.62
Постійна часу	T_1	4.3 с
Постійна часу	T_2	33 с
Постійна часу	T_3	1 900 с

2.2.3 Модель теплопередачі ядерного палива і теплоносія

Рівняння балансу теплової енергії i -ї зони активної зони реактора має вигляд [88; 90; 91; 92]

$$Q_i(\tau) = C_{p_T} \cdot m_{\text{палива}} \frac{dt_i^{\text{палива}}}{d\tau} + \alpha \cdot F \cdot (t_i^{\text{палива}}(\tau) - t_i^{\text{сеп}}(\tau))$$

де C_{p_T} – питома теплоємність палива, Дж/(кг·К); $m_{\text{палива}}$ – маса палива, кг; α – коефіцієнт теплопередачі від поверхні твелів до теплоносія, Вт/(м²·К); F – площа теплопередавальної поверхні твелів, м²; $t_i^{\text{палива}}(\tau)$ – температура палива i -ї зони, °С; $t_i^{\text{сеп}}(\tau)$ – середня температура теплоносія i -ї зони, °С.

Таблиця 2.4 - Значення постійних в системі диференціальних рівнянь, таких як C_{p_T} , $m_{\text{палива}}$, α , F , $t_i^{\text{палива}}(\tau)$ і $t_i^{\text{сеп}}(\tau)$.

Параметр	Позначення	Значення
1	2	3
Маса палива	$m_{\text{палива}}$	20570.76 кг
Коефіцієнт теплопередачі від поверхні твелів до теплоносія	α	$389.37 \frac{\text{Вт}}{\text{м}^2 \cdot \text{К}}$
Площа теплопередаючої поверхні твелів	F	5136.456 м ²
Температура палива 1-ї зони	$t_1^{\text{палива}}(\tau)$	316.79 °С
Температура палива 2-ї зони	$t_2^{\text{палива}}(\tau)$	1040 °С
Температура палива 3-ї зони	$t_3^{\text{палива}}(\tau)$	1425.5 °С
Температура палива 4-ї зони	$t_4^{\text{палива}}(\tau)$	1747.5 °С
Температура палива 5-ї зони	$t_5^{\text{палива}}(\tau)$	1924.5 °С
Температура палива 6-ї зони	$t_6^{\text{палива}}(\tau)$	1944 °С

Продовження таблиці 2.4

1	2	3
Температура палива 7-ї зони	$t_7^{\text{палива}}(\tau)$	1797 °C
Температура палива 8-ї зони	$t_8^{\text{палива}}(\tau)$	1388 °C
Температура палива 9-ї зони	$t_9^{\text{палива}}(\tau)$	960 °C
Температура палива 10-ї зони	$t_{10}^{\text{палива}}(\tau)$	577.5 °C
Середня температура теплоносія i -ї зони	$t_1^{\text{сеп}}(\tau)$	316.8 °C
Середня температура теплоносія i -ї зони	$t_2^{\text{сеп}}(\tau)$	315.68 °C
Середня температура теплоносія i -ї зони	$t_3^{\text{сеп}}(\tau)$	313 °C
Середня температура теплоносія i -ї зони	$t_4^{\text{сеп}}(\tau)$	309.35 °C
Середня температура теплоносія i -ї зони	$t_5^{\text{сеп}}(\tau)$	305.1 °C
Середня температура теплоносія i -ї зони	$t_6^{\text{сеп}}(\tau)$	300.6 °C
Середня температура теплоносія i -ї зони	$t_7^{\text{сеп}}(\tau)$	296.24 °C
Середня температура теплоносія i -ї зони	$t_8^{\text{сеп}}(\tau)$	292.39 °C
Середня температура теплоносія i -ї зони	$t_9^{\text{сеп}}(\tau)$	289.42 °C
Середня температура теплоносія i -ї зони	$t_{10}^{\text{сеп}}(\tau)$	287.6 °C

Рівняння балансу теплоносія кожної i -ї зони активної зони реактора має вигляд [7; 9; 81; 88; 90; 94]

$$\alpha \cdot F \cdot (t_i^{\text{палива}}(\tau) - t_i^{\text{сеп}}(\tau)) = C p_B \cdot m_B \frac{dt_i^{\text{сеп}}}{d\tau} + \frac{C p_B \cdot m_B}{\tau_0} \cdot (t_i^{\text{вих}}(\tau) - t_i^{\text{вх}}(\tau))$$

де $C p_B$ – питома теплоємність теплоносія, Дж/(кг·К); m_B – маса теплоносія в активній зоні реактора, кг; $t_i^{\text{вих}}(\tau)$ – температура теплоносія на виході з i -ї зони, °C; $t_i^{\text{вх}}(\tau)$ – температура теплоносія на вході в i -у зону, °C; τ_0 – час проходження теплоносія через активну зону реактора, с. Теплоносій в активній зоні реактора рухається безперервно з постійною швидкістю знизу вгору, тому було прийнято, що

температура на виході з однієї зони дорівнює температурі на вході в іншу зону [89; 95; 96] $t_i^{\text{вих}}(\tau) = t_{i+1}^{\text{вх}}(\tau)$.

Таблиця 2.5 – Значення постійних у системі диференціальних рівнянь, таких як Cp_B , m_B , τ_0 .

Параметр	Позначення	Значення
Висота i -ї зони	h_i	0.3535 м
Час запізнення теплоносія	τ_0	5 с
Питома теплоємність теплоносія	Cp_B	$5912 \frac{\text{Дж}}{\text{кг} \cdot \text{К}}$

Для розв'язання диференціального рівняння балансу теплоносія кожної i -ї зони активної зони реактора таке рівняння було перетворено до виду [7; 9; 97; 98; 99; 100]

$$\alpha \cdot F \cdot (t_i^{\text{палива}}(\tau) - t_i^{\text{сеп}}(\tau)) = Cp_B \cdot m_B \frac{dt_i^{\text{сеп}}}{d\tau} + \frac{Cp_B \cdot m_B}{\tau_0} \cdot (t_i^{\text{вих}}(\tau) - t_i^{\text{вх}}(\tau))$$

з урахуванням, що для кожної i -ї зони активної зони реактора

$$t_i^{\text{сеп}}(\tau) = \frac{t_i^{\text{вих}}(\tau) + t_{i+1}^{\text{вх}}(\tau)}{2}.$$

Розв'язанням диференціального рівняння буде зміна середньої температури теплоносія в кожній з 10 зон. Для отримання значень зміни температури теплоносія на виході з кожної зони можна скористатися останнім рівнянням.

Для розрахунку абсолютних значень зміни температури теплоносія в активній зоні реактора по зонах було прийнято, що в початковий момент часу температура теплоносія на вході в активній зоні реактора $t_1^{\text{вх}} = 287$ °С.

2.2.4 Модель ефектів реактивності

Втрата реактивності від отруєння ксеноном в будь-який момент часу

визначається залежністю [101; 102; 103; 104] $\rho_{Xe_i}(\tau) = -\frac{\sigma_a^{Xe} \cdot \theta}{\sigma_a^5 \cdot N_5} \cdot N_{Xe_i}(\tau)$,

де σ_a^{Xe} – мікроскопічний переріз поглинання теплових нейтронів атомами ^{135}Xe , см^2 ; σ_a^5 – мікроскопічний переріз поглинання теплових нейтронів атомами ^{235}U , см^2 ; N_5 – концентрація атомів ^{235}U , см^{-3} ; $N_{Xe_i}(\tau)$ – концентрація атомів ^{135}Xe , см^{-3} ; θ – коефіцієнт використання теплових нейтронів в неотруєному реакторі.

Диференціальне рівняння швидкості зміни концентрації ^{135}Xe запишеться як різниця двох швидкостей прибутку зміни концентрації та двох швидкостей зміни концентрації убитку його [101; 102; 105; 106]

$$\frac{dN_{Xe_i}}{dt} = \gamma_{Xe} \cdot \Sigma_f^5 \cdot \Phi_i(\tau) + \lambda_J \cdot N_{J_i}(\tau) - \sigma_a^{Xe} \cdot N_{Xe_i}(\tau) \cdot \Phi_i(\tau) - \lambda_{Xe} \cdot N_{Xe_i}(\tau),$$

де γ_{Xe} – питомий вихід ядер ^{135}Xe при реакції поділу палива, відн. од.; Σ_f^5 – макроскопічний переріз поділу теплових нейтронів атомами ^{235}U , см^2 ; $\Phi_i(\tau) = n_i(\tau) \cdot v$ – щільність потоку нейтронів, $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$; λ_J – постійна радіоактивного розпаду ^{135}J , с^{-1} ; $N_{J_i}(\tau)$ – концентрація ядер ^{135}J , см^{-3} ; λ_{Xe} – постійна радіоактивного розпаду ^{135}Xe , с^{-1} .

Швидкість зміни концентрації ^{135}J є різницею швидкостей утворення ^{135}J (як безпосереднього продукту ділення) і зменшення його (за рахунок β -розпаду) [97; 104; 107; 109]

$$\frac{dN_{J_i}}{dt} = \gamma_J \cdot \Sigma_f^5 \cdot \Phi_i(\tau) - \lambda_J \cdot N_{J_i}(\tau) - \sigma_a^J \cdot N_{J_i}(\tau) \cdot \Phi_i(\tau),$$

де γ_J – питомий вихід ядер ^{135}J при реакції поділу палива, відн. од.; σ_a^J – мікроскопічний переріз поглинання теплових нейтронів атомами ^{135}J , см^2 .

Отримана система з трьох рівнянь визначає динаміку процесу отруєння реактора ксеноном.

У моделі задавалися значення рівноважних концентрацій ^{135}J і ^{135}Xe .

Таблиця 2.6 – Значення рівноважних концентрацій ^{135}J і ^{135}Xe для кожної зони

Параметр	Позначення	Значення
1	2	3
Микропереріз поглинання теплових нейтронів атомами ^{235}U	σ_a^5	$583.5\text{e}-24 \text{ см}^2$
Концентрація атомів ^{235}U	N_5	$6.728\text{e}+20 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}Xe (1-а зона)	$N_{\text{Xe}1}^0$	$2.166\text{e}+14 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}Xe (2-а зона)	$N_{\text{Xe}2}^0$	$3.199\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}Xe (3-я зона)	$N_{\text{Xe}3}^0$	$3.945\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}Xe (4-а зона)	$N_{\text{Xe}4}^0$	$4.367\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}Xe (5-а зона)	$N_{\text{Xe}5}^0$	$4.557\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}Xe (6-а зона)	$N_{\text{Xe}6}^0$	$4.557\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}Xe (7-а зона)	$N_{\text{Xe}7}^0$	$4.367\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}Xe (8-а зона)	$N_{\text{Xe}8}^0$	$3.945\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}Xe (9-а зона)	$N_{\text{Xe}9}^0$	$3.199\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}Xe (10-а зона)	$N_{\text{Xe}10}^0$	$1.899\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}J (1-а зона)	$N_{\text{J}1}^0$	$1.52\text{e}+14 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}J (2-а зона)	$N_{\text{J}2}^0$	$3.504\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}J (3-я зона)	$N_{\text{J}3}^0$	$5.03\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}J (4-а зона)	$N_{\text{J}4}^0$	$6.13\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}J (5-а зона)	$N_{\text{J}5}^0$	$6.706\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}J (6-а зона)	$N_{\text{J}6}^0$	$6.702\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}J (7-а зона)	$N_{\text{J}7}^0$	$6.13\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}J (8-а зона)	$N_{\text{J}8}^0$	$5.03\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$

Продовження таблиці 2.6

1	2	3
Рівноважна концентрація атомів ^{135}J (9-а зона)	$N_{\text{J}9}^0$	$3.504\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Рівноважна концентрація атомів ^{135}J (10-а зона)	$N_{\text{J}10}^0$	$1.67\text{e}+15 \text{ см}^{-3}$
Коефіцієнт використання теплових нейтронів у неотруєному реакторі	Θ	0.9405
Питомий вихід ядер ^{135}Xe при реакції поділу палива	γ_{Xe}	0,003
Мікроскопічний переріз поглинання теплових нейтронів атомами ^{135}J	$\sigma_{\text{a}}^{\text{J}}$	$7\text{e}-24 \text{ см}^2$
Мікроскопічний переріз поділу теплових нейтронів атомами ^{235}U	σ_{f}^5	$680.9\text{e}-24 \text{ см}^2$
Постійна радіоактивного розпаду ^{135}J	λ_{J}	$2.87\text{e}-5 \text{ с}^{-1}$
Постійна радіоактивного розпаду ^{135}Xe	λ_{Xe}	$2.09\text{e}-5 \text{ с}^{-1}$
Питомий вихід ядер ^{135}J при реакції поділу палива	γ_{J}	0.056

З поняттям температурного ефекту реактивності пов'язаний температурний коефіцієнт реактивності α_{T° , який є показником того, як зміниться реактивність при зміні температури теплоносія на 1°C : $\alpha_{T^\circ} = f(T) = \frac{d\rho_{T^\circ}(T)}{dT}$, звідки температурний ефект

$$\text{реактивності } \rho_r(t) = \int_{20^\circ}^t \alpha_r dt,$$

де α_r залежить від температури.

Для моделювання температурного ефекту реактивності розраховувалася середня температура теплоносія 1-го контуру в кожній зоні. Також за експериментальними даними, отриманими з альбому нейтронно-фізичних характеристик для енергоблока № 5 Запорізької АЕС, був розрахований температурний ефект реактивності. У діапазоні зміни температур значення приймається постійним, тому для кожної зони $\alpha_r = -6.7 \cdot 10^{-5} \text{ 1}^\circ\text{C}$.

Потужністним ефектом реактивності $\rho_N(N)$ реактора, що працює на даному рівні потужності з розігрітим до номінальної середньої температури теплоносієм, називають величину зміни реактивності, що виникла внаслідок зміни рівня теплової потужності реактора з N_0 до рівня N [7, 9, 93, 101, 103]: $\Delta\rho_N = \rho_N(N) - \rho_N(N_0)$.

Величина, що відображає зміну реактивності, відповідна зміненню теплової потужності реактора на 1 МВт, називається потужністним коефіцієнтом реактивності реактора [81, 85, 103]: $\alpha_N = f(N) = \frac{d\rho_N(N)}{dN}$,

$$\text{звідки } \rho_N(N) = \int_0^N \alpha_N dN.$$

Походження потужністного ефекту реактивності температурне та визначається температурою ядерного палива і наявністю в ньому ізотопу ^{238}U , в якому в результаті доплер-ефекту при підвищенні температури поглинання нейтронів збільшується. Як випливає з [30; 31], чим вища температура палива і менше збагачення палива, тим більший потужний ефект реактивності.

Температура палива при зміні рівня потужності змінюється практично миттєво, тому зміна реактивності в реакторі через потужністний ефект реактивності відбувається практично безінерційно [90]

Потужністний ефект реактивності визначається як добуток потужністного коефіцієнта реактивності на зміну теплової потужності реактора. Значення потужністного ефекту реактивності було знайдено за нейтронно-фізичних характеристик для кожної зони $\alpha_N = -1.16 \cdot 10^{-6} \text{ 1/МВт}$.

Сумарно потужністний і температурний коефіцієнти реактивності, за даними альбому нейтроно-фізичних характеристик табл. 2.7, були апроксимовані чотирма виразами у вигляді залежності зміни реактивності від потужності для різних ефективних діб, на початок кампанії, на 80, 160 та 285-у ефективні доби.

Таблиця 2.7 – Сумарно потужністний і температурний коефіцієнти реактивності, за даними альбому нейтроно-фізичних характеристик

Q, МВт	$\rho_0, \%$	$\rho_{80}, \%$	$\rho_{160}, \%$	$\rho_{285}, \%$
0	0.000	0.000	0.000	0.000
250	-0.195	-0.245	-0.255	-0.300
500	-0.375	-0.425	-0.500	-0.625
750	-0.560	-0.630	-0.700	-0.825
1000	-0.700	-0.803	-0.900	-1.060
1250	-0.840	-0.950	-1.040	-1.260
1500	-0.960	-1.100	-1.200	-1.450
1750	-1.100	-1.250	-1.400	-1.675
2000	-1.200	-1.380	-1.550	-1.850
2250	-1.350	-1.540	-1.720	-2.050
2500	-1.450	-1.680	-1.875	-2.200
2750	-1.600	-1.800	-2.000	-2.375
3000	-1.725	-1.900	-2.150	-2.600
3050	-1.750	-1.930	-2.200	-2.625

$$\rho_0 = -0.0006 Q - 0.097$$

$$\rho_{80} = -0.0006 Q - 0.1274$$

$$\rho_{160} = -0.0007 Q - 0.1324$$

$$\rho_{285} = -0.0008 Q - 0.1617$$

2.2.5 Модель ефективності регулюючої групи

Модель ефективності регулюючої групи ОР СУЗ була отримана експериментально для блока № 5 Запорізької АЕС. Ефективність регулюючої групи була апроксимована чотирма виразами табл. 2.8 у вигляді залежності зміни

реактивності від глибини занурення групи, на початок кампанії, на 80, 160 і 285-у ефективні доби.

Таблиця 2.8 – Залежності зміни реактивності від глибини занурення групи, на початок кампанії, на 80, 160 і 285-і ефективні доби

$h_{\text{СУЗ}}$, см	$\rho_{\text{ОР СУЗ}_0}(h_{\text{СУЗ}})$, %	$\rho_{\text{ОР СУЗ}_{80}}(h_{\text{СУЗ}})$, %%	$\rho_{\text{ОР СУЗ}_{160}}(h_{\text{СУЗ}})$, %	$\rho_{\text{ОР СУЗ}_{285}}(h_{\text{СУЗ}})$, %
0	-0.71	-0.71	-0.69	-0.68
50	-0.64	-0.65	-0.645	-0.63
100	-0.55	-0.54	-0.55	-0.56
150	-0.44	-0.43	-0.45	-0.46
200	-0.33	-0.31	-0.345	-0.37
250	-0.2	-0.17	-0.23	-0.23
300	-0.06	-0.03	-0.06	-0.055
350	0.05	0.06	0.04	0.05

$$\rho_{\text{ОР СУЗ}_0}(h_{\text{СУЗ}}) = 0.0022h_{\text{СУЗ}} - 0.7508$$

$$\rho_{\text{ОР СУЗ}_{80}}(h_{\text{СУЗ}}) = 0.0023h_{\text{СУЗ}} - 0.7483$$

$$\rho_{\text{ОР СУЗ}_{160}}(h_{\text{СУЗ}}) = 0.0022h_{\text{СУЗ}} - 0.7454$$

$$\rho_{\text{ОР СУЗ}_{285}}(h_{\text{СУЗ}}) = 0.0022h_{\text{СУЗ}} - 0.7446$$

Максимальна реактивність, яку може внести регулююча група ОР СУЗ в одну зону [110], $\rho_{\text{ОР СУЗ}_i} = a_i \cdot (h_{\text{СУЗ}} - h_0)$,

де $\rho_{\text{ОР СУЗ}_i}$ – реактивність, що вноситься регулюючою групою ОР СУЗ, відн. од.;
 $h_{\text{СУЗ}}$ – висота занурення регулюючої групи ОР СУЗ в активній зоні реактора, см; h_0 – початок i -ї зони від низу активної зони; a_i – коефіцієнт нахилу характеристики, 1/см представлений у табл. 2.9.

Таблиця 2.9 – Коефіцієнти нахилу характеристики ОР СУЗ

Параметр	Позначення	Значення
Кутовий коефіцієнт (1-а зона)	a_1	0.0000164 1/см
Кутовий коефіцієнт (2-а зона)	a_2	0.000033 1/см
Кутовий коефіцієнт (3-я зона)	a_3	0.00003 1/см
Кутовий коефіцієнт (4-а зона)	a_4	0.0000027 1/см
Кутовий коефіцієнт (5-а зона)	a_5	0.00002405 1/см
Кутовий коефіцієнт (6-а зона)	a_6	0.0000198 1/см
Кутовий коефіцієнт (7-а зона)	a_7	0.0000184 1/см
Кутовий коефіцієнт (8-а зона)	a_8	0.0000226 1/см
Кутовий коефіцієнт (9-а зона)	a_9	0.00001414 1/см
Кутовий коефіцієнт (10-а зона)	a_{10}	0.000009 1/см

2.2.6 Модель зміни реактивності при борному регулюванні

Ефективність борної кислоти $\rho_{\text{БОР}}(C_{\text{БОР}})$ при концентрації $C_{\text{БОР}}$ являє собою величину реактивності, яку втрачає реактор при підвищенні концентрації борної кислоти у теплоносії від 0 до [111; 112; 113],

$$\rho_{\text{БОР}}(C_{\text{БОР}}) = \int_0^{C_{\text{БОР}}} \alpha_{\text{БОР}} dC_{\text{БОР}},$$

де $\alpha_{\text{БОР}} = f(C_{\text{БОР}}) = \frac{d\rho_{\text{БОР}}}{dC_{\text{БОР}}}$ – коефіцієнт реактивності борної кислоти.

Величина $\alpha_{\text{БОР}}$ визначалася з альбому нейтронно-фізичних характеристик для 284.72 ефективної доби $\alpha_{\text{БОР}} = -1.58 \% / \text{Г/КГ} = -0.01581 / \text{Г/КГ}$.

Зміна коефіцієнта реактивності борної кислоти була апроксимована чотирма виразами за значеннями альбому нейтронно-фізичних характеристик табл. 2.10 у

вигляді залежності зміни коефіцієнта від тривалості кампанії для чотирьох значень поточної потужності ядерного реактора 1500, 2100, 2700 і 3000 МВт.

Таблиця 2.10 – Зміна коефіцієнта реактивності борної кислоти була апроксимована чотирма виразами за значеннями альбому нейтронно-фізичних характеристик

τ , еф. доба	$\alpha_{\text{БОР}_{1500}}(\tau)$, %/Г/кГ	$\alpha_{\text{БОР}_{2100}}(\tau)$, %/Г/кГ	$\alpha_{\text{БОР}_{2700}}(\tau)$, %/Г/кГ	$\alpha_{\text{БОР}_{3000}}(\tau)$, %/Г/кГ
0	-1.415	-1.415	-1.415	-1.415
50	-1.44	-1.440	-1.430	-1.430
100	-1.475	-1.475	-1.465	-1.465
150	-1.515	-1.505	-1.505	-1.505
200	-1.545	-1.530	-1.535	-1.530
250	-1.580	-1.560	-1.570	-1.560
280	-1.600	-1.580	-1.590	-1.580

$$\alpha_{\text{БОР}_{1500}}(\tau) = -0.0007 \tau - 1.4106$$

$$\alpha_{\text{БОР}_{2100}}(\tau) = -0.0006 \tau - 1.414$$

$$\alpha_{\text{БОР}_{2700}}(\tau) = -0.0007 \tau - 1.4054$$

$$\alpha_{\text{БОР}_{3000}}(\tau) = -0.0006 \tau - 1.4079$$

Зменшення концентрації борної кислоти у теплоносії відбувається за рахунок введення в теплоносій знесоленої води. У [114] було обґрунтована необхідність монотонної зміни концентрації борної кислоти / знесоленої води в теплоносії.

Зміна концентрації борної кислоти і знесоленої води відбувається за експоненціальним законом. Для моделювання дані залежності були ідентифіковані та описані такими диференціальними рівняннями:

при введенні розчину борної кислоти [7; 9; 115-118]

$$T_4 \cdot \frac{dC_{\text{БОР}}}{d\tau} + \Delta C_{\text{БОР}} = k_4 \cdot \Delta G_{\text{БОР}},$$

при введенні знесоленої води [115-117; 119]

$$T_5 \cdot \frac{dC_{\text{БОР}}}{d\tau} + \Delta C_{\text{БОР}} = k_5 \cdot \Delta G_{\text{H}_2\text{O}},$$

де $C_{\text{БОР}}$ – концентрація борної кислоти, г/кг; k_4, k_5 – коефіцієнти передачі г/кг / т/год; T_4, T_5 – постійні часу, с; $\Delta G_{\text{БОР}}$ – зміна витрати борної кислоти, т/ч; $\Delta G_{\text{H}_2\text{O}}$ – зміна витрати знесоленої води, т/год.

Для розрахунку було прийнято, що номінальний витрата борної кислоти $G_{\text{БОР}} = 40$ т/год, номінальна витрата знесоленої води $G_{\text{H}_2\text{O}} = 40$ т/год. Для таких витрат борної кислоти і знесоленої води коефіцієнти передачі та постійні часу: $k_4 = 40$ г/кг / т/год, $k_5 = 16$ г/кг / т/год, $T_4 = 22318$ с, $T_5 = 47714.7$ с.

Зміну концентрації борної кислоти у теплоносії за значеннями альбому нейтронно-фізичних характеристик у разі підживлення концентрованою борною кислотою наведено у табл. 2.11 і дистилатом – у табл. 2.12 у вигляді залежності зміни концентрації борної кислоти від витрати підживлення та його часу.

Таблиця 2.11 – Залежності зміни концентрації борної кислоти від витрати підживлення та його часу

t, мин	$C_{\text{БОР}_{60}}(t)$, г/кг	$C_{\text{БОР}_{50}}(t)$, г/кг	$C_{\text{БОР}_{40}}(t)$, г/кг	$C_{\text{БОР}_{30}}(t)$, г/кг	$C_{\text{БОР}_{20}}(t)$, г/кг	$C_{\text{БОР}_{10}}(t)$, г/кг
0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
50	7.0	6.0	4.9	3.8	2.5	1.6
100	13.0	11.3	9.0	7.5	5.0	2.7
125	15.7	13.5	11.0	9.0	6.0	3.3
150		15.9	13.0	10.5	7.1	3.8
200			17.0	13.4	9.2	5.0
250				15.8	11.2	6.0
300					13.0	7.0

$$C_{\text{БОР}_{60}}(t) = 0.1256 t + 0.2881$$

$$C_{\text{БОР}_{50}}(t) = 0.1057 t + 0.3534$$

$$C_{\text{БОР}_{40}}(t) = 0.0843 t + 0.3694$$

$$C_{\text{БОР}_{30}}(t) = 0.0633 t + 0.6571$$

$$C_{\text{БОР}_{20}}(t) = 0.0452 t$$

$$C_{\text{БОР}_{10}}(t) = 0.0229 t + 0.314$$

Таблиця 2.12 – Залежності зміни концентрації борної кислоти від витрати підживлення та його часу

t, ч	$C_{\text{БОР}_{10}}(t)$, Г/КГ	$C_{\text{БОР}_{20}}(t)$, Г/КГ	$C_{\text{БОР}_{30}}(t)$, Г/КГ	$C_{\text{БОР}_{40}}(t)$, Г/КГ	$C_{\text{БОР}_{50}}(t)$, Г/КГ
0	16.0	16.0	16.0	16.0	16.0
5	13.2	12.1	10.8	9.0	6.0
10	10.9	9.1	7.3	5.4	2.5
15	9.0	6.9	5.0	3.1	1.1
20	7.4	5.0	3.4	1.6	0.6
25	6.0	3.7	2.3	0.9	0.4
30	4.9	2.6	1.6	0.6	0.2
35	4.1	1.9	1.1		
40	3.4	1.4	0.8		
45	2.9	1.0	0.6		
50	2.3	0.8	0.4		
55	2.0				
60	1.6				

$$C_{\text{БОР}_{10}}(t) = 15.866 e^{-0.0383 t}$$

$$C_{\text{БОР}_{20}}(t) = 16.646 e^{-0.0615 t}$$

$$C_{\text{БОР}_{30}}(t) = 15.196 e^{-0.0735 t}$$

$$C_{\text{БОР}_{40}}(t) = 15.971 e^{-0.1119 t}$$

$$C_{\text{БОР}_{50}}(t) = 12.237 e^{-0.1428 t}$$

2.2.7 Модель пошкодження оболонки твела

В основу моделі пошкодження оболонки твела, відповідно до якої для урахування взаємозв'язку повзучості та накопичення пошкодження в матеріалі необхідно обчислити питому енергію розсіювання, накопичену в процесі повзучості до моменту руйнування матеріалу і витрачену на його руйнування, в публікаціях [120, 121] запропоновано покласти модель розрахунку пошкодження оболонки за нормальних умов експлуатації ядерної енергетичної установки. Критерій повзучості руйнування оболонки згідно з енергетичним варіантом теорії записаний у вигляді

$$\omega(\tau) = A(\tau) / A_0 = 1; \quad A(\tau) = \int_0^{\tau} \sigma_e \cdot \dot{p}_e \cdot d\tau,$$

де $\omega(\tau)$ – пошкоженість оболонки; $A(\tau), A_0$ – питома енергія розсіювання в момент часу τ і при руйнуванні оболонки (Дж/м³), відповідно; $\sigma_e(\tau), \dot{p}_e(\tau)$ – еквівалентна напруга (Па) і швидкість еквівалентної деформації повзучості (с⁻¹), відповідно.

Емпіричне співвідношення [1] для швидкості еквівалентної деформації повзучості \dot{p}_e (с⁻¹) записувалося у вигляді

$$\dot{p}_e = K \cdot \Phi(\sigma_e + B \cdot e^{C\sigma_e}) \exp(-10000 / R \cdot T) t^{-1/2},$$

де $K = 5,129 \cdot 10^{-29}$; $B = 7,252 \cdot 10^2$; $C = 4,967 \cdot 10^{-8}$ (розмірність K, B, C опущена); Φ – щільність потоку швидких ($E > 1$ МэВ) нейтронів, 1/м²·с; σ_e – еквівалентна напруга, Па; R – газова постійна; T – температура оболонки, К; t – час, с.

Радіальне деформування оболонки розраховується з урахуванням повзучості, пружних і термічних деформацій, використовуючи модель тонких циліндричних оболонок. Радіальний зсув оболонки u визначається як

$$u = \frac{d_{об,вн}}{E} \left[\frac{(P_{газ} + P_{кон})(d_{об,вн}^2 + d_{об,н}^2) - 2 \cdot P_{ж} \cdot d_{об,н}^2}{d_{об,н}^2 - d_{об,вн}^2} + \nu \cdot P_{газ} \right] + (\varepsilon^{терм} + \varepsilon^{повз}) \frac{d_{об,н} + d_{об,вн}}{2},$$

де E, ν – відповідно модуль Юнга (Па) і число Пуассона матеріалу оболонки; $d_{об,вн}, d_{об,н}$ – відповідно внутрішній і зовнішній діаметр оболонки, см; $P_{газ}, P_{кон}, P_{ж}$ – тиск відповідно внутрішній, контактний між таблеткою і оболонкою, охолоджуючої води, Па; $\varepsilon^{терм}, \varepsilon^{повз}$ – деформація оболонки термічна та повзучості, відповідно.

Вважаючи, що товщина стінки оболонки $(d_{об,н} - d_{об,вн})/2$ становить не більше ніж 10 % від величини її внутрішнього діаметра $d_{об,вн}$, циліндричну оболонку можна вважати тонкою. У цьому випадку тангенціальні напруги на внутрішній і зовнішній поверхнях оболонки відрізняються незначно і напруга зсуву, що діє в тангенціальному напрямку, не враховується. Напруга в моделі тонкої циліндричної оболонки має тангенціальну σ_θ і аксіальну σ_z складові:

$$\sigma_\theta = \frac{d_{об,вн}(P_{кон} + P_{газ}) - d_{об,н} \cdot P_{ж}}{d_{об,н} - d_{об,вн}}$$

$$\sigma_z = \frac{d_{об,вн}^2(P_{кон} + P_{газ}) - d_{об,н}^2 \cdot P_{ж}}{d_{об,н}^2 - d_{об,вн}^2},$$

де $P_{кон} = 0$ за відсутності контакту таблетки і оболонки.

Після підстановки умови $\sigma_r = 0$ еквівалентна напруга виражається як

$$\bar{\sigma} = \sqrt{\frac{1}{2}[(\sigma_\theta - \sigma_z)^2 + \sigma_\theta^2 + \sigma_z^2]}. \quad (2.1)$$

Швидкість еквівалентної деформації повзучості оболонки $\dot{\bar{\epsilon}}^{повз}$ (c^{-1}) виражається, використовуючи еквівалентну напругу $\bar{\sigma}$, як

$$\dot{\bar{\epsilon}}^{повз} \equiv \frac{d\bar{\epsilon}^{повз}}{dt} = f(\bar{\sigma}, T, \Phi, \bar{\epsilon}^{повз}),$$

де функція f визначається на основі рівняння повзучості оболонки; $d\bar{\epsilon}^{повз}$, dt – малі збільшення еквівалентної деформації повзучості оболонки і часу, відповідно; $\bar{\sigma}$ – еквівалентна напруга в оболонці, Па; T – температура оболонки, К; Φ – щільність потоку швидких (> 1 MeV) нейтронів, $1/m^2 \cdot c$; $\bar{\epsilon}^{повз}$ – еквівалентна деформація повзучості оболонки.

Приймається допущення, що після того як починається плинність оболонки, контактний тиск $P_{кон}$ не перевищує того значення, яке було досягнуто в момент початку плинності. Таким чином, коли еквівалентна напруга оболонки $\bar{\sigma}$ перевищує межу плинності $\sigma_{0,2}$, для визначення $\bar{\sigma}$ замість виразу (2.1) використовується такий вираз:

$$\bar{\sigma} = \sigma_{0,2}.$$

У разі рекристалізованого загартованого циркалою для визначення межі текучості $\sigma_{0,2}$ оболонки використовується такий вираз [122]:

$$\sigma_{0,2} = 21,60 - 0,0213 \cdot T + \Delta\sigma_{\text{рад}},$$

де $\sigma_{0,2}$ – умовна межа плинності оболонки, тобто напруга, при якій пластичні деформації матеріалу зразка становлять 0,2 % від довжини зразка, кгс/мм² (кгс/мм² \approx 9,807 МПа); T – температура оболонки, С; $\Delta\sigma_{\text{рад}}$ – збільшення межі плинності через радіаційного зміцнення, визначається як

$$\Delta\sigma_{\text{рад}} = 33,4[1 - \exp(-c \cdot \Phi \cdot t)]^{1/2},$$

де $c = 2,92 \cdot 10^{-21} \cdot \exp(-1,6 \cdot 10^{-14} \cdot \Phi)$; Φ – потік швидких нейтронів, 1/см²·с; t – час, с.

У разі циркалою зі знятими залишковими напругами використовується вираз [122]:

$$\sigma_{0,2} = 31,32 - 0,0213 \cdot T + \Delta\sigma_{\text{рад}}.$$

2.2.8 Модель запізнення теплоносія першого контуру

Зважаючи на кінцеву швидкість теплоносія 1-го контуру, необхідно моделювати запізнювання в теплопередачі між ядерним реактором і парогенератором. Таке запізнювання представляється у науковому вигляді [7; 9; 77; 124; 125]:

$$T_{\text{TR1}} \frac{dt_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}}{d\tau} + t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau) = t_{10}^{\text{ВІХ}}(\tau);$$

$$T_{\text{TR2}} \frac{dt_1^{\text{ВХ}}}{d\tau} + t_1^{\text{ВХ}}(\tau) = t_{\text{ПГ}}^{\text{ВІХ}}(\tau),$$

де $t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau)$ і $t_{\text{ПГ}}^{\text{ВІХ}}(\tau)$ – температура теплоносія 1-го контуру на вході і виході парогенератора, відповідно; $t_1^{\text{ВХ}}(\tau)$ і $t_{10}^{\text{ВІХ}}(\tau)$ – температура теплоносія 1-го контуру на вході та виході АКЗ реактора, відповідно.

У номінальному режимі, якщо знехтувати втратами теплоти в навколишнє середовище, то

$$t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau) = t_{10}^{\text{ВІХ}}(\tau); t_{\text{ПГ}}^{\text{ВІХ}}(\tau) = t_1^{\text{ВХ}}(\tau),$$

де T_{TR1} і T_{TR2} – постійні часу, що залежать від швидкості теплоносія 1-го контуру і довжини трубопроводу від реактора до ПГ у обидві сторони, відповідно представлені у табл. 2.13.

Таблиця 2.13 – Постійні часу

Параметр	Позначення	Значення
Постійна часу	T_{TR1}	1.3 с
Постійна часу	T_{TR2}	3.3 с

Модель запізнення теплоносія першого контуру в імітаційній моделі запишеться як $outline(t_{ПГ}^{вх}(\tau); t_{П}^{вх}(\tau)) = (t_{П}^{вх}(\tau); t_{ПГ}^{вх}(\tau))$.

2.2.9 Модель парогенеруючої установки

Диференціальні рівняння, що описують зміну динамічних характеристик парогенератора, мають такий вигляд [7; 9; 77; 126; 127]:

$$\frac{dM_{ПВ}}{d\tau} = G_{ПВ}(\tau) - G_{П}(\tau) - D_{Г}(\tau)$$

Наведене рівняння характеризує закон збереження маси речовини в парогенераторі, де $M_{ПВ}(\tau)$ – маса живильної води, кг; $G_{ПВ}(\tau)$ – витрата живильної котлової води, кг/с; $G_{П}(\tau)$ – витрата пари, кг/с; $D_{Г}(\tau)$ – кількість генерованого пара, кг.

$$\frac{dV_{ПВ}}{d\tau} = \frac{1}{\rho'} \cdot \frac{dM_{ПВ}}{d\tau}$$

Наступне рівняння пов'язує залежність зміни обсягу живильної води від її маси в парогенераторі при кипінні, де $V_{ПВ}(\tau)$ – обсяг живильної води в парогенераторі, м³; ρ' – щільність живильної води на лінії насичення, кг/м³.

$$\frac{V_{П0} \cdot \rho''}{G_{П0}} \frac{dV_{П}}{d\tau} + V_{П}(\tau) = \frac{V_{П0}}{G_{П0}} \cdot D_{Г}(\tau) - \frac{V_{П0}}{G_{П0}} \cdot V_{П}(\tau) \cdot \frac{d\rho''}{dP} \cdot \frac{dP}{d\tau}$$

Наведене рівняння описує залежність між миттєвою масою згенерованого пара і його поточним обсягом в парогенераторі

$$T = \frac{V_{\text{ПЮ}} \cdot \rho''}{G_{\text{ПЮ}}},$$

де $V_{\text{ПЮ}}$ – об'єм пари в ПГ в номінальному режимі, м³; $G_{\text{ПЮ}}$ – витрата пари в номінальному режимі, кг/с; $V_{\text{П}}(\tau)$ – об'єм пари в ПГ, м³; ρ'' – щільність пари на лінії насичення, кг/м³; $P(\tau)$ – тиск насиченої пари, МПа.

$$D_{\Gamma}(\tau) = \frac{1}{r} \cdot \left[Q_{\text{ВН}}(\tau) - G_{\text{ПВ}}(\tau) \cdot (i'' - i_{\text{ПВ}}) - (V_{\text{ПВ}}(\tau) \cdot \rho' \cdot \frac{di'}{dP} + V_{\text{П}}(\tau) \cdot \rho'' \cdot \frac{di''}{dP}) \cdot \frac{dP}{d\tau} \right].$$

Рівняння визначає залежність між зміною в часі підведення теплоти від 1-го контуру, поточним обсягом пари і витратою живильної води в парогенераторі і витратою згенерованого пара, де $r = i'' - i'$ – теплота пароутворення, кДж/кг; i'' – ентальпія пари на лінії насичення, кДж/кг; i' – ентальпія живильної води на лінії насичення, кДж/кг; $i_{\text{ПВ}}$ – ентальпія живильної води в номінальному режимі, кДж/кг; $Q_{\text{ВН}}(\tau)$ – кількість теплоти, передана з 1-го контуру в 2-й, МВт.

$$Q_{\text{ВН}}(\tau) = k \cdot F_e \cdot (t_{\text{SR}}(\tau) - \frac{dt_s}{dP} \cdot P(\tau)).$$

Наступне рівняння пов'язує зміну кількості теплоти, передану з контуру теплоносія в контур живильної води при зміні середньої температури теплоносія і температури живильної води на лінії насичення, де F_e – сумарна ефективна площа поверхонь нагріву в парогенераторі, м²; k – коефіцієнт теплопередачі, Вт/(м²·К); $t_{\text{SR}}(\tau)$ – середня температура теплоносія 1-го контуру, °С; $t_s(\tau)$ – температура теплоносія на лінії насичення, °С.

$$T_2 \cdot \frac{dt_{2E}}{d\tau} + t_{2E}(\tau) = t'(\tau).$$

Представлене рівняння визначає зв'язок між тепловим потоком, який передається, і зміною температури теплоносія, де T_2 – еквівалентна постійна часу гріючих труб, с; $t_{2E}(\tau)$ – еквівалентна температура, °С; $t'(\tau)$ – температура теплоносія на вході в ПГ, °С.

$$T_p \cdot \frac{dP}{d\tau} + P(\tau) = -K_1 \cdot G_{\text{П}}(\tau) + K_2 \cdot t_{2E}(\tau) - K_3 \cdot G_{\text{ПВ}}(\tau).$$

Рівняння визначає зв'язок зміни витрат пари і живильної води, еквівалентної температури на зміну тиску пари, який генерується [128], де $i_{\text{ПВ}}$ – ентальпія живильної води, кДж/кг;

$$T_p = B_0 \cdot \frac{\rho' \cdot \rho''}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{1}{A},$$

$$A = \frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{G_{\text{П0}}}{P_0} + \frac{1}{r} \cdot G_{\text{ТН}} \cdot C_{\text{ТН}} \cdot \frac{dt_s}{dP},$$

$$B_0 = \frac{M_{\text{П}}}{(\rho')^2} \cdot \frac{d\rho'}{dP} + \frac{M_{\text{П}}}{(\rho'')^2} \cdot \frac{d\rho''}{dP} + \frac{1}{r} \cdot \left(\frac{1}{\rho''} - \frac{1}{\rho'} \right) \cdot \left(M_{\text{ПВ}} \cdot \frac{di'}{dP} + M_{\text{П}} \cdot \frac{di''}{dP} \right),$$

$$K_1 = \frac{\rho'}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{1}{\frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{G_{\text{П0}}}{P_0} + \frac{1}{r} \cdot G_{\text{ТН}} \cdot C_{\text{ТН}} \cdot \frac{dt_s}{dP}},$$

$$K_2 = \frac{1}{r} \cdot \frac{G_{\text{ТН}} \cdot C_{p_{\text{В}}}}{\frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{G_{\text{П0}}}{P_0} + \frac{1}{r} \cdot G_{\text{ТН}} \cdot C_{\text{ТН}} \cdot \frac{dt_s}{dP}},$$

$$K_3 = \left(\frac{i' - i_{\text{ПВ}}}{r} - \frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \right) \cdot \frac{1}{\frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{G_{\text{П0}}}{P_0} + \frac{1}{r} \cdot G_{\text{ТН}} \cdot C_{\text{ТН}} \cdot \frac{dt_s}{dP}}$$

де P_0 – тиск пари в ПГ в номінальному режимі, МПа; $G_{\text{ТН}}$ – витрата теплоносія 1-го контуру, кг/с.

Значення констант і змінних для розрахунку динамічних характеристик парогенератора у разі стаціонарного режиму [129, 130] представлені у табл. 2.14.

Модель парогенеруючої установки в імітаційній моделі запишеться як $\text{steam_generator}(t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau); G_{\text{П}}(\tau)) = (t_{\text{ПГ}}^{\text{ВИХ}}(\tau); P(\tau))$.

Таблиця 2.14 – Значення констант і змінних для розрахунку динамічних характеристик

Параметр	Позначення	Значення
Маса живильної води в ПГ	$M_{\text{ПВ}}$	32 950 кг
Витрата живильної води	$G_{\text{ПВ}}$	412 кг/с
Витрата пари в номінальному режимі	$G_{\text{ПО}}$	408 кг/с
Щільність живильної води на лінії насичення	ρ'	760,14 кг/м ³
Щільність пари на лінії насичення	ρ''	30,308 кг/м ³
Об'єм пари в ПГ в номінальному режимі	$V_{\text{ПО}}$	39.6 м ³
Ентальпія живильної води на лінії насичення	i'	1208.45 кДж/кг
Ентальпія пари на лінії насичення	i''	2784.3 кДж/кг
Ентальпія живильної води	$i_{\text{ПВ}}$	944.7 кДж/кг
Маса пари в номінальному режимі	$M_{\text{ПО}}$	3050 кг
Тиск пари в ПГ в номінальному режимі	P_0	6.3 МПа
Витрата теплоносія 1-го контуру	$G_{\text{ТН}}$	4464.28 кг/с
Еквівалентна постійна часу гріючих труб	T_2	3 с
Сумарна ефективна площа поверхонь нагріву в ПГ	F_e	6115 м ²

2.2.10 Модель турбогенераторної установки

Процеси, що протікають в турбогенераторах, порівняно з процесами, що відбуваються в установках, які виробляють пару, належать до швидких процесів. Турбогенератор включає в себе два основних елементи: турбіну і генератор. Динамічні процеси в генераторі практично безінерційні. Тому електрична потужність, що віддається в енергосистему (за винятком втрат енергії в генераторі),

дорівнює механічній енергії ротора турбіни [126]. Втрати енергії в генераторі складають близько 5 %, отже, $N_{\Gamma} = 0.95N_T$.

При роботі енергоблока в енергетичній системі частота обертання ротора турбогенератора жорстко задається частотою мережі. Відхилення частоти від номінального значення (50 Гц) допускається у вузьких межах ± 0.5 Гц навіть в аварійних режимах. Отже, частота обертання турбогенератора є постійною величиною.

Враховуючи вищесказане, модель турбогенератора описана такими рівняннями [131; 132]:

$$G_{\Pi 1}(\tau) = \frac{G_{\Pi 0}}{P_0} \cdot P(\tau),$$

$$\alpha_1 \cdot T_{\Pi} \cdot \frac{dG_{\Pi 2}}{d\tau} + G_{\Pi 2}(\tau) = \frac{G_{\Pi 0}}{N_{\Gamma 0}} \cdot \left(1 - \frac{1}{\alpha}\right),$$

$$G_{\Pi 3}(\tau) = \frac{G_{\Pi 0}}{N_{\Gamma 0}} \cdot \frac{1}{\alpha} \cdot N_{\Gamma}(\tau),$$

де $T_{\Pi} = 0.95 \cdot \frac{M_{\Pi 0}}{G_{\Pi 0}}$ – постійна часу, що враховує ККД генератора, с; α_1 – коефіцієнт,

рівний відношенню ефективного теплоперепаду в частині високого тиску до сумарного ефективного теплоперепаду в частинах високого і низького тиску турбіни; $N_{\Gamma 0}$ – потужність генератора у номінальному режимі, МВт.

Сумарна витрата пари [133; 134; 135]

$$G_{\Pi}(\tau) = G_{\Pi 1}(\tau) + G_{\Pi 2}(\tau) + G_{\Pi 3}(\tau).$$

Потужність турбіни була визначена з такого рівняння [77]:

$$N_T(\tau) = \frac{N_{\Gamma 0}}{G_{\Pi 0}} \cdot G_{\Pi}(\tau),$$

де $N_T(\tau)$ – потужність турбіни, МВт.

Значення констант і змінних для розрахунку динамічних характеристик турбогенератора для стаціонарного режиму представлені у табл. 2.15.

Таблиця 2.15 – Коефіцієнти динамічних характеристик турбогенератора

Параметр	Позначення	Значення
Коефіцієнт теплопередачі	k	4.458 Вт/ (м ² ·К)
Постійна часу	T_{Π}	7.1 с
Коефіцієнт передачі	α_1	0.3731
Потужність генератора в номінальному режимі	$N_{Г0}$	1 000 МВт

Модель турбогенераторної установки в імітаційній моделі запишеться як $\text{turbo_generator}(P(\tau), N_E) = (G_{\Pi}(\tau), N_T(\tau))$.

2.3 Перевірка адекватності математичної моделі

Розроблена модель ядерної енергетичної установки повинна адекватно імітувати реальні ядерно-фізичні процеси при проведенні обчислювальних експериментів. Розроблена модель орієнтована на дослідження динамічних властивостей об'єкта, насамперед тих фізичних величин, які характеризують програми регулювання ядерною енергетичною установкою. Тому адекватність моделі вважається прийнятною в разі відповідності модельованих фізичних величин реальним, які вважаються суттєвими для дослідження.

Формально оцінка адекватності математичної моделі здійснюється після планування і проведення повнофакторного експерименту. Повнофакторний експеримент складається з такої послідовності дій: вибір локальної області та визначення меж аргументів; указання нульового рівня в багатовимірному факторному просторі; вибір інтервалу варіювання аргументів; проведення експерименту, розробка математичної моделі, яка виражає залежність значення вихідної функції від вхідних аргументів.

Для дослідження адекватності розробленої імітаційної математичної моделі такий підхід не зовсім виправданий, у зв'язку з тим що обробка результатів повнофакторного експерименту здійснюється на базі статистичних методів і критеріїв [136], але отримані дані з реальної ядерної енергетичної установки не носять статистичний характер. Більш того, розроблена імітаційна математична модель базується на диференціальних та інтегральних рівняннях, а в ряді випадків використовуються апроксимаційні вирази довідкових даних.

У роботі [137] були представлені результати 4 пускових експериментів, проведених на третьому енергоблоці ПУАЕС з метою визначення динамічних характеристик основних технологічних параметрів при стрибкоподібних збуреннях. Дослідження були проведені на номінальному навантаженні енергоблока на початку паливної кампанії. На енергоблок наносився вплив за рахунок зміни положення регулювальних клапанів турбіни та положення регулюючої групи ОР СУЗ.

У роботах [138; 139] представлені результати імітаційних експериментів для умов п'ятого блоку ЗАЕС при розробці програми регулювання і автоматичної системи керування. У роботах [137; 138] для виключення впливу системи автоматичного керування на динамічні характеристики моделі були відключені регулятори потужності реактора, турбіни, рівня та тиску в компенсаторі обсягу.

Представлені дані про натурні експерименти та імітаційне моделювання [137-139] не є статистичним матеріалом, тому перевірити адекватність, як передбачає метод повнофакторного експерименту, не є можливим. Тому було прийнято рішення оцінити ступінь розбіжності даних різних авторів, отриманих в результаті імітаційного і натурального моделювання, з даними, які були отримані в результаті розробки імітаційної моделі шляхом розрахунку відносної похибки моделювання відносно експериментальних даних та співставлення результатів з результатами розробленої раніше автоматичної системи управління.

У табл. 2.16–2.19 представлені результати моделювання величин, що характеризують будь-яку програму регулювання: нейтронна потужність реактора, температура теплоносія на виході з активної зони реактора, температура теплоносія на вході в активну зону реактора, середня температура теплоносія в активній зоні

Закінчення таблиці 2.16

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
$t_2^{\text{ВНХ}}$ (°C)	314.1	314.1	314.15	314.1	314.1	314.1	314.1	314.1	314.1	314.1
$t_3^{\text{ВНХ}}$ (°C)	314.7	314.6	314.6	314.6	314.6	314.6	314.6	314.6	314.6	314.6
$t_1^{\text{ВХ}}$ (°C)	284.8	284.8	284.8	284.8	284.8	284.8	284.8	284.8	284.8	284.8
$t_2^{\text{ВХ}}$ (°C)	284.5	284.5	284.5	284.5	284.5	284.5	284.5	284.5	284.5	284.5
$t_3^{\text{ВХ}}$ (°C)	284.9	284.9	284.9	284.8	284.8	284.8	284.8	284.8	284.8	284.8
t_1^{cep} (°C)	299.9	299.8	299.8	299.8	299.8	299.8	299.8	299.8	299.8	299.8
t_2^{cep} (°C)	299.4	299.4	299.4	299.4	299.4	299.4	299.4	299.4	299.4	299.4
t_3^{cep} (°C)	300.1	300.0	300.0	300.0	300.0	300.0	300.0	300.0	300.0	300.0
P_1 (МПа)	5.78	5.78	5.77	5.77	5.77	5.77	5.77	5.77	5.77	5.77
P_2 (МПа)	5.78	5.77	5.77	5.76	5.76	5.76	5.76	5.76	5.76	5.76
P_3 (МПа)	5.79	5.78	5.78	5.77	5.77	5.77	5.77	5.77	5.77	5.77
$G_{\text{П}_1}$ (кг/с)	398.5	397.5	396.8	396.3	396.0	396.0	396.0	396.0	396.0	396.0
$G_{\text{П}_2}$ (кг/с)	398.8	397.8	397.0	396.4	396.1	396.1	396.1	396.1	396.1	396.1
$G_{\text{П}_3}$ (кг/с)	399.2	398.1	397.3	396.7	396.3	396.2	396.2	396.2	396.2	396.2
N_{E_1} (%)	94.08	94.03	94.00	94.00	94.00	94.00	94.00	94.00	94.00	94.00
N_{E_2} (%)	93.98	93.93	93.90	93.90	93.90	93.90	93.90	93.90	93.90	93.90
N_{E_3} (%)	94.24	94.17	94.11	94.11	94.11	94.11	94.11	94.11	94.11	94.11

Таблиця. 2.17 – Результати моделювання при виведенні надлишкової реактивності шляхом рівномірного переміщення робочої групи ОР СУЗ зі штатного положення 80% до 90%, в перебігу 20 с з активній зоні реактора. Індекс 1 дані по [Баскаков, Цисельська], індекс 2 по [95], індекс 3 по розробленій моделі

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
t (с)	0	6	12	18	24	30	36	42	48	54	60
Q_1 (%)	95.50	96.20	97.10	98.20	98.40	98.15	97.90	97.72	97.63	97.57	97.50
Q_2 (%)	95.50	96.30	97.20	98.40	98.55	98.30	98.05	97.87	97.78	97.72	97.65
Q_3 (%)	95.78	96.58	97.49	98.10	98.35	98.20	98.05	97.88	97.79	97.75	97.68
$t_1^{\text{ВНХ}}$ (°C)	314.5	314.6	314.8	315.1	315.4	315.6	315.8	316.0	316.2	316.4	316.5
$t_2^{\text{ВНХ}}$ (°C)	314.5	314.7	314.9	315.3	315.6	315.9	316.1	316.3	316.5	316.7	316.8
$t_3^{\text{ВНХ}}$ (°C)	314.6	314.8	315.1	315.4	315.8	316.0	316.3	316.5	316.7	316.9	317.0
$t_1^{\text{ВХ}}$ (°C)	284.8	284.8	284.8	284.9	285.0	285.1	285.2	285.4	285.5	285.6	285.7
$t_2^{\text{ВХ}}$ (°C)	284.8	284.8	284.9	284.9	285.1	285.3	285.4	285.6	285.7	285.8	285.9
$t_3^{\text{ВХ}}$ (°C)	284.8	284.8	284.9	285.0	285.2	285.4	285.5	285.7	285.8	285.9	286.0
t_1^{cep} (°C)	299.8	299.8	299.8	300.0	300.2	300.4	300.5	300.7	300.8	301.0	301.1

Продовження таблиці. 2.17

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
t_2^{cep} (°C)	299.8	299.8	299.9	300.1	300.3	300.5	300.7	300.9	301.0	301.2	301.3
t_3^{cep} (°C)	299.9	299.9	300.0	300.2	300.4	300.7	300.8	301.0	301.2	301.4	301.5
P_1 (МПа)	5.76	5.76	5.76	5.77	5.78	5.80	5.81	5.83	5.84	5.86	5.87
P_2 (МПа)	5.76	5.76	5.76	5.77	5.79	5.80	5.82	5.84	5.85	5.87	5.88
P_3 (МПа)	5.76	5.76	5.77	5.78	5.79	5.81	5.83	5.85	5.86	5.88	5.89
G_{Π_1} (кг/с)	394.0	394.0	394.0	394.4	395.0	396.0	397.0	398.0	399.0	400.0	401.1
G_{Π_2} (кг/с)	394.0	394.0	394.0	394.4	395.0	396.2	397.2	398.2	399.4	400.4	401.5
G_{Π_3} (кг/с)	394.1	394.1	394.1	394.6	395.3	396.5	397.5	398.7	399.9	401.0	402.1
N_{E_1} (%)	94.00	94.00	94.00	94.08	94.20	94.40	94.60	94.80	95.00	95.20	95.38
N_{E_2} (%)	94.00	94.00	94.01	94.12	94.24	94.44	94.64	94.84	95.06	95.28	95.48
N_{E_3} (%)	94.07	94.07	94.09	94.20	94.32	94.52	94.75	94.95	95.17	95.39	95.59

Закінчення таблиці. 2.17

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
t (с)	66	72	78	84	90	96	102	108	114	120
Q_1 (%)	97.45	97.40	97.35	97.35	97.35	97.35	97.35	97.35	97.35	97.35
Q_2 (%)	97.60	97.55	97.50	97.50	97.50	97.50	97.50	97.50	97.50	97.50
Q_3 (%)	97.64	97.62	97.58	97.58	97.59	97.59	97.59	97.59	97.59	97.59
$t_1^{\text{вих}}$ (°C)	316.6	316.6	316.7	316.7	316.7	316.7	316.7	316.7	316.7	316.7
$t_2^{\text{вих}}$ (°C)	316.9	316.9	317.0	317.0	317.0	317.0	317.0	317.0	317.0	317.0
$t_3^{\text{вих}}$ (°C)	317.1	317.2	317.2	317.2	317.2	317.2	317.2	317.2	317.2	317.2
$t_1^{\text{вх}}$ (°C)	285.7	285.8	285.9	285.9	286.0	286.0	286.0	286.0	286.0	286.0
$t_2^{\text{вх}}$ (°C)	285.9	286.0	286.1	286.1	286.2	286.2	286.2	286.2	286.2	286.2
$t_3^{\text{вх}}$ (°C)	286.1	286.2	286.2	286.3	286.3	286.3	286.3	286.3	286.3	286.3
t_1^{cep} (°C)	301.2	301.3	301.4	301.4	301.4	301.5	301.5	301.5	301.5	301.5
t_2^{cep} (°C)	301.4	301.5	301.6	301.7	301.7	301.7	301.7	301.7	301.7	301.7
t_3^{cep} (°C)	301.6	301.7	301.8	301.8	301.8	301.9	301.9	301.9	301.9	301.9
P_1 (МПа)	5.88	5.88	5.89	5.89	5.89	5.89	5.89	5.89	5.89	5.89
P_2 (МПа)	5.89	5.86	5.90	5.90	5.90	5.90	5.90	5.90	5.90	5.90
P_3 (МПа)	5.89	5.90	5.90	5.91	5.91	5.91	5.91	5.91	5.91	5.91
G_{Π_1} (кг/с)	402.2	403.0	403.5	403.9	404.0	404.0	404.0	404.0	404.0	404.0
G_{Π_2} (кг/с)	402.6	403.4	403.9	404.3	404.4	404.4	404.4	404.4	404.4	404.4
G_{Π_3} (кг/с)	403.2	404.0	404.5	404.7	404.8	404.8	404.8	404.8	404.8	404.8
N_{E_1} (%)	95.50	95.60	95.70	95.80	95.88	95.93	95.96	96.00	96.00	96.00
N_{E_2} (%)	95.60	95.70	95.80	95.90	95.98	96.03	96.06	96.10	96.10	96.10
N_{E_3} (%)	95.71	95.83	95.93	96.03	96.11	96.15	96.18	96.21	96.21	96.21

Таблиця. 2.18 – Результати моделювання при рівномірному закритті регулюючого клапана головного паропроводу на 6% від номінального значення в перебігу 20 с. Індекс 1 дані по [Баскаков, Цисельська], індекс 2 по [95], індекс 3 по розробленій моделі

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
$t(c)$	0	6	12	18	24	30	36	42	48	54	60
Q_1 (%)	96.00	96.00	95.97	95.90	95.81	95.72	95.62	95.50	95.37	95.25	95.10
Q_2 (%)	96.00	96.00	95.94	95.85	95.75	95.64	95.52	95.40	95.27	95.15	95.00
Q_3 (%)	96.19	96.19	96.13	96.04	95.94	95.83	95.71	95.57	95.44	95.32	95.17
$t_1^{ВНХ}$ (°C)	318.0	318.0	318.0	318.0	318.1	318.2	318.4	318.5	318.7	318.8	319.0
$t_2^{ВНХ}$ (°C)	318.0	318.0	318.0	318.1	318.2	318.4	318.6	318.7	318.9	319.1	319.2
$t_3^{ВНХ}$ (°C)	318.1	318.1	318.1	318.2	318.3	318.5	318.7	318.9	319.1	319.2	319.4
$t_1^{ВХ}$ (°C)	288.0	288.0	288.0	288.1	288.2	288.5	288.8	289.1	289.4	289.6	289.8
$t_2^{ВХ}$ (°C)	288.0	288.1	288.1	288.3	288.6	289.0	289.4	289.7	289.9	290.1	290.3
$t_3^{ВХ}$ (°C)	288.2	288.3	288.4	288.6	288.8	289.2	289.6	289.9	290.2	290.4	290.5
$t_1^{сеп}$ (°C)	303.0	303.0	303.0	303.1	303.1	303.2	303.4	303.5	303.7	303.9	304.0
$t_2^{сеп}$ (°C)	303.0	303.0	303.1	303.1	303.3	303.4	303.6	303.8	304.0	304.2	304.4
$t_3^{сеп}$ (°C)	303.1	303.2	303.2	303.3	303.5	303.6	303.8	304.0	304.2	304.4	304.5
P_1 (МПа)	6.10	6.12	6.15	6.19	6.23	6.27	6.30	6.33	6.35	6.37	6.38
P_2 (МПа)	6.10	6.12	6.16	6.20	6.26	6.30	6.33	6.36	6.37	6.39	6.39
P_3 (МПа)	6.11	6.13	6.17	6.22	6.27	6.31	6.34	6.37	6.39	6.40	6.41
$G_{П1}$ (кг/с)	400.0	395.0	387.0	380.0	375.0	376.0	380.0	381.2	382.0	382.5	383.3
$G_{П2}$ (кг/с)	400.0	395.0	387.0	379.90	373.5	375.0	379.0	380.2	381.0	381.5	382.3
$G_{П3}$ (кг/с)	401.2	396.1	388.1	380.0	373.1	375.6	380.3	381.9	382.9	383.4	384.2
N_{E1} (%)	94.00	93.50	92.30	89.90	87.50	87.50	88.20	88.60	88.80	88.90	89.00
N_{E2} (%)	94.00	93.10	91.80	89.40	87.00	87.00	87.70	88.10	88.30	88.50	88.60
N_{E3} (%)	94.47	93.96	92.76	90.34	86.62	87.06	88.02	88.77	89.06	89.30	89.40

Продовження таблиці. 2.18

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
$t(c)$	66	72	78	84	90	96	102	108	114	120
Q_1 (%)	94.95	94.80	94.68	94.60	94.55	94.52	94.51	94.50	94.50	94.50
Q_2 (%)	94.85	94.70	94.58	94.50	94.45	94.42	94.41	94.40	94.40	94.40
Q_3 (%)	95.02	94.87	94.75	94.67	94.62	94.59	94.58	94.57	94.57	94.57
$t_1^{ВНХ}$ (°C)	319.0	319.1	319.1	319.2	319.2	319.2	319.2	319.3	319.3	319.3
$t_2^{ВНХ}$ (°C)	319.3	319.3	319.4	319.4	319.5	319.5	319.5	319.6	319.6	319.6
$t_3^{ВНХ}$ (°C)	319.4	319.5	319.5	319.6	319.6	319.6	319.7	319.7	319.7	319.7

Закінчення таблиці. 2.18

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
t_1^{BX} (°C)	289.9	290.0	290.2	290.3	290.4	290.4	290.4	290.5	290.5	290.5
t_2^{BX} (°C)	290.5	290.6	290.7	290.7	290.7	290.7	290.7	290.7	290.7	290.7
t_3^{BX} (°C)	290.7	290.8	290.9	291.0	291.0	291.0	291.0	291.0	291.0	291.0
t_1^{cep} (°C)	304.2	304.3	304.5	304.6	304.7	304.8	304.9	304.9	304.9	304.9
t_2^{cep} (°C)	304.5	304.6	304.7	304.9	305.0	305.1	305.2	305.2	305.3	305.3
t_3^{cep} (°C)	304.7	304.8	304.9	305.1	305.2	305.3	305.4	305.4	305.5	305.5
P_1 (МПа)	6.39	6.39	6.40	6.40	6.40	6.40	6.40	6.40	6.40	6.40
P_2 (МПа)	6.40	6.41	6.41	6.41	6.41	6.41	6.41	6.41	6.41	6.41
P_3 (МПа)	6.42	6.42	6.42	6.42	6.42	6.42	6.42	6.42	6.42	6.42
$G_{П1}$ (кг/с)	383.6	384.0	384.0	384.0	384.0	384.0	384.0	384.0	384.0	384.0
$G_{П2}$ (кг/с)	382.6	383.0	383.0	383.0	383.0	383.0	383.0	383.0	383.0	383.0
$G_{П3}$ (кг/с)	384.5	385.1	385.1	385.1	385.1	385.1	385.1	385.1	385.10	385.10
N_{E1} (%)	89.05	89.10	89.15	89.20	89.20	89.20	89.20	89.20	89.20	89.20
N_{E2} (%)	88.65	88.70	88.75	88.80	88.80	88.80	88.80	88.80	88.80	88.80
N_{E3} (%)	89.45	89.50	89.55	89.60	89.60	89.60	89.60	89.60	89.60	89.60

Таблиця. 2.19 – Результати моделювання при рівномірному відкритті регулюючого клапана головного паропроводу від положення 94% до номінального значення в перебігу 20 с. Індекс 1 дані по [Баскаков, Цисельська], індекс 2 по [95], індекс 3 по розробленої моделі

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
t (с)	0	6	12	18	24	30	36	42	48	54	60
Q_1 (%)	94.60	94.62	94.80	95.10	95.40	95.60	95.75	95.87	95.93	95.98	96.00
Q_2 (%)	94.60	94.61	94.78	95.00	95.24	95.44	95.59	95.71	95.77	95.82	95.84
Q_3 (%)	94.69	94.71	94.94	95.24	95.54	95.79	95.92	96.01	96.07	96.12	96.14
$t_1^{ВНХ}$ (°C)	319.4	319.4	319.4	319.3	319.2	319.0	318.8	318.6	318.5	318.3	318.2
$t_2^{ВНХ}$ (°C)	319.4	319.4	319.2	319.1	318.8	318.6	318.3	318.2	318.0	317.9	317.8
$t_3^{ВНХ}$ (°C)	319.6	319.6	319.6	319.5	319.4	319.3	319.1	318.9	318.8	318.6	318.5
t_1^{BX} (°C)	290.5	290.4	290.4	290.2	290.0	289.7	289.4	289.1	288.9	288.7	288.5
t_2^{BX} (°C)	290.5	290.4	290.3	290.1	289.7	289.4	289.1	288.8	288.6	288.4	288.2
t_3^{BX} (°C)	290.6	290.5	290.5	290.3	290.1	289.8	289.5	289.3	289.1	288.9	288.7
t_1^{cep} (°C)	304.9	304.8	304.8	304.8	304.7	304.6	304.3	304.0	303.8	303.6	303.5
t_2^{cep} (°C)	304.9	304.8	304.7	304.6	304.5	304.3	304.0	303.7	303.5	303.3	303.1
t_3^{cep} (°C)	305.1	305.0	305.0	304.9	304.8	304.7	304.5	304.2	304.0	303.8	303.7

Для моделювання характеристик у розроблену модель послідовно було додано дві умови динамічного впливу. По-перше, розглядалося введення / виведення надлишкової реактивності шляхом рівномірного переміщення робочої групи ОР СУЗ зі штатного положення 90 до 80 % протягом 20 с в активній зоні реактора. Результати моделювання спільно з результатами [137; 138] представлені у табл. 2.16 і 2.17. По-друге, розглядалося рівномірне закриття/відкриття на 6 % від номінального регулюючих клапанів турбіни протягом 20 с. Результат моделювання спільно з результатами [137; 138] представлені у табл. 2.18 і 2.19.

Оцінка адекватності здійснювалася шляхом обчислення відносної похибки результатів, отриманих за запропонованою моделлю відносно результатів, отриманих експериментальним шляхом за [137], і відносно аналітичної моделі [138]. Найбільша відносна похибка моделювання відносно результатів, отриманих експериментальним шляхом, становить $\delta_{\max}^y = 0.0153$, і відносно аналітичної моделі становить $\delta_{\max}^y = 0.005$.

З наведених результатів можна зробити висновок, що модель відображає поведінку енергоблока з максимальною відносною похибкою не більше ніж 1.53%, що не перевищує точність інженерних розрахунків.

Висновки до розділу 2

1. Знайшла подальше вдосконалення імітаційна модель ядерної енергетичної установки, що складається з багатозонної моделі реактора ВВЕР-1000 із зосередженими параметрами, яка враховує термомеханічну взаємодію «паливна таблетка – оболонка твела». Для моделювання зміни їх рівня потужності та впливу на реакторну установку парогенератора і турбогенератора модель враховує їх вплив. Модель циркуляційних петель представлена у вигляді запізнення теплоносія в трубопроводах від ядерного реактора до парогенератора. Модель взаємодії паливної таблетки і оболонки твела представлена розрахунком напруг і деформацій.

2. До моделі реактивності реакторної установки були включені апроксимаційні вирази, отримані за результатами обробки даних з альбому ядерно-фізичних характеристик.

3. Розроблена імітаційна модель реактора ВВЕР-1000 дає можливість динамічного моделювання основних технологічних параметрів реактора, таких як теплова потужність Q_i , температура теплоносія на вході $t_1^{\text{вх}}$ і на виході $t_1^{\text{вих}}$ з активної зони реактора, температура твेलів t_{fi} , за висотою активної зони реактора. Багатошарова модель реактора дає можливість з термомеханічної взаємодії розрахувати пошкодженість оболонки твела за висотою.

4. Проведено оцінку адекватності розробленої моделі щодо аналітичної моделі і даних, отриманих при пуску ядерної енергетичної установки, за рахунок обчислення максимальної відносної похибки кожного з розрахункових параметрів.

5. Найбільша відносна похибка моделювання з розрахованих максимальних $\delta_{\text{max}}^v = 1.5\%$, що не перевищує точності інженерного розрахунку.

6. Отримала подальший розвиток імітаційна модель енергоблока, яка відрізняється від відомих тим, що включає в багатошарову теплофізичну модель реактора із зосередженими параметрами елементи потужнісного аналізу, що дозволило збільшити достовірність моделювання.

РОЗДІЛ 3 МОДЕЛЮВАННЯ СТАТИЧНИХ ПРОГРАМ РЕГУЛЮВАННЯ ПРИ ЦИКЛІЧНОМУ НАВАНТАЖЕННІ ЯЕУ З ВВЕР-1000

3.1 Моделювання технологічних параметрів при циклічному навантаженні ядерної енергетичної установки з ВВЕР-1000

Імітаційне моделювання програм регулювання ядерної енергетичної установки ґрунтується на енергетичному балансі першого і другого контурів та другому початку термодинаміки при перетворенні теплової енергії в електричну і дає можливість уявити залежності основних параметрів установки від зміни її потужності [140; 141; 142].

Теплова потужність, що передається від активної зони до теплоносія першого контуру, може бути представлена як [141]

$$Q_1 = G \cdot c_p \cdot (t^{\text{вих}} - t^{\text{вх}}),$$

де Q_1 – кількість теплоти, передана теплоносію в 1-му контурі, кВт; G – витрата теплоносія 1-го контуру, кг/с; c_p – середня теплоємність теплоносія, кДж/(кг К); $t^{\text{вих}}$ – температура теплоносія на виході з активної зони, °С; $t^{\text{вх}}$ – температура теплоносія на вході в активну зону, °С.

Теплова потужність, що передається від теплоносія 1-го контуру до живильної води у 2-му контурі через парогенератор, визначається як [142]

$$Q_{\text{II}} = k \cdot F \cdot (t^{\text{сеп}} - t_s),$$

де Q_{II} – кількість теплоти, сприйнята у 2-му контурі, кВт; k – коефіцієнт теплопередачі, кВт/(м² К); F – сумарна ефективна площа поверхонь теплообміну парогенераторів, м²; $t^{\text{сеп}}$ – середня температура теплоносія в активній зоні, °С; t_s – температура насиченої пари в 2-му контурі, °С.

Температура насиченої пари в 2-му контурі t_s однозначно пов'язана з тиском у 2-му контурі p_{II} , і характер зміни цих двох параметрів однаковий. Тому про зміну p_{II} можна робити висновок зі зміни t_s і навпаки.

Для експлуатації ядерної енергетичної установки ВВЕР-1000 можуть застосовуватися різні статичні програми регулювання та їх комбінації на різних інтервалах навантаження [141; 142]. Надалі розглянемо три основні програми регулювання: з постійною середньою температурою теплоносія в активній зоні $t^{\text{cep}} = \text{const}$; з постійним тиском в другому контурі $p_{\text{II}} = \text{const}$; з постійною температурою входу теплоносія в активну зону $t^{\text{вх}} = \text{const}$.

Якщо ЯЕУ експлуатується на проектованому рівні потужності, то розгляд та моделювання програм регулювання не має сенсу. Однак у циклічних режимах імітаційне моделювання програм регулювання з властивою специфікою кожної зміни технологічних параметрів зробить істотний вплив на взаємодію «паливна таблетка – оболонка» і призведе до виникнення розгерметизації.

Розглянемо коротко програми регулювання рис 3.1.

1. Програма регулювання з постійною температурою теплоносія на вході в активну зону реактора ($t^{\text{вх}} = \text{const}$) [8].

У цій програмі регулювання при переході з одного рівня потужності на інший температурний (ТЕР) і потужністний ефекти реактивності (ПЕР) виникають тільки у верхній половині реактора. Це пов'язано зі зміною середньої температури теплоносія (t^{cep}), температури теплоносія на виході ($t^{\text{вих}}$) і постійністю температури теплоносія на вході в активну зону реактора. Причому при зменшенні потужності, $t^{\text{вих}}$ і t^{cep} зменшуються (рис. 3.1) і ТЕР і ПЕР будуть мати позитивний знак. Таким чином, енерговиділення верхньої половини реактора буде більшим, ніж енерговиділення нижньої половини реактора. Така зміна енерговиділення, а отже, і величини АО, легко компенсується зміною положення регулюючої групи ОР СУЗ. Також до переваг цієї програми регулювання можна віднести те, що внаслідок підтримання постійної $t^{\text{вх}}$ в нижній частині активної зони реактора відсутня зміна ТЕР, а отже, її нижня половина залишається стійкою протягом маневру потужністю, виникнення ксенонових коливань, викликане зміною ТЕР, відсутнє. Зміна енерговиділення у верхній половині активної зони реактора компенсується регулюючою групою ОР СУЗ, а отже, забезпечується сталість та керованість АО і сталий стан реактора.

2. Програма регулювання з постійною середньою температурою теплоносія в першому контурі ($t^{\text{cep}} = \text{const}$).

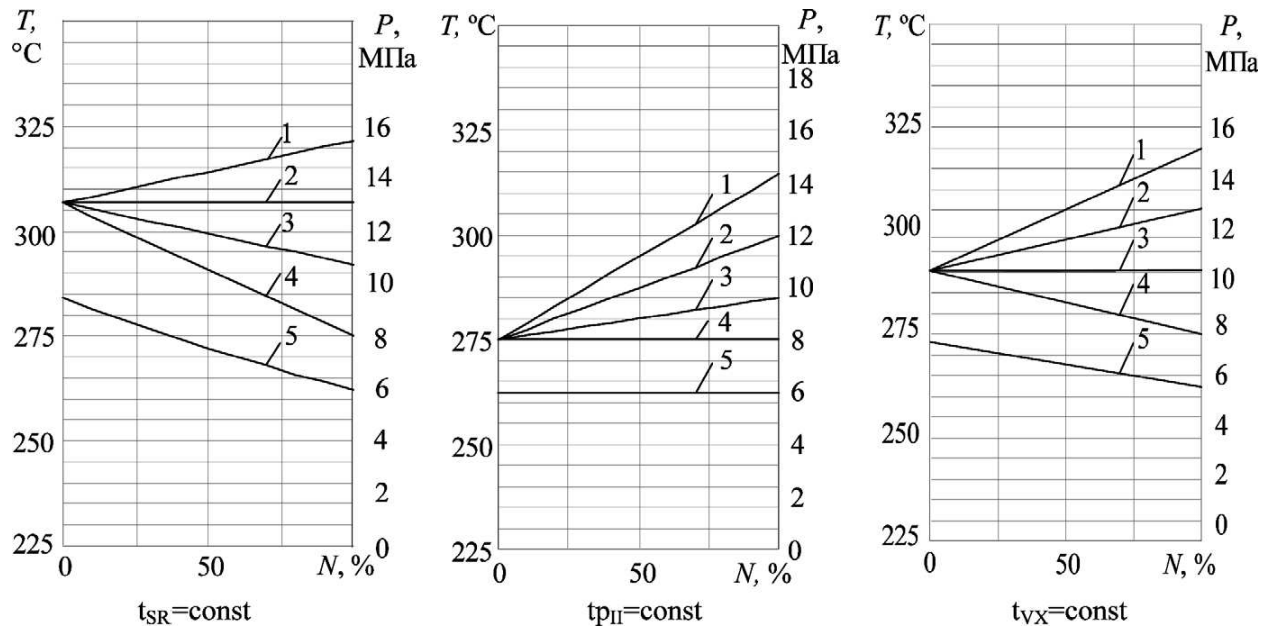


Рисунок 3.1 – Характеристики ядерної енергетичної установки ВВЕР-1000 при різних програмах регулювання:

- 1 – температура теплоносія на виході з активної зони реактора, $t^{\text{вих}}$;
- 2 – середня температура теплоносія в активній зоні реактора, t^{cep} ;
- 3 – температура теплоносія на вході в активну зону реактора, $t^{\text{вх}}$;
- 4 – температура насиченої пари в другому контурі, t_s ;
- 5 – тиск пари в другому контурі, p_{II}

У цій програмі регулювання (рис. 3.1) при переході з одного рівня потужності на інший ТЕР та ПЕР виникають у верхній і нижній половинах реактора, що пов'язано із зміною $t^{\text{вх}}$ і $t^{\text{вих}}$). При зниженні рівня потужності $t^{\text{вих}}$ зменшується, а отже, ТЕР у верхній половині реактора буде мати позитивний знак, а $t^{\text{вх}}$ збільшується і ТЕР в нижній половині реактора буде мати негативний знак. Так як потужність знижується, ПЕР буде мати позитивний знак. Отже, відбудеться неоднакова зміна енерговиділення за висотою активної зони реактора, яка буде посилена при поверненні колишнього рівня потужності, що призведе до виникнення

ксенонових коливань. Всі ОР СУЗ мають однакову ефективність тому їх дія на енерговиділення у верхній половині реактора не зможе ліквідувати ксенонові коливання, так як одночасно неможливо впливати ОР СУЗ на нижню частину реактора без впливу на верхню через конструктивні особливості.

Таким чином, суттєвим недоліком цієї програми регулювання є нестабільність і некерованість АО, а отже, і знаходження реактора в нестійкому стані під час і після зміни рівня потужності [13; 14].

3. Програма регулювання з постійним тиском пари другого контуру ($p_{II} = \text{const}$).

У цій програмі регулювання (рис. 3.1) зменшуються t^{bx} , t^{cep} и $t^{вix}$. Таким чином, ТЕР по всій висоті активної зони реактора має позитивний знак, але у верхній половині реактора цей ефект реактивності проявляється сильніше, ніж у нижній, через більшу різницю зміни температури теплоносія. ПЕР також має позитивний знак. Таким чином, енерговиділення у верхній половині реактора буде більшим, ніж енерговиділення в нижній половині. Для компенсації ПЕР необхідний циклічний вплив на регулюючу групу ОР СУЗ, що може призвести до коливань величини АО та подальшої можливої втрати стійкості. Крім того, температурні напруги в оболонках твелів підвищені через більшу кількість переміщень ОР СУЗ під час проведення маневру потужністю.

Важливим параметром, який необхідно враховувати при експлуатації енергоблоків АЕС в маневреному режимі, є глибина і частота переміщень регулюючої групи ОР СУЗ, так як внаслідок більшої кількості переміщень ОР СУЗ відбуваються знакозмінні циклічні напруги в оболонках твелів, які можуть призвести до руйнування оболонок твелів через накопичення пошкодження. Тому скорочення кількості переміщень ОР СУЗ приведе до збереження довговічності оболонок твелів.

3.2 Аналіз впливу зміни параметрів при циклічній зміні потужності

3.2.1 Вплив температури теплоносія на вході в активну зону на рівномірність енерговиділення

Залежність температури теплоносія на вході в активну зону ядерної енергетичної установки (t^{BX}) від потужності енергоблока (Q) для розглянутих статичних програм регулювання наведена у табл. 3.1

Таблиця 3.1 – Залежність температури теплоносія на вході в активну зону для розглянутих статичних програм регулювання

$Q, \%$	100	75	50	25	0
$t^{cep} = \text{const}$	292	296	300	303	306
$p_{II} = \text{const}$	285	283	280	277	275
$t^{BX} = \text{const}$	290	290	290	290	290

Як видно з табл. 3.1, не у всіх програмах регулювання температура теплоносія на вході в активну зону ядерної енергетичної установки змінюється. У зв'язку з тим, що теплоносій подається в активну зону знизу і рухається вгору, то зміна його температури на вході буде впливати на енерговиділення, у першу чергу, в нижній частині активної зони.

Відхилення температури теплоносія від номінального значення призведе до виникнення ТЕР, причому чим більше відхилення, тим більша зміна реактивності буде виникати. Зміна енерговиділення в нижній частині активної зони призведе до виникнення ПЕР по такому ланцюжку причинно-наслідкових зв'язків:

$$t_{TH} \downarrow \rightarrow \rho_{TH} \uparrow \rightarrow Q \uparrow \rightarrow t_{паливо} \uparrow \rightarrow \rho_M \downarrow$$

$$t_{TH} \uparrow \rightarrow \rho_{TH} \downarrow \rightarrow Q \downarrow \rightarrow t_{паливо} \downarrow \rightarrow \rho_M \uparrow.$$

При зміні рівня потужності зі 100 до 75 % температура теплоносія на вході в активну зону за програмою з $t^{cep} = \text{const}$ збільшується на 4 °С; за програмою з $p_{II} = \text{const}$ зменшується на 2 °С; за програмою з $t^{BX} = \text{const}$ температура теплоносія не змінюється.

У програмі регулювання з $p_{II} = \text{const}$ зменшення температури теплоносія на вході в активну зону приведе до виникнення позитивного ТЕР, при цьому знак ПЕР буде негативним. У програмі регулювання з $t^{cep} = \text{const}$ збільшення температури

теплоносія на вході в активну зону призведе до виникнення від'ємного ТЕР, при цьому ПЕР буде мати позитивний знак і частково компенсує вплив температурного ефекту реактивності. ТЕР найменше виявиться там, де не станеться відхилення температури від номінального значення. У програмі регулювання з $t^{bx} = \text{const}$ ТЕР матиме найменший вплив на рівномірність енерговиділення.

Чим менше зміниться енерговиділення, тим менше зміниться величина АО. АО показує, наскільки в процентному співвідношенні теплова потужність верхньої половини активної зони більша (при позитивному АО) або менша (при негативному АО) від теплової потужності нижньої половини. З наведеного можна зробити висновок, що найменше відхилення АО буде спостерігатися в програмі з $t^{bx} = \text{const}$, а найбільше – з $t^{cep} = \text{const}$.

Викликане зміною температури теплоносія на вході в активну зону призведе до зміни щільності потоку нейтронів в нижній половині, що може призвести до виникнення ксенонових коливань і термомеханічних напруг між паливною таблеткою і оболонкою [17; 18].

3.2.2 Вплив середньої температури теплоносія на рівномірність енерговиділення

Залежність середньої температури теплоносія в активній зоні ядерної енергетичної установки (t^{cep}) від потужності енергоблока (Q) для розглянутих статичних програм регулювання наведена у табл. 3.2

Як видно з табл. 3.2, не у всіх програмах регулювання середня температура теплоносія в активній зоні ядерної енергетичної установки змінюється.

При зміні рівня потужності зі 100 до 75 % середня температура теплоносія 1-го контуру в програмах регулювання змінюється таким чином: за програмою регулювання з $p_{II} = \text{const}$ температура теплоносія зменшиться на 6 °С; за програмою з $t^{bx} = \text{const}$ – зменшується на 4°С; за програмою з $t^{cep} = \text{const}$ середня температура не змінюється.

Таблиця 3.2 – Залежність середньої температури теплоносія в активній зоні ядерної енергетичної установки (t^{cep} знаходимо) від потужності енергоблока (Q)

$Q, \%$	100	75	50	25	0
$t^{\text{cep}} = \text{const}$	306	306	306	306	306
$p_{\text{II}} = \text{const}$	300	294	287	281	275
$t^{\text{bx}} = \text{const}$	305	301	298	294	290

Зміна середньої температури теплоносія буде впливати на енерговиділення в центральній частині активної зони.

У програмах регулювання з $p_{\text{II}} = \text{const}$ і $t^{\text{bx}} = \text{const}$ знак ТЕР буде позитивним, при цьому знак ПЕР буде протилежним. Таким чином, ці два ефекти реактивності будуть конкурувати між собою.

У програмі з $t^{\text{cep}} = \text{const}$ через постійність середньої температури теплоносія ТЕР не з'явиться, внаслідок чого ПЕР також буде відсутній.

Таким чином, зменшення середньої температури теплоносія 1-го контуру приведе до незначного збільшення теплової потужності реактора (з $p_{\text{II}} = \text{const}$ і $t^{\text{bx}} = \text{const}$ програми регулювання), але не вплине на величину АО. У програмі регулювання з $t^{\text{cep}} = \text{const}$ величина АО не зміниться. У силу стабільності АО при зміні потужності зі 100 до 75 % при постійній температурі теплоносія виникнення ксенонових коливань виключено [9].

3.2.3 Вплив температури теплоносія на виході з активної зони на рівномірність енерговиділення

Залежність температури теплоносія на виході з активної зони ядерної енергетичної установки (t^{bx}) від потужності енергоблока (Q) для розглянутих статичних програм регулювання наведена у табл. 3.3.

Як видно з табл. 3.3, у всіх програмах регулювання температура теплоносія на виході з активної зони ядерної енергетичної установки змінюється.

При зміні рівня потужності зміна температури теплоносія на виході з активної зони реактора буде впливати на енерговиділення у верхній половині активної зони реактора. При зміні рівня потужності зі 100 до 75 % температура теплоносія на виході з активної зони за програмою з $t^{\text{cep}} = \text{const}$ зменшиться на 3 °С; за програмою

з $p_{II} = const$ – зменшиться на 10 °С; за програмою з $t^{BX} = const$ температура теплоносія зменшиться на 7 °С. У всіх програмах температура теплоносія зменшується, що призведе до позитивного ТЕР і негативного ПЕР. При цьому під дією конкуруючих між собою ТЕР і ПЕР значення АО у всіх чотирьох програмах з різною мірою збільшиться.

Таблиця 3.3 – Залежність температури теплоносія на виході з активної зони ядерної енергетичної установки (t^{BX}) від потужності енергоблока (Q)

$Q, \%$	100	75	50	25	0
$t^{cep} = const$	320	317	314	310	306
$p_{II} = const$	315	305	295	285	275
$t^{BX} = const$	320	313	305	297	290

У циклічних режимах зміни потужності значення аксіального офсету (АО), не повинно виходити за встановлений регламентом діапазон, який вказаний на рис. 3.2.

Викликана зміною температури теплоносія на виході з активної зони зміна щільності потоку нейтронів у верхній половині ядерної енергетичної установки призводить до виникнення ксенонових коливань [9; 15].

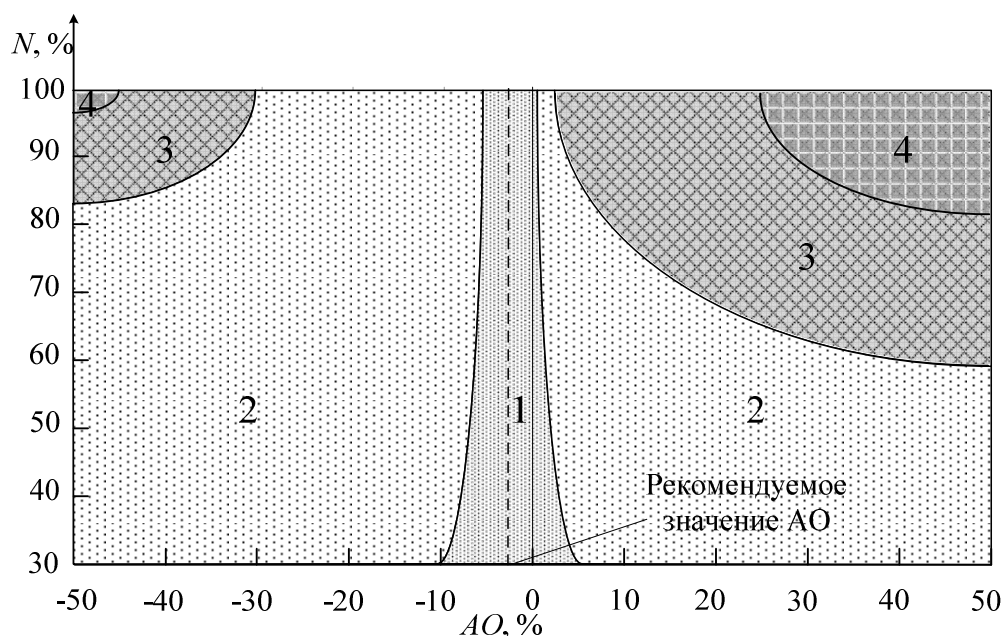


Рисунок 3.2 – Регламентні області значень АО залежно від рівня потужності реактора: 1 – рекомендована область; 2 – допустима область; 3 – нерекомендована область; 4 – заборонена область

3.2.4 Вплив зміни тиску пари в другому контурі на рівномірність енерговиділення

Залежність зміни тиску пари в другому контурі (МПа) перед головним паровим клапаном (ГПК) (p_{II}) від потужності енергоблока (Q) для розглянутих статичних програм регулювання наведена у табл. 3.4

Таблиця 3.4 – Залежність зміни тиску пари в другому контурі (МПа) перед ГПК (p_{II}) від потужності енергоблока (Q)

$Q, \%$	100	75	50	25	0
$t^{cep} = \text{const}$	6.1	6.8	7.5	8.5	9.5
$p_{II} = \text{const}$	6.1	6.1	6.1	6.1	6.1
$t^{bx} = \text{const}$	6.1	6.3	6.5	7.0	7.5

Як видно з табл. 3.4, не у всіх програмах регулювання тиску пари в другому контурі перед ГПК (p_{II}) ядерної енергетичної установки змінюється. Температура насичення однозначно визначається тиском пари у 2-му контурі. При зміні рівня потужності зі 100 до 75 % тиск у 2-му контурі за програмою з $t^{cep} = \text{const}$ збільшиться на 0.7 МПа; за програмою з $p_{II} = \text{const}$ не зміниться; за програмою з $t^{bx} = \text{const}$ збільшиться на 0.2 МПа. Збільшення тиску пари в 2-му контурі призводить до збільшення температури насичення і зменшення температурного напору в ПГ, що призводить до зменшення відведення тепла від 1-го контуру. Температура 2-го контуру за програмою регулювання з $p_{II} = \text{const}$ не зміниться, отже, можна зробити висновок, що значення АО і енерговиділення також не зміняться.

За програмами з $t^{cep} = \text{const}$ і $t^{bx} = \text{const}$ температура теплоносія 1-го контуру почне збільшуватися, причому зміна температури теплоносія на вході в активну зону буде більшою, ніж зміна середньої температури і температури на виході з активної зони. Отже, ТЕР та ПЕР в нижній частині активної зони будуть виражені сильніше, ніж у середині і верхній половині.

Температура теплоносія 1-го контуру при зміні потужності зі 100 до 75 % у трьох програмах збільшиться, тому ТЕР буде мати в них негативний знак. Навпаки, ПЕР буде мати позитивний знак і частково компенсувати дію ТЕР.

Різні зміни енерговиділення за висотою активної зони в циклічному режимі визначаються температурним і потужністним ефектами реактивності та як наслідок – отруєнням нестационарним ксеноном. Для безпечної експлуатації енергоблока з легководним реактором в маневреному режимі необхідно, щоб підтримувалося рівномірне енерговиділення в активній зоні [8].

3.3 Рівномірність параметрів енерговиділення

3.3.1 Аксіальний офсет – параметр, який визначає безпеку ядерної енергетичної установки

Всі зовнішні та внутрішні збурювання, що наносяться на ядерну енергетичну установку, компенсуються регулюючою групою органів регулювання системи керування та захисту. Однак через конструктивні особливості компенсувати збурення, що виникли в нижній половині реактора, без впливу на енерговиділення у верхній половині реактора неможливо. Таким чином, збурення, що виникають у нижній половині реактора, неможливо компенсувати, отже, у циклічних режимах неможливо гарантувати знаходження реактора в стійкому стані. У подальшому для аналізу будемо розглядати реактор ВВЕР-1000. Реактори такої конструкції отримують обурення, що не компенсується, на зміну температури теплоносія на вході в активну зону [8; 13].

Нестационарне отруєння активної зони реактора вносить позитивний зворотний зв'язок в будь-яке відхилення нейтронного потоку. Оскільки ефект реактивності за температурою теплоносія належить до швидких ефектів, а отруєння – до повільних ефектів, що збігається за знаком зі зміною нейтронного потоку за рахунок цього ефекту реактивності й підсилює його за рахунок позитивного зворотного зв'язку. Контроль енерговиділення в активній зоні при циклічній зміні потужності ядерної енергетичної установки можна забезпечити вибором такого температурного режиму

теплоносія, якому відповідає максимальна аксіальна стабільність поля енерговиділення.

Кількісною мірою рівномірності енерговиділення за висотою активної зони та стійкості, є аксіальний офсет. Далі визначимо, від чого, у першу чергу, залежить мале відхилення АО.

Аксіальна стабільність поля енерговиділення описується виразом [8; 13; 14]

$$AO = \frac{Q_B - Q_H}{Q_{a.z.}}, \quad (3.1)$$

де Q_B , Q_H , $Q_{a.z.}$ – відповідно потужність верхньої, нижньої половини та всієї активної зони.

Запишемо значення потужностей, що входять до виразу (3.1), через досить малі відхилення від відповідних стаціонарних значень:

$$AO = AO_0 + \Delta AO; Q_B = Q_{B,0} + \Delta Q_B; Q_H = Q_{H,0} + \Delta Q_H; Q_{a.z.} = Q_{a.z.,0} + \Delta Q_{a.z.}, \quad (3.2)$$

де AO_0 , $Q_{B,0}$, $Q_{H,0}$, $Q_{a.z.,0}$ – стаціонарні значення відповідно аксіального офсету, потужності верхньої, нижньої половини активної зони та потужності всієї активної зони;

ΔAO , ΔQ_B , ΔQ_H , $\Delta Q_{a.z.}$ – досить малі (для лінеаризації виразу, записаного у відхиленнях) відхилення від стаціонарних значень відповідно аксіального офсету, потужності верхньої, нижньої половини активної зони та потужності всієї активної зони.

Для малих відхилень потужності верхньої та нижньої половини активної зони при малому відхиленні (у результаті маневрування потужністю РУ) середньої температури теплоносія у відповідній половині активної зони справедливі вирази:

$$\Delta Q_B = \frac{\Delta Q}{\Delta T} \cdot \Delta \bar{T}_B; \Delta Q_H = \frac{\Delta Q}{\Delta T} \cdot \Delta \bar{T}_H, \quad (3.3)$$

де $\Delta \bar{T}_B$, $\Delta \bar{T}_H$ – мале відхилення середньої температури теплоносія у верхній і нижній частинах активної зони, відповідно;

$\Delta Q_B, \Delta Q_H$ – мале відхилення потужності верхньої та нижньої половини активної зони при малому відхиленні середньої температури теплоносія $\Delta \bar{T}_B, \Delta \bar{T}_H$ відповідно;

$\frac{\Delta Q}{\Delta \bar{T}}$ – відношення відхилення потужності РУ до відхилення середньої температури теплоносія в активній зоні, визначається як

$$\frac{\Delta Q}{\Delta \bar{T}} = \frac{\Delta \rho / \Delta \bar{T}}{\Delta \rho / \Delta Q} = \frac{k_T}{k_N}, \quad (3.4)$$

де k_T, k_N – температурний і потужнісний коефіцієнти реактивності ρ , відповідно.

Після підстановки виразів (3.2)-(3.4) до (3.1) і лінеаризації отримуємо вираз для малого відхилення аксіального офсету при малому відхиленні потужності РУ

$$\Delta AO = \frac{\Delta Q}{\Delta \bar{T}} \cdot N_{\text{a.s.},0}^{-1} \cdot [(1 - AO_0) \cdot \Delta \bar{T}_B - (1 + AO_0) \cdot \Delta \bar{T}_H] \quad (3.5)$$

У разі допущення справедливості

$$AO_0 \ll 1 \quad (3.6)$$

вираз (3.5) спрощується

$$\Delta AO = \frac{\Delta Q}{\Delta \bar{T}} \cdot N_{\text{a.s.},0}^{-1} \cdot [\Delta \bar{T}_B - \Delta \bar{T}_H] \quad (3.7)$$

З виразу (3.7) випливає показник ефективності температурного режиму теплоносія, з точки зору стабільності аксіального офсету в ході циклічної зміни потужності ядерної енергетичної установки за програмою регулювання

$$\min \left| \sum_{i=1}^m (\Delta \bar{T}_B - \Delta \bar{T}_H) \right|, \quad (3.8)$$

де i – номер кроку за потужністю (малого зміни потужності); m – кількість кроків за потужністю в якому-небудь напрямку при маневрі потужністю ядерної енергетичної установки.

Використання показника (3.8) дозволяє вибрати температурний режим теплоносія, що дає змогу забезпечити максимальну стабільність поля енерговиділення при маневруванні потужністю [13; 14; 143]. Зміна температурного

режиму визначає потужність енергоблока. Зміна потужності енергоблока ВВЕР-1000 здійснюється за так званими статичними програмами регулювання, які являють собою залежність технологічних параметрів енергоблока від потужності в сталих режимах. З викладеного можна зробити висновок, що розгляд знаходження аксіального офсету в заданій зоні забезпечує ядерну безпеку (див. рис. 3.2) без методів регулювання ядерної енергетичної установки неможливо. Більш того, неможливо забезпечити сталість параметрів ядерної енергетичної установки без методів регулювання.

3.3.2 Методи регулювання для забезпечення сталості параметрів

Розглянемо методи регулювання технологічних параметрів для програм регулювання $t^{\text{cep}} = \text{const}$, $p_{\text{II}} = \text{const}$ і $t^{\text{BX}} = \text{const}$. Процес зміни технологічних параметрів завжди супроводжує робота системи автоматичного управління і захисту енергоблока [8; 144; 145].

На рис. 3.3 показана схема регулювання потужності ядерної енергетичної установки, що реалізує програму регулювання з $t^{\text{cep}} = \text{const}$, де 1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – регулюючі клапани турбіни; 4 – турбіна; 5 – генератор; 6 – головний циркуляційний насос; 7 – задатчик електричної потужності генератора; 8 – регулятор потужності енергоблока; 9 – механізм керування турбіною (МКТ); 10 – сервомотор; 11 – регулятор частоти обертання турбіни; 13 – приводи регулюючих стержнів; 14 – іонізаційна камера; 15 – регулятор нейтронної потужності реактора; 18 – регулятор середньої температури теплоносія 1-го контуру; 19 – датчики температури теплоносія 1-го контуру; 20 – задатчик середньої температури теплоносія 1-го контуру; 22 – датчик частоти обертання турбіни; 23 – задатчик частоти обертання турбіни [141; 142].

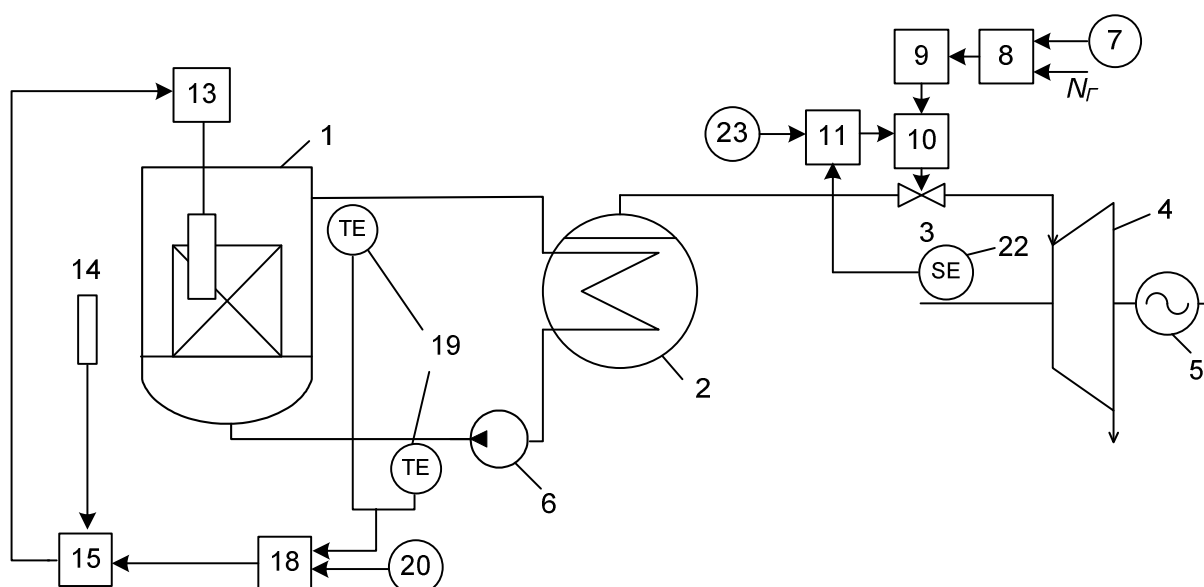


Рисунок 3.3 – Принципова схема регулювання ядерної енергетичної установки з реактором ВВЕР-1000, що реалізує програму регулювання з $t^{\text{ср}} = \text{const}$

Алгоритм керування, який реалізує програму регулювання з $t^{\text{ср}} = \text{const}$ в активній зоні, здійснюється таким чином. На вимогу диспетчера енергосистеми збільшити потужність ядерної енергетичної установки експлуатаційний персонал, впливаючи на задатчик електричної потужності генератора 7, змінює її задане значення. Потужність генератора N_{Γ} виявляється нерівною новому заданому значенню, тому регулятор потужності енергоблока 8 залежно від різниці цих двох значень формує керуючу команду. Ця команда передається механізму управління турбіною (МУТ) 9 і далі сервомотору 10, який відкриває регулюючі клапани 3 турбіни 4. Електрична потужність генератора буде змінюватися, до тих пір поки не стане рівною новим значенням.

Відкриття регулюючих клапанів збільшить пропуск пари в турбіну, відповідно тиск пари перед турбіною і в парогенераторі 2 зменшиться. Зменшення тиску пари в ПГ призведе до зменшення температури насичення і зростання температурного напору в ПГ. Кількість теплоти, що відводиться 2-м контуром, збільшиться. Це призведе до того, що температура теплоносія 1-го контуру на виході з ПГ, яка одночасно є температурою теплоносія на вході в активну зону реактора, зменшиться. Разом з нею зменшиться і середня температура теплоносія.

Регулювання тепловою потужністю здійснюється автоматичним регулятором потужності (АРП), який включає в себе регулятор середньої температури теплоносія 1-го контуру і регулятор нейтронної потужності [146-148].

Регулятор середньої температури теплоносія 1-го контуру 18, порівнюючи задане 20 і фактичне 19 значення середньої температури, сформує коригувальний сигнал на регулятор нейтронної потужності. Відповідно до цього регулятор нейтронної потужності виробить команду на приводи регулюючих стержнів 13 для зміни їх положення. Таким чином, у циклічному режимі середнє значення середньої температури теплоносія 1-го контуру підтримується постійним.

Для поточного стану ЯЕУ з програмою регулювання $t^{cep} = \text{const}$ модель програми регулювання запишеться як $\text{Prog_reg_T_middle}(\text{Block}, N_E = N_E(\tau), h_{\text{СУЗ}} = h_{\text{СУЗ}}(\tau; t_P^{\text{BX}})) = (AO, \omega)$. Вхідними параметрами моделі є імітаційна модель Block і рівняння зміни електричної потужності, яка залежить від часу при циклічному навантаженні $N_E = N_E(\tau)$ і глибина занурення органів регулювання системи управління захисту (ОР СУЗ), яка залежить від часу і температури теплоносія на вході в реактор $h_{\text{СУЗ}} = h_{\text{СУЗ}}(\tau; t_P^{\text{BX}})$ (рис. 3.4)

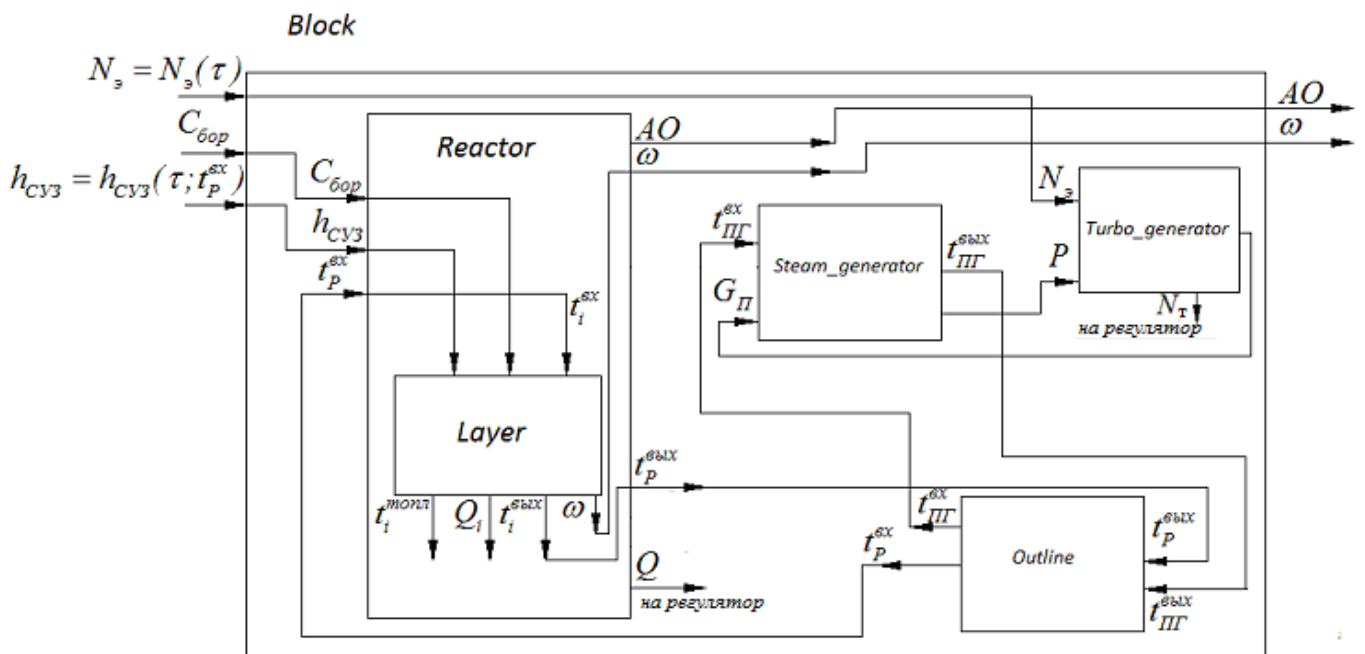


Рис. 3.4 Імітаційна модель програми регулювання з $t^{cep} = \text{const}$

На рис. 3.5 показана схема регулювання потужності енергоблока, яка реалізує програму регулювання $p_{\text{П}} = \text{const}$ [14; 149; 150]. Позначення 1–23 ті самі, що і на

рис. 3.3; 12 – первинний вимірювальний перетворювач тиску пари в 2-му контурі; 16 – регулятор тиску пари у 2-му контурі; 17 – задатчик тиску пари в 2-му контурі.

Аналогічно до розглянутого вище алгоритму управління на вимогу енергосистеми змінити потужність енергоблока експлуатаційний персонал на задатчику потужності 7 змінить її задане значення. Для усунення неузгодженості, що з'явилася в результаті цього, між заданим і фактичним значенням потужності енергоблока регулятор потужності 8 сформує керуючу команду на зміну положення регулювальних клапанів 3 турбіни 4. Зміна положення регулювальних клапанів 3 турбіни 4 призведе до зміни тиску пари у 2-му контурі.

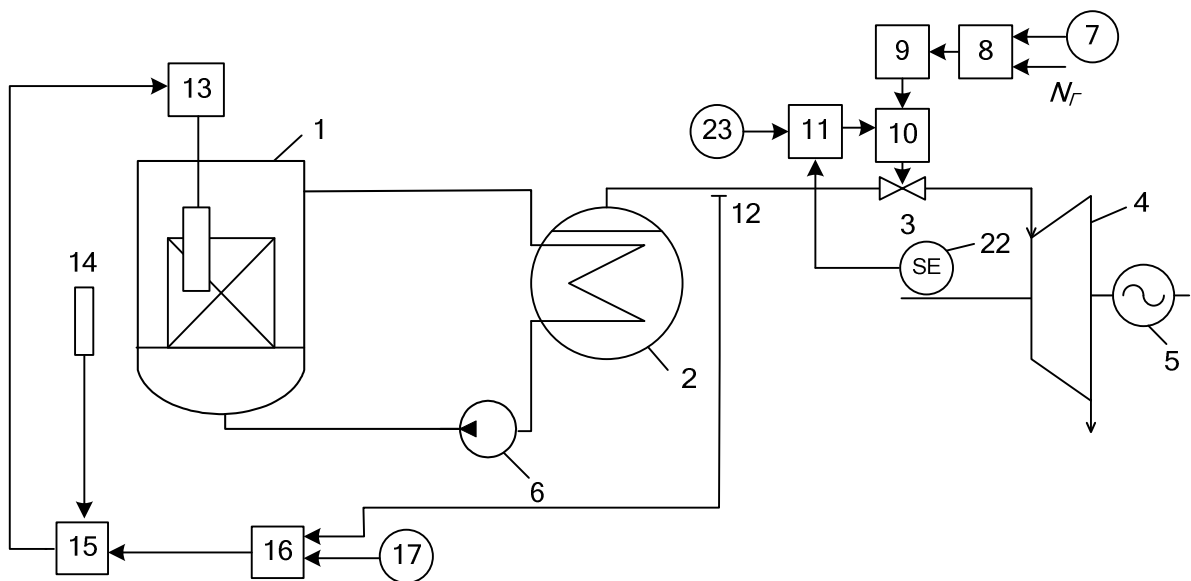


Рисунок 3.5 – Принципова схема регулювання ядерною енергетичною установкою з реактором ВВЕР-1000 реалізує програму регулювання з $p_{II} = \text{const}$

Відхилення від заданого задатчиком тиску 17 значення сприйме регулятор тиску 16, який сформує коригувальний сигнал. Цей сигнал буде переданий регулятору нейтронної потужності 15. Регулятор нейтронної потужності 15, порівнюючи фактичне значення нейтронної потужності, отримане від іонізаційних камер, із завданням, отриманим від регулятора тиску 16, сформує керуючу команду на привід стержнів управління 13. Таким чином, при зміні рівня потужності тиск пари у 2-му контурі буде підтримуватися постійним [151].

Для поточного стану ЯЕУ з програмою регулювання $p_{II} = \text{const}$ модель програми регулювання запишеться, як $\text{Prog_reg_P_second}(\text{Block}, N_E = N_E(\tau), h_{CV3} = h_{CV3}(\tau; P)) = (AO, \omega)$.

енергоблока до необхідного значення відбувається за рахунок отруєння реактора йодом і ксеноном.

У нижній частині активної зони реактора немає органів регулювання (щоб не чинили вплив на верхню половину активної зони) для компенсації збурюючої дії – зміни температури теплоносія на вході в активну зону реактора.

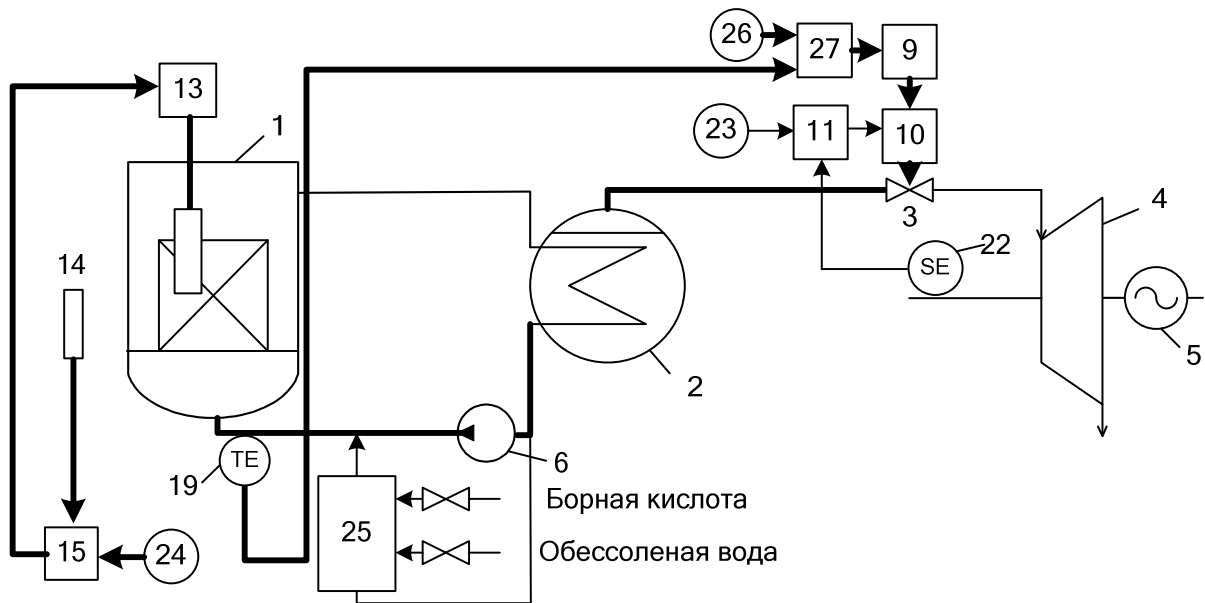


Рисунок 3.7 – Принципова схема регулювання ядерної енергетичної установки з реактором ВВЕР-1000, що реалізує програму регулювання з $t^{BX} = \text{const}$

Тому для стабілізації нижньої половини активної зони реактора необхідно підтримувати температуру теплоносія на вході в активну зону (АКЗ) реактора постійною. Регулятор температури теплоносія на вході в АКЗ реактора 27, порівнюючи задане 26 і фактичне 19 значення температури теплоносія на вході в активну зону, формує керуючий вплив. Цей вплив передається на МКТ 9 і далі сервомотору 10, який змінює положення регулювальних клапанів 3 турбіни 4.

При цьому регулятор нейтронної потужності 15, порівнюючи задане 24 і фактичне значення 14 атмосферного тиску (АТ), формує керуючий вплив на приводи регулюючих стержнів регулюючої групи ОР СУЗ 13.

Таким чином, особливістю удосконаленої схеми регулювання потужності енергоблока є новий контур управління, запропонований [138], який дозволяє

температуру теплоносія на вході в активну зону реактора підтримувати постійною за рахунок регулювання тиску пари в парогенераторі перед ЦПК.

Крім того, особливістю удосконаленої схеми регулювання потужністю енергоблока є контур управління офсетом, в якому значення АО підтримується постійним за рахунок зміни положення регулюючої групи ОР СУЗ [138; 155; 156].

Для поточного стану ЯЕУ з програмою регулювання $t^{BX} = \text{const}$ модель програми регулювання запишеться, як $\text{Prog_reg_T_entry}(\text{Block}, C_{\text{БОР}} = C_{\text{БОР}}(\tau), Q = (\tau; \text{АО})) = (\text{АО}, \omega)$. Вхідними параметрами моделі є імітаційна модель Block і рівняння зміни концентрації борної кислоти в теплоносії, яка залежить від циклічного навантаження $C_{\text{БОР}} = C_{\text{БОР}}(\tau)$ і потужності реактора, яка залежить від часу і аксіального офсету $Q = (\tau; \text{АО})$ (рис.3.8).

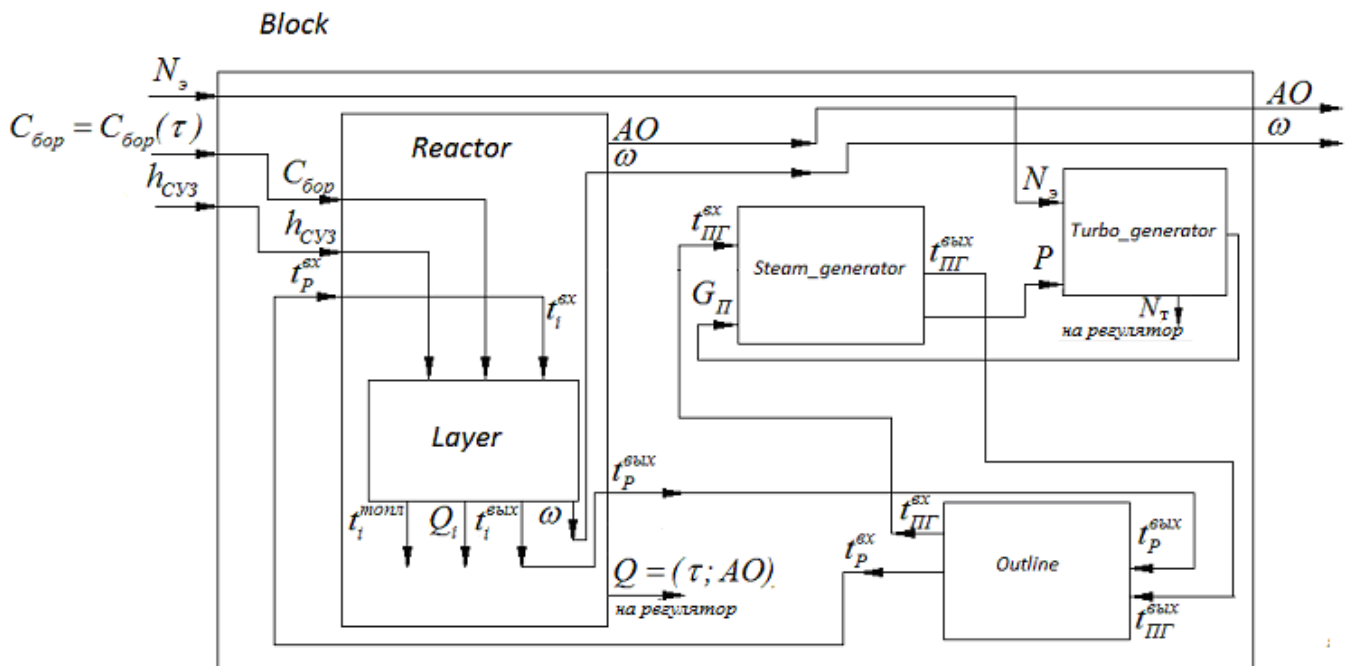


Рис. 3.8 Імітаційна модель програми регулювання з $t^{BX} = \text{const}$

3.4 Спільне моделювання пошкодження оболонок твелів і аксіального офсету в циклічному режимі експлуатації ядерної енергетичної установки

Розглянуті програми регулювання ядерної енергетичної установки з ВВЕР (див. рис. 3.1) [9; 15; 157-159] мають переваги та недоліки при порівнянні між собою. Проведений аналіз дозволив систематизувати основні властивості у табл. 3.5.

Таблиця 3.5 – Аналіз програми регулювання ядерною енергетичною установкою з ВВЕР-1000

Програма регулювання	Переваги	Недоліки
1	2	3
$t^{cep} = const$	<ul style="list-style-type: none"> - сприятливі умови для експлуатації обладнання першого контуру (відсутність термічних розширень); - можливість використання температурного ефекту реактивності для регулювання реактора; - швидкодія, легкість автоматизації 	<ul style="list-style-type: none"> - підвищення тиску пари в парогенераторі з боку другого контуру при зниженні потужності енергоблока (погіршення потужнісних характеристик); - виникнення ксенонових коливань; - велика кількість дебалансних вод; - введення / виведення твердого поглинача призводить до викривлення поля енерговиділення; - при русі ОР СУЗ вгору, на кордоні руху, в оболонках твेलів, розташованих поблизу ОР СУЗ, через стрибок потужності виникають значні напруги;
$p_{II} = const$	<ul style="list-style-type: none"> - сприятливі умови для експлуатації парогенеруючого обладнання другого контуру (незмінність теплофізичних характеристик); - можливість використовувати при номінальному режимі більш високі параметри пари перед турбіною. - швидкодія, легкість автоматизації 	<ul style="list-style-type: none"> - необхідність компенсатора тиску збільшених розмірів; - підвищені температурні напруги в корпусі реактора, оболонках твелів; - для компенсації змін реактивності за рахунок температурного ефекту потрібен вплив на ОР СУЗ, що призводить до викривлення поля енерговиділення. - велика кількість дебалансних вод; - виникнення ксенонових коливань; - при русі ОР СУЗ вгору, на кордоні руху, в оболонках твелів, розташованих поблизу ОР СУЗ, через стрибок потужності виникають значні напруги

Продовження таблиці 3.5

1	2	3
$t^{bx} = \text{const}$	<ul style="list-style-type: none"> - мінімізація впливу на ОР СУЗ; - мінімальна витрата чистого дистилляту і борного концентрату; - зменшена кількість дебалансних вод; поліпшення умов праці палива. - можливість використання температурного ефекту реактивності для регулювання реактора; - не змінюються параметри поля енерговиділення за висотою при зміні потужності, відсутні ксенонові коливання 	<ul style="list-style-type: none"> - невеликий діапазон регулювання обмежений допустимим тиском в парогенераторі; температура входу теплоносія в реактор, зростаюча при збільшенні тиску в ГПК, жорстко обмежена таблицею допустимих режимів; з'являються циклічні зміни параметрів 2-го контуру; - низька швидкодія

Аналіз імітаційної моделі (див. розд. 2) дозволив визначити якісний вплив змін основних технологічних параметрів на аксіальний офсет. У табл. 3.6 представлені результати аналізу вплив зміни технологічних параметрів на внесену реактивність і на зміну АО [8].

Таблиця 3.6 – Вплив зміни технологічних параметрів на зміну АО

Основні дії, що наносяться на реактор внаслідок зміни теплотехнічних параметрів		Вноситься реактивність	Вплив на АО
Зміна теплової потужності реактора	$Q \uparrow$	$\rho_{\text{пот.}} \downarrow$	АО \uparrow
	$Q \downarrow$	$\rho_{\text{пот.}} \uparrow$	АО \downarrow
Зміна положення регулюючої групи ОР СУЗ в активній зоні реактора	$H_{\text{ОР СУЗ}} \uparrow$	$\rho_{\text{ОРСУЗ}} \downarrow$	АО \uparrow
	$H_{\text{ОР СУЗ}} \downarrow$	$\rho_{\text{ОРСУЗ}} \uparrow$	АО \downarrow
Зміна концентрації борної кислоти у теплоносії першого контурі	$C_{\text{БОР}} \uparrow$	$\rho_{\text{БОР.}} \uparrow$	АО \downarrow
	$C_{\text{БОР}} \downarrow$	$\rho_{\text{БОР.}} \downarrow$	АО \uparrow
Зміна температури теплоносія в активній зоні реактора	$t \uparrow$	$\rho_{\text{темп.}} \downarrow$	АО \downarrow
	$t \downarrow$	$\rho_{\text{темп.}} \uparrow$	АО \uparrow

Підтримання постійної величини АО в рамках заданих обмежень може здійснюватися зміною значень поточних параметрів: глибина введення / виведення регулюючою групою ОР СУЗ або введенням / виведенням борної кислоти у теплоносії першого контуру [8; 14].

Аналізуючи дані, представлені у табл. 3.1–3.4, можна визначити, як буде змінюватися АТ при зміні температури теплоносія та потужності реактора за кожною програмою регулювання.

На імітаційній моделі було проведено моделювання одного циклу зміни потужності протягом доби за програмами регулювання з $t^{\text{вх}} = \text{const}$, $t^{\text{сеп}} = \text{const}$ і $p_{\text{II}} = \text{const}$. У ході обчислювального експерименту було зімітовано цикл зміни потужності. Потужність енергоблока знижувалася зі 100 до 80 % від

номінальної і через кілька годин підвищувалася з 80 до 100 %. Результати зміни АТ при зміні потужності енергоблока наведені у табл. 3.7. Моделювання здійснювалося для чотирирічної кампанії палива, при стандартних перестановках ядерного палива в активній зоні і комірнених значеннях за енерговиділенням кожної ТВЗ. Приймалося, що групи ТВЗ одного року вигорання мають однакову лінійну потужність. Твели в кожній з розглянутих ТВЗ мали усереднені параметри.

Значення АО розглянутих програм регулювання якісно збігаються з даними розрахунків і випробувань, що проводилися на Хмельницькій АЕС (ХАЕС) [158; 160; 161].

Таблиця 3.7 – Результати розрахунку АО протягом одного циклу, %

Години	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
$t^{\text{cep}} = \text{const}$	-3.41	-6	-3.82	-3.49	-3.54	-3.63	-3.95	-4.74	-5.99	-5	-3.38
$p_{\text{II}} = \text{const}$	-3.41	-4.9	-3.61	-3.52	-3.56	-3.58	-3.65	-3.81	-4.74	-3.8	-3.4
$t^{\text{bx}} = \text{const}$	-3.41	-3.41	-3.41	-3.41	-3.41	-3.41	-3.41	-3.41	-3.41	-3.41	-3.41

Порівняння зміни потужності енергоблока і АО під час добового маневру при різних програмах регулювання показало, що найбільше максимальне відхилення АО відбулося за програмою регулювання з $t^{\text{cep}} = \text{const}$ і склало 2,59 %. Найменше максимальне відхилення АО відбулося за програмою регулювання з $t^{\text{bx}} = \text{const}$, значення АО під час добового маневру потужністю не змінювалося.

У [139] наведені дані за проведенням на Запорізькій атомній електростанції (ЗАЕС) опробуванням циклічного режиму експлуатації. Випробування показали, що експлуатація ядерної енергетичної установки ВВЕР-1000 у режимі добового циклу зміни потужністю можлива. Зроблено висновок, що найважливішими завданнями при маневрі є запобігання та заглушення висотних ксенонових коливань енергорозподілу в активній зоні шляхом підтримання значення АО в області регламентних вимог. Тільки переміщенням регулюючої групи ОР СУЗ можливо підтримання АО. Узагальнені дані випробувань наведені на рис. 3.9.

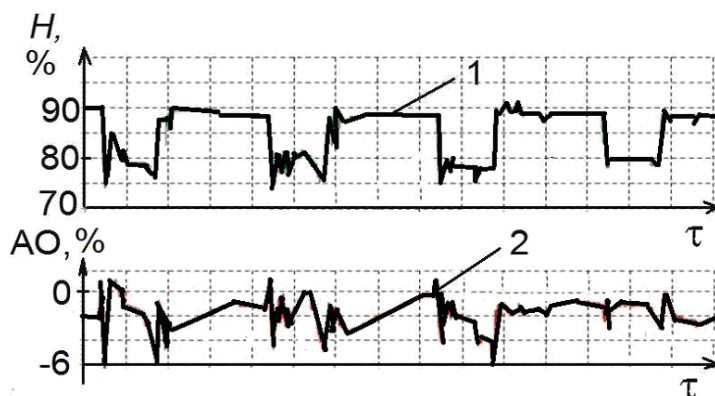


Рисунок 3.9 – Зміна положення робочої групи ОР СУЗ

для підтримання АО: 1 – висотне положення H робочої групи органів СУЗ, % від низу активної зони; 2 – аксіальний офсет АО, %

Наведений рис. 3.9 ілюструє велику кількість переміщень регулюючої групи, які були виконані в процесі випробувань для забезпечення регламентного значення АО.

З наведених міркувань випливає, що незалежно від програми регулювання циклічного навантаження ядерної енергетичної установки критерієм безпеки є АО, який більшою мірою підтримується переміщенням регулюючої групи і меншою – зміною концентрації борної кислоти. У процесі виконання циклічної зміни рівня потужності спостерігається велика кількість переміщень ОР СУЗ. ОР СУЗ переміщуються оператором ядерної енергетичної установки незалежно від поточної зміни потужності. У зоні переміщення ОР СУЗ 90...70 % за висотою від низу активної зони спостерігається практично хаотичне переміщення, що призводить до стрибкоподібних змін потужності не тільки в регульованій ТВЗ, по напрямних каналах якої переміщуються стержні, але і за ТВЗ, які розташовані в першому ряду навколо неї. Таке переміщення викликає часту знакозмінну зміну механічної напруги, що є наслідком термомеханічних процесів, які протікають у ТВЗ.

Оскільки паливна матриця і оболонка твела є першими двома бар'єрами безпеки і самою уразливою частиною активної зони, у [162; 163] було запропоновано для аналізу враховувати спільно стабільність АО і пошкодженість оболонок твелів.

Розглянемо вихідні дані для обчислювального експерименту з моделювання циклічного режиму. Тиск в першому контурі ядерної енергетичної установки 16 МПа на вході та витрата теплоносія $84 \cdot 10^3 \text{ м}^3/\text{год}$ приймалися постійними. В активній зоні розподіл шлаків приймався аналогічним початку типової кампанії. Моделювання поточного рівноважного розподілу Хе здійснювалося за виразами розд. 2. При зміні рівня поточної потужності розраховувалися стани з урахуванням вигорання палива та нерівноважного розподілу Хе і Sm. Зміна потужності залежно від часу задавалася для всіх програм однаковою.

Приймалося, що при зниженні потужності зі 100 до 90 % протягом 0,5 год потужність змінюється за лінійним законом $dN_{1-2}/d\tau = -2 \% / 6 \text{ хв}$ за рахунок введення борної кислоти. При зниженні потужності з 90 до 80% протягом 2,5 год потужність змінюється за законом $dN_{2-3}/d\tau = -0,4 \% / 6 \text{ хв}$ за рахунок отруєння активної зони. При витримці ядерної енергетичної установки на рівні 80 % протягом 4 год потужність підтримується постійною за рахунок зміни концентрації борної кислоти. При збільшенні потужності з 80 до 100 % протягом 2 год потужність змінюється за лінійним законом $dN_{3-1}/d\tau = 1,0 \% / 6 \text{ хв}$ за рахунок зміни концентрації борної кислоти з урахуванням того, що ОР СУЗ повернуті до регламентного положення. Розглядалися 1 400 добових циклів навантаження ядерної енергетичної установки для аналізу можливої зміни характеристик потужності оболонки.

Для розрахунку розподілу лінійної потужності та пошкодженості оболонок твелів з двадцятьма аксіальними сегментами для розглянутих програм регулювання задавалися режимні характеристики ядерної енергетичної установки ВВЕР-1000 згідно з [164].

У табл. 3.8 наведені результати моделювання лінійної потужності ядерної енергетичної установки, яка знаходиться на 100 і 80 % потужності для ТВЗ з першої по четверту паливну кампанію для двадцяти аксіальних сегментів в розглянутих програмах регулювання. Було прийнято, що максимальне середнє значення лінійної потужності для ТВЗ першого року відповідає 240 Вт/см,

другого року – 250 Вт/см, третього року – 170 Вт/см, четвертого року – 120 Вт/см.

Таблиця 3.8 – Лінійна потужність ядерної енергетичної установки знаходиться на 100 і 80 % потужності для розглянутих програм регулювання

Q	Середнє значення лінійної потужності							
	1-й рік 240 Вт/см		2-й рік 250 Вт/см		3-й рік 170 Вт/см		4-й рік 120 Вт/см	
	100 %	80 %	100 %	80 %	100 %	80 %	100 %	80 %
1	120,0	90,0	140,0	90,00	100,0	75,0	70,0	50,0
2	170,2	131,1	192,0	150,75	135,1	100,5	91,3	68,9
3	200,4	159,8	214,0	175,10	147,5	113,9	102,0	77,6
4	215,5	176,0	224,9	182,71	152,1	120,7	106,9	81,6
5	220,4	179,8	243,2	193,28	163,6	126,3	111,0	86,2
6	229,6	184,7	244,7	195,66	164,8	129,7	112,9	89,8
7	234,0	188,7	247,5	200,59	168,0	133,8	114,5	91,6
8	236,6	192,6	248,6	204,14	171,0	137,0	116,0	92,9
9	239,0	196,6	249,2	204,84	174,4	138,2	117,8	95,1
10	242,6	195,1	250,2	206,98	178,6	140,2	120,4	94,9
11	238,3	195,1	249,1	205,39	175,9	141,0	120,0	94,1
12	236,4	192,4	248,2	201,87	176,1	140,6	120,2	93,2
13	236,2	184,5	248,1	196,91	175,7	138,5	119,7	93,1
14	228,6	183,9	243,3	189,23	173,1	136,0	118,8	91,6
15	224,7	179,7	239,7	179,33	169,8	132,7	117,9	89,8
16	220,8	172,1	230,8	167,59	165,9	128,1	115,7	86,7
17	209,3	158,5	210,6	154,51	157,7	122,9	111,4	83,6
18	198,3	138,6	186,6	119,40	151,0	115,4	108,8	76,9
19	169,2	112,4	147,8	80,51	133,4	99,7	99,9	67,0
20	100,0	80,0	80,4	60,00	90,0	70,0	75,4	54,9

ТВЗ першого року вигоряння мають порівнянню з ТВЗ другого року вигоряння лінійну потужність через розташовані у цих ТВЗ стержні вигораючого поглинача. ТВЗ другого року знаходяться в таких місцях активної зони, де розташовуються регулюючі стержні. При переміщенні стержнів для забезпечення або енерговиділення, або для підтримання заданого значення аксіального офсету здійснюється постійний вплив стержнів на нейтронний потік i , отже, на енерговиділення, що призводить до постійної зміни температури палива в аналізованому сегменті. ТВЗ третього року опромінення, як правило, розташовуються навколо ТВЗ другого року. При зміні рівня потужності або зміни офсету ТВЗ третього року також зазнають дії, аналогічні діям, які зазнають ТВЗ другого року, що призводить до форсованого пошкодження оболонок. ТВЗ четвертого року розташовують біля ТВЗ першого року, що в решті-решт при низькій лінійній потужності забезпечує посилений вплив нейтронним потоком. У подальшому доцільно оцінити пошкодженість оболонок твелів за методикою, викладеною у [159].

У табл. 3.9 наведені результати моделювання пошкодження оболонок твелів з двадцяти аксіальними сегментами для розглянутих програм регулювання на 350, 700, 1 050 і 1 400-у ефективні доби експлуатації активної зони. Було прийнято, що перестановка ТВЗ між кампаніями відповідає стандартній компановці за умови завантаження 141 свіжої ТВЗ. Нумерація аксіальних сегментів здійснювалася знизу активної зони.

З представлених результатів можна зробити висновок, що накопичена пошкодженість носить регулярний характер. Найбільша пошкодженість спостерігається у програмі регулювання з $t^{cep} = const$ і становить $\omega_{16}(1400) = 0.731$.

У програмі регулювання з $p_{II} = const$ накопичена пошкодженість становить $\omega_{14}(1400) = 0.639$.

У програмі регулювання з $t^{BX} = const$ накопичена пошкодженість становить $\omega_{14}(1400) = 0.628$.

Таблиця 3.9 – Пошкодженість оболонок твेलів для розглянутих програм регулювання з

i	$t^{BX} = \text{const}$				$p_{II} = \text{const}$				$t^{cep} = \text{const}$			
	ω_{350}	ω_{700}	ω_{1050}	ω_{1400}	ω_{350}	ω_{700}	ω_{1050}	ω_{1400}	ω_{350}	ω_{700}	ω_{1050}	ω_{1400}
1	0.000	0.040	0.101	0.190	0.020	0.045	0.081	0.190	0.044	0.055	0.066	0.209
2	0.004	0.045	0.189	0.312	0.017	0.053	0.186	0,321	0,033	0.066	0,207	0.363
3	0,007	0.062	0,259	0,407	0,015	0.071	0,266	0,424	0,026	0.088	0,310	0,484
4	0,011	0.089	0,311	0,477	0,015	0.099	0,326	0,499	0,021	0.120	0.380	0.572
5	0.015	0.127	0.349	0.522	0.016	0.137	0.369	0.546	0.019	0.163	0.425	0.627
6	0.018	0.176	0.377	0.540	0.019	0.186	0.398	0.565	0.021	0.216	0.453	0.649
7	0.022	0.214	0.395	0.549	0.022	0.219	0.417	0.570	0.025	0.250	0.470	0.657
8	0.022	0.233	0.409	0.563	0.027	0.235	0.429	0.579	0.032	0.266	0.484	0.669
9	0.029	0.250	0.419	0.578	0.034	0.251	0.437	0.591	0.042	0.283	0.501	0.679
10	0.039	0.264	0.429	0.592	0.048	0.265	0.445	0.604	0.056	0.301	0.514	0.690
11	0.054	0.275	0.441	0.606	0.061	0.277	0.457	0.616	0.068	0.318	0.522	0.699
12	0.073	0.285	0.446	0.617	0.073	0.287	0.464	0.628	0.078	0.332	0.529	0.708
13	0.086	0.294	0.448	0.625	0.082	0.294	0.466	0.635	0.088	0.341	0.534	0.716
14	0.094	0.302	0.452	0.628	0.090	0.303	0.471	0.639	0.095	0.343	0.538	0.723
15	0.096	0.304	0.453	0.627	0.096	0.312	0.477	0.636	0.101	0.349	0.540	0.730
16	0.091	0.303	0.449	0.619	0.097	0.312	0.477	0.626	0.110	0.348	0.540	0.731
17	0.080	0.287	0.435	0.604	0.091	0.302	0.466	0.607	0.112	0.344	0.540	0.713
18	0.062	0.256	0.408	0.582	0.077	0.270	0.439	0.578	0.100	0.312	0.496	0.676
19	0.038	0.211	0.366	0.549	0.054	0.219	0.390	0.537	0.077	0.250	0.430	0.622
20	0.008	0.150	0.303	0.507	0.022	0.150	0.315	0.483	0.044	0.165	0.341	0.550

Отримані результати можна пояснити таким чином. Оскільки в програмі регулювання з $t^{cep} = \text{const}$ необхідно циклічно переміщати ОР СУЗ, за інших рівних умов, на 50 % більше, ніж за програмою регулювання з $t^{BX} = \text{const}$, це призведе до збільшення частоти зміни лінійної потужності твेलів поблизу

кінцевиків регулюючих стержнів, що буде суттєво зменшувати довговічність оболонок твелів.

Отримані результати аналізу трьох програм регулювання однозначно показують перевагу програми з $t^{BX} = \text{const}$. Аналогічні результати були отримані [138; 139; 143]. Проте для порівняння між собою становить інтерес приведення розглянутих параметрів пошкодження оболонки твела і аксіального офсету різних програм регулювання до одного інтегрального показника. За основу підходу щодо визначення такого показника був узятий формалізований метод управління температурним режимом теплоносія ВВЕР-1000 [165], який враховує пошкодженість оболонок твелів і аксіальну стабільність з деякою модернізацією.

Визначимо поточну ефективність кожної програми регулювання як квадратний корінь з суми квадратів ефективностей за аксіальним офсетом $(L_{\text{еф}}^{\text{AO}})^2$ і пошкодженістю оболонок твелів $(L_{\text{еф}}^{\omega})^2$.

$$\text{Eff} = \sqrt{(L_{\text{еф}}^{\omega})^2 + (L_{\text{еф}}^{\text{AO}})^2}$$

Ефективність пошкодження оболонки визначимо як різницю між 1 і відношенням максимальної поточної пошкодженості оболонки твела ω_i^{max} і граничної пошкодженості $\omega_{\text{lim}} = 0.93$

$$L_{\text{еф}}^{\omega} = 1 - \omega_i^{\text{max}} / \omega_{\text{lim}} .$$

Аналогічно ефективність аксіального офсету визначимо як різницю між 1 і відношенням різниці між поточним максимальним значенням аксіального офсету AO_i^{max} і рекомендованим значенням AO_{rec} до рекомендованого значення $\text{AO}_{\text{rec}} = -0.03$

$$L_{\text{еф}}^{\text{AO}} = 1 - (\text{AO}_i^{\text{max}} - \text{AO}_{\text{rec}}) / \text{AO}_{\text{rec}} .$$

Враховуючи, що $\max\{L_{\text{еф}}^{\text{AO}}\} = \max\{L_{\text{еф}}^{\omega}\} = 1$, то для нормування показника ефективності запропонований вираз поточної ефективності необхідно розділити на значення $\sqrt{2}$. Таким чином, отримуємо такий вираз:

$$\text{Eff} = \sqrt{(L_{\text{еф}}^{\omega})^2 + (L_{\text{еф}}^{\text{AO}})^2} / \sqrt{2} .$$

Граничні рекомендовані параметри прийняті за рекомендацією [15; 17; 18; 166]. Враховуючи дані, отримані раніше в таблиці про офсет і пошкодженість(3.7, 3.9), були отримані значення показника ефективності, які зведені у табл. 3.10.

Таблиця 3.10 – Показники ефективності програм регулювання протягом чотирирічної кампанії

Програма регулювання	Eff ₃₅₀	Eff ₇₀₀	Eff ₁₀₅₀	Eff ₁₄₀₀
$t^{cep} = \text{const}$	0.622	0.442	0.297	0.151
$p_{II} = \text{const}$	0.684	0.537	0.431	0.341
$t^{BX} = \text{const}$	0.880	0.774	0.710	0.652

Необхідно відзначити, що за нормальних умов експлуатації ядерної енергетичної установки найбільш ефективною, згідно з розробленою моделлю і прийнятим методом визначення ефективності, є програма регулювання з $t^{BX} = \text{const}$, показник ефективності в якій змінюється від 0.880 до 0.652.

У подальшому доцільно розглянути можливість використання показника пошкодження оболонки твела як визначального критерію, що визначає граничну кількість розгерметизованих оболонок, які за правилами ядерної безпеки допускають експлуатацію ядерної енергетичної установки [8; 15].

Висновки до розділу 3

1. На базі розробленої імітаційної моделі був проведений обчислювальний експеримент з моделювання зміни потужності ядерної енергетичної установки ВВЕР-1000 для різних програм регулювання з $t^{cep} = \text{const}$, $p_{II} = \text{const}$, $t^{BX} = \text{const}$. Були визначені значення основних технологічних параметрів.

2. У ході обчислювального експерименту було вивчено вплив розглянутих програм регулювання на такі критерії, як пошкодженість оболонки твела і аксіальний офсет, що регламентують ядерну безпеку ядерної

енергетичної установки. Для моделювання сталості технологічних параметрів розглядалися схеми автоматичного керування.

3. Був запропонований модернізований метод оцінки ефективності різних програм регулювання для чотирирічних паливних кампаній, заснований на граничних показниках безпеки. Для програми регулювання з $t^{bx} = \text{const}$ показники ефективності склали для першого року вигорання 0.880 та 0.652 для четвертого року вигорання.

РОЗДІЛ 4 ТЕОРЕТИЧНІ ОСНОВИ КОНТРОЛЮ ПОШКОДЖЕННЯ ОБОЛОНОК ТВЕЛІВ У РЕЖИМІ ЗМІННОГО НАВАНТАЖЕННЯ ВВЕР- 1000

4.1 Вихідні дані моделі розрахунку імовірності розгерметизації оболонок твелів

4.1.1 Вихідні дані моделі розрахунку

Імовірність розгерметизації оболонок твелів розраховувалася для заданих алгоритмів перестановок ТВЗ реактора ВВЕР-1000, активна зона якого складається з 163 ТВЗ-А. Задавалася зміна режимних характеристик реактора при добовому циклі навантаження ЯЕУ за програмою регулювання з $t^{bx} = \text{const}$ [10; 11; 12; 16; 167]. Прийняті режимні та конструктивні параметри реактора, ТВЗ і твелів вказані у табл. 4.1.

Приймалося, що управління потужністю ВВЕР-1000 забезпечується стабільним АО [168] за програмою регулювання з $t^{bx} = \text{const}$. Вважалося, що при маневруванні потужністю ЯЕУ для управління АО застосовується тільки 10-а група ОР СУЗ. Межі сектора симетрії активної зони і комірки, в яких розміщені ОР 10-ї групи СУЗ, показані товстими лініями на рис. 4.1 [10-13, 169, 170].

Задавали добовий цикл нагрівання РУ, коли теплова потужність РУ N змінюється за схемою: $N = 100\%$ 15 год \rightarrow зниження N до 90% за 0,5 год введенням борної кислоти \rightarrow отруєння активної зони та зниження за рахунок цього N до 80% за 2,5 год $\rightarrow N = 80\%$ 4 год \rightarrow підвищення N до 100% за 2 год. Протягом усього маневру потужністю ЯЕУ вхідна температура теплоносія зберігалася постійною шляхом підвищення тиску пари в головному паровому колекторі [168; 171].

Розподіл шлаків в активній зоні задавався на прикладі стандартного підживлення свіжим паливом енергоблока АЕС з ВВЕР-1000. Зміна теплової потужності N і координати H нижнього краю ОР залежно від часу задавалася за графіками, наведеними на рис. 4.2 та 4.3, відповідно. Моделювання перестановок ТВЗ виконувалося для сектора симетрії активної зони, при цьому

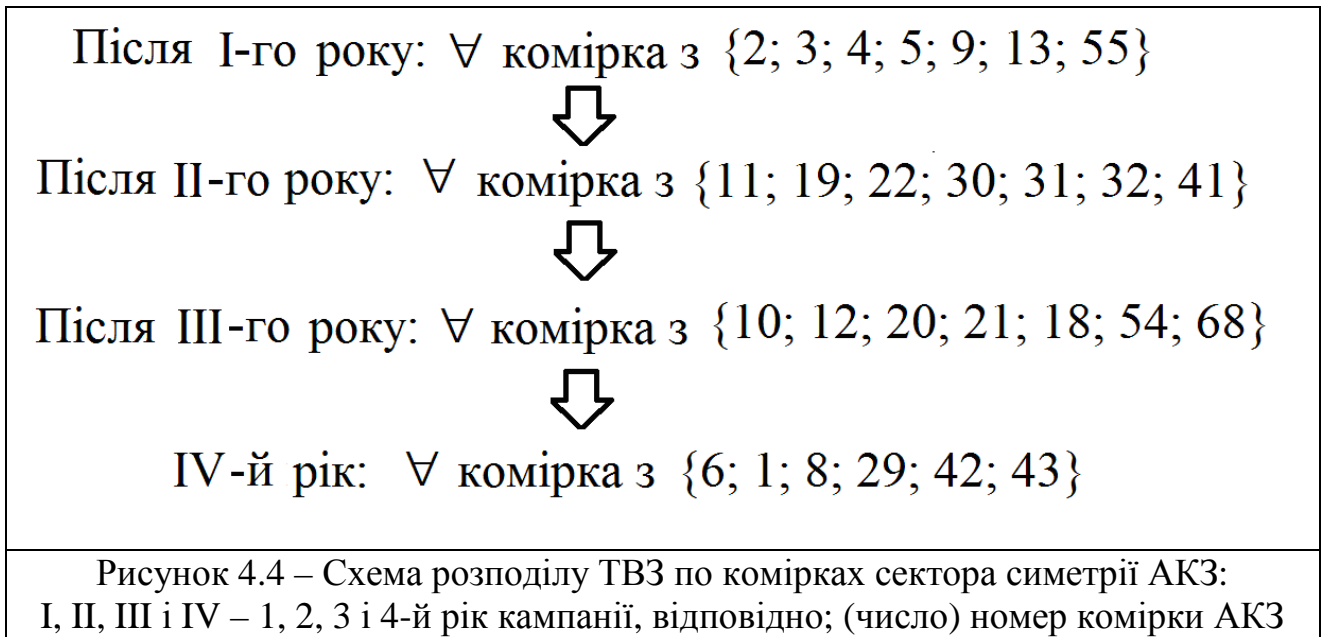
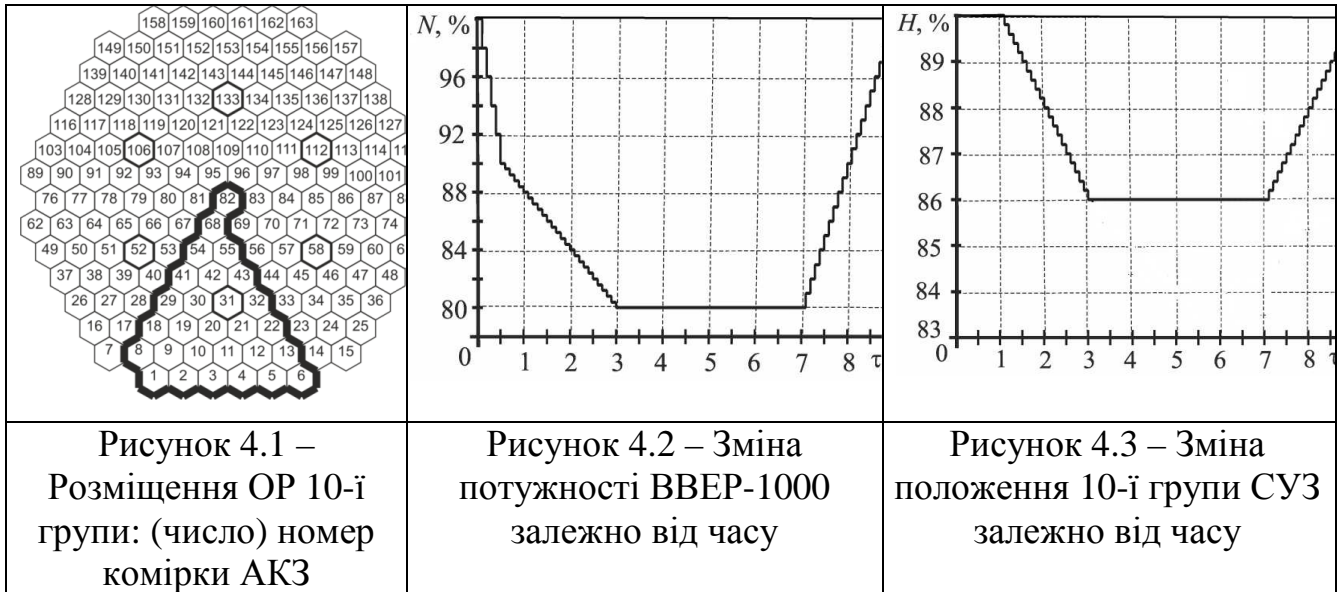
розподіл ТВЗ кожного року кампанії по комірках сектора задавався на основі даних публікації [1] аналогічно підходу роботи [169] – рис. 4.4.

Таблиця 4.1 – Режимні, конструктивні параметри ВВЕР-1000, ТВЗ-А і твелів

Параметр	Значення
Вхідна температура теплоносія, °С:	287
Вхідний тиск теплоносія, МПа	15,84
Середня щільність швидких нейтронів при $N = 100\%$, $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$	$1\cdot 10^{14}$
Середня швидкість теплоносія, м/с	5,64
Зовнішній / внутрішній діаметр оболонки, см	0,91/0,773
Товщина оболонки, см	0,069
Діаметр паливної таблетки / центрального отвору, см	0,757/0,14
Зазор між таблеткою і оболонкою, см	$7,5\cdot 10^{-3}$
Западини у таблетки	немає
Еквівалентний діаметр проточного каналу, см	1,06
Загальна вага стовпа палива у твелах, кг	1,487
Висота таблетки, см	1,18
Крок твелів, см	1,275
Початковий вміст гелію в суміші під оболонкою, %	100
Початкова товщина окисної плівки, мк	0,1
Максимальна відстань між краями суміжних таблеток, мк	20
Різниця температур газу верхнього компенсаційного об'єму (КО) і теплоносія, °С	25
Початковий тиск гелію під оболонкою, МПа	2,0
Матеріал паливної таблетки / щільність	$\text{UO}_2/10,4 \text{ г}\cdot\text{см}^{-3}$
Матеріал оболонки	циркалой-4 SR
Кількість / довжина АС	10/35,4 см
Початковий розмір зерна таблетки, мк	10
Збагачення по U-235	0,044
Величина верхнього / нижнього КО, см^3	0,21/0
Форма розташування твелів у ТВЗ	трикутна

Модель розрахунку розподілу енерговиділення у твелі заснована на двугруповому дифузійному наближенні нейтронного поля в активній зоні ВВЕР-1000, має вхідні та вихідні параметри, наведені у табл. 4.2.

Довжина твела умовно ділилася на $m = 8$ аксіальних сегментів (АС). Розрахунковою коміркою (i, j) вважався i-й АС від низу активної зони комірки j.



Таблиця 4.2 – Параметри моделі розрахунку розподілу енерговиділення у твелі

Вхідні параметри	Вихідні параметри
Конструктивні параметри твела	Середня лінійна потужність в i-му аксіальному сегменті усередненого твела ТВЗ, розташованої у j-чарунці АКЗ
Режимні параметри РУ з ВВЕР-1000	
Програма зміни потужності РУ	
Розташування ОР СУЗ в АКЗ	

Були введені позначення: $Q_{i,j}$ – теплова потужність (i, j)-комірки, МВт; $\langle Q_{AC} \rangle = \langle Q_{TBC} \rangle / m$ и $\langle Q_{TBC} \rangle$ – середня потужність аксіального сегмента і ТВЗ, відповідно.

Знаючи відносну потужність (i, j)-комірки $k_{v,i,j} = Q_{i,j} / \langle Q_{AC} \rangle$, середня лінійна потужність (i, j)-комірки розраховувалася за виразом

$$\langle q_{l,i,j} \rangle = k_{v,i,j} \cdot \langle q_l \rangle, \quad (4.1)$$

де $\langle q_l \rangle$ – середня по активній зоні лінійна потужність у твелі, Вт/см.

Позначаючи через $q_{l,j,max}$ максимальну лінійну потужність у j-комірці активної зони, а через $k_{i,j}$ – коефіцієнт відносної потужності (i, j)-комірки, вираз (4.1) використовувався для визначення лінійної потужності в центральній точці (i, j)-комірки у такому вигляді:

$$\langle q_{l,i,j} \rangle = q_{l,j,max} \cdot k_{i,j}, \quad (4.2)$$

4.1.2 Програмні коди, використовувані в енергетичний варіант теорії повзучості (ЕВТП)-методиці зниження імовірності розгерметизації оболонок твелів

У ЕВТП-методиці контролю імовірності розгерметизації оболонок твелів використовуються верифіковані програмні засоби (ПЗ): Імітатор реактора (ІР) і FEMAXI.

Програмний засіб ІР застосовувався для розрахунку зміни лінійної потужності (i, j)-комірки активної зони ВВЕР-1000, контролю стійкості аксіального офсету в ході маневру потужністю ЯЕУ [10; 11; 12; 16; 168; 169; 170; 172].

Програмний засіб FEMAXI застосовувався для розрахунку еволюції напруг і деформацій в оболонці твела [1; 122; 171; 173].

4.2 Метод прогнозування надійності оболонок твелів

Розрахункову величину ймовірності розгерметизації оболонок твелів без урахування неоднорідності розподілу енерговиділення серед твелів ТВЗ можливо використовувати з метою прогнозування надійності оболонок твелів ВВЕР-1000. Якщо розглядати усереднений щодо ТВЗ твел, ймовірність розгерметизації оболонок твелів знаходиться виходячи з прийнятого гранично допустимого пошкодження оболонок, що дозволяє прогнозувати надійність оболонок [10; 11; 12; 16].

У методі прогнозування надійності оболонок твелів використовується критеріальна модель (КМ) ефективності керування властивостями твелів, що дозволяє враховувати вимоги одночасно до безпеки та економічності експлуатації твелів. Згідно з КМ, максимум ефективності Eff керування властивостями твелів визначається за критерієм, найбільш загальний вигляд якого наведено у [10; 169; 170; 173]. Метод прогнозування надійності оболонок твелів є розвитком методу керування властивостями твелів на стадіях проектування та експлуатації ВВЕР [173], оскільки при управлінні величиною пошкодження оболонок одночасно відбувається зміна прогнозованої ймовірності розгерметизації оболонок твелів.

Метод прогнозування надійності оболонок твелів включає таке [10]:

1) застосування алгоритму керування властивостями твелів на основі ЕВТП-методу та організації ітераційного розрахунку сукупностей детермінуючих факторів (ДФ), які характеризуються найбільшими значеннями критерію Eff [169; 173];

2) розрахунок ймовірності розгерметизації оболонок для сукупностей ДФ з найбільшими значеннями Eff ;

3) вибір найкращих сукупностей ДФ виходячи з умови забезпечення мінімуму ймовірності розгерметизації оболонок твелів.

Приймалися допущення:

1) розглядається твел, усереднений щодо ТВЗ-А ВВЕР-1000; матеріал оболонки твела – циркалой-4;

2) «альтернативний» алгоритм добового маневру потужністю РУ: 100 % → 80 % → 100 % $N_{\text{ном}}$, $t_{\text{вх}} = \text{const}$ [18];

3) для прогнозування надійності оболонок твелів ВВЕР використовується метод управління перестановками ТВЗ в активній зоні [173];

4) приймалася модель перестановок ТВЗ відповідно до схеми на рис. 4.4.

Згідно з методом управління перестановками ТВЗ, якщо розглядати ТВЗ, використовувани при алгоритмі перестановок j , контрольованими параметрами є максимальне ω_j^{max} і середнє $\langle \omega \rangle_j$ значення пошкодження, мінімальне значення вигоряння B_j^{min} , а варійованим дискретним фактором є алгоритм перестановок ТВЗ [10-12, 16; 169]. Чарунки у виділеному секторі активної зони ВВЕР-1000 вибиралися випадковим чином за допомогою функції «rand» програмного засобу MATLAB [174]. При використанні моделі перестановок ТВЗ, з урахуванням переміщення ОР виконувався розрахунок $\omega(\tau)$ і глибини вигоряння палива $B(\tau)$ в самому напруженому аксіальному сегменті у такій послідовності:

1) розраховувались коефіцієнти $k_{i,j}$ для всіх АС всіх комірок сектора симетрії АКЗ за допомогою програмного засобу IP при $N = 80$ і $100\% N_{\text{ном}}$ [172];

2) визначався найбільш напружений аксіальний сегмент, для якого розраховувались $\omega(\tau)$ і $B(\tau)$ за допомогою програмного засобу FEMAXI для п'яти алгоритмів перестановок ТВЗ при $\tau = 0 \dots 1\ 460$ діб.

ЕВТП-критерій використовувався при $A_0 = 30$ МДж/м³, швидкість корозії оболонки задавалася на основі моделі MATPRO-A [1; 122, 173, 175].

Практично використані на АЕС алгоритми 17 і 18, а також три випадкових алгоритми (2, 3 і 6) показані у табл. 4.3. Розрахунок ефективності Eff для п'яти зазначених у табл. 4.3 алгоритмів показав, що мета управління перестановками ТВЗ досягається при алгоритмах 3, 6, 18 (у порядку убутання Eff) [10; 170; 173].

Для визначення імовірності розгерметизації оболонок твेलів пошкодження оболонки усередненого щодо ТВЗ твела для j -го алгоритма перестановок ТВЗ розглядалася як випадкова величина ω_j^{rand} , розподілена за нормальним законом в інтервалі

$$[\langle \omega_j^{\text{rand}} \rangle - \Delta\omega_j^{\text{rand}}; \langle \omega_j^{\text{rand}} \rangle + \Delta\omega_j^{\text{rand}}], \quad j=\{2; 3; 6; 17; 18\}.$$

Враховуючи правило трьох сигм нормального розподілу і використовуючи дані табл. 4.3, знаходили стандартні відхилення $\sigma(\omega_j^{\text{rand}})$ випадкової величини ω_j^{rand} .

Таблиця 4.3 – Пошкодження оболонок і вигорання в аксіальному сегменті 6 твела

Алгоритм	Перестановка	$A, \text{МДж/м}^3$	$\omega(\tau) = A / A_0, \%$	$B, \text{МВт} \cdot \text{дїб/кг}$
1	2	3	4	5
2	5-30-10-43	1,838	6,127	63,04
	9-11-20-1	1,443	4,81	57,26
	3-22-54-29	1,843	6,143	63,89
	13-19-21-42	2,652	8,84	68,13
	2-31-18	1,209	4,03	47,61
	55-41-12-6	1,955	6,517	59,1
	4-32-68-8	1,368	4,56	57,02
3	9-19-21-8	2,253	7,51	62,49
	5-41-68-43	1,391	4,637	60,47
	55-22-10	2,167	7,223	54,67
	13-11-20-6	1,421	4,737	56,8
	3-30-54-1	1,387	4,623	55,04
	4-32-18-42	1,722	5,74	62,69
	2-31-12-29	1,976	6,587	63,88
6	55-11-18-43	1,568	5,227	63,84
	13-32-20	2,019	6,73	54,19
	3-31-10-8	1,816	6,053	59,65
	9-19-68-42	2,054	6,847	65,55
	4-41-12-29	1,935	6,45	64,93
	2-30-21-6	1,522	5,073	54,82
	5-22-54-1	1,238	4,127	53,05
17	2-22-12-6	1,463	4,877	54,35
	3-41-29	1,184	3,947	48,8
	4-11-68-43	1,078	3,593	60,63
	5-19-10-8	1,498	4,993	57,18
	9-30-20-1	2,058	6,86	59,39
	13-32-21-42	2,667	8,89	68,23
	55-31-54-18	2,437	8,123	67,45

Продовження таблиці 4.3

1	2	3	4	5
18	2-22-21-6	1,55	5,167	54,86
	3-41-68	1,18	3,933	48,83
	4-11-29-18	1,159	3,863	60,84
	5-19-20-1	1,449	4,83	54,55
	9-32-12-42	2,586	8,62	67,86
	13-30-10-43	2,551	8,503	67,73
	55-31-54-8	1,982	6,607	61,37

Для j -го алгоритму перестановок розрахована ймовірність P_j розгерметизації оболонки середнього щодо ТВЗ твела за виразом (табл. 4.4)

$$P_j = \int_{\omega_j^{\lim}}^{\omega_j^{\max}} \frac{\exp\left[-\frac{(\omega_j^{\text{rand}} - \langle \omega_j^{\text{rand}} \rangle)^2}{2[\sigma(\omega_j^{\text{rand}})]^2}\right] \cdot d\omega_j^{\text{rand}}}{\sigma(\omega_j^{\text{rand}})\sqrt{2\pi}}. \quad (4.3)$$

Таблиця 4.4 – Імовірність P_j розгерметизації оболонки у j -му алгоритмі

j	$\omega_j^{\lim}, \%$	$\langle \omega_j^{\text{rand}} \rangle,$	$2 \cdot \Delta\omega_j^{\text{rand}}, \%$	$\omega_j^{\min}, \%$	$\omega_j^{\max}, \%$	$\sigma(\omega_j^{\text{rand}}), \%$	P_j
2	8,5	6,435	4,81	4,03	8,84	0,8017	0,0035
3		6,067	2,887	4,623	7,51	0,4812	0
6		5,487	2,72	4,127	6,847	0,4533	0
17		6,242	5,3	3,593	8,89	0,8833	0,0039
18		6,242	4,757	3,863	8,62	0,7928	0,00085

Вираз (4.3) характеризується похибкою, пов'язаною з тим, що

$$\langle \omega_j^{\text{rand}} \rangle \neq \langle \omega_j \rangle \quad (\text{див. табл. 4.3 та 4.4}): \max\left\{\frac{|\langle \omega_j^{\text{rand}} \rangle - \langle \omega_j \rangle|}{\langle \omega_j \rangle}\right\} = 10 \%.$$

Підвищити точність розрахунку ймовірності розгерметизації оболонки твела можна шляхом модифікації виразу (4.3) за рахунок використання комбінації усічених нормальних розподілів [10].

Оскільки у межах сектора симетрії активної зони в алгоритмі перестановок ТВЗ використовуються 6 ТВЗ 4-го року кампанії, сумарне число твелів у ТВЗ 4-го року становить $312 \cdot 6 = 1\,872$. Знаючи ймовірність P_j розгерметизації оболонки усередненого щодо ТВЗ твела в j -му алгоритмі, за

формулою Бернуллі можна розрахувати ймовірність розгерметизації k твелів з $n = 1872$ твелів, що містяться у 6 ТВЗ, які експлуатувалися 4 роки,

$$P_{j,1872}(k) = C_{1872}^k \cdot (P_j)^k \cdot (1 - P_j)^{1872-k}, \quad \text{де} \quad C_{1872}^k = \frac{1872!}{k! \cdot (1872 - k)!}. \quad (4.4)$$

Якщо розглядати шість тотожних секторів симетрії активної зони, подія «розгерметизація оболонки твела» в якому-небудь секторі активної зони означає одночасну розгерметизацію оболонки відповідного твела в інших п'яти секторах, тому з виразу (4.4) впливає вираз для ймовірності розгерметизації $6 \cdot k$ твелів з $n = 11232$ твелів, що містяться у 36 ТВЗ, які експлуатувалися протягом 4 років у всіх секторах АКЗ (табл. 4.5),

$$P_{j,11232}(6 \cdot k) = C_{11232}^k \cdot (P_j)^k \cdot (1 - P_j)^{11232-k}. \quad (4.5)$$

Таблиця 4.5 – Ймовірність розгерметизації оболонок в алгоритмі j , %

j	Кількість розгерметизованих оболонок $6 \cdot k$ ($k = 0, 1, 2, \dots, 12$)												
	0	6	12	18	24	30	36	42	48	54	60	66	72
	Ймовірність розгерметизації $6 \cdot k$ оболонок, %												
2	0,14	0,93	3	6,55	10,9	14,3	15,7	14,7	12	8,76	5,72	3,41	1,85
3	100	0											
6	100	0											
17	0,07	0,49	1,79	4,36	7,97	11,6	14,2	14,8	13,5	11	8	5,3	3,22
18	20,4	32,4	25,8	13,7	5,44	1,72	0,46	0,1	0				

Алгоритми 3 і 6 домінують над усіма іншими варіантами перестановок ТВЗ, у т. ч. над практично використаними алгоритмами 17 і 18, оскільки мають нульову ймовірність розгерметизації оболонок твелів при прийнятому гранично допустимому значенні пошкодження оболонок $\omega^{\text{lim}} = 8,5\%$. Ймовірність розгерметизації менша від 18 твелів для практично використаних алгоритмів перестановок 17 і 18 склала 2,4 і 78,6 %, відповідно. Ймовірність розгерметизації 18-72 твелів для алгоритмів 17 і 18 склала 94 і 21,4 %, відповідно. Ймовірність розгерметизації більше ніж 72 твелів для алгоритмів 17 і 18 склала 3,6 і 0 %, відповідно. Виходячи з умови забезпечення мінімуму ймовірності

розгерметизації оболонок твелів, найкращу сукупність дискретних факторів мають алгоритми перестановок 3 і 6.

З виконаного аналізу випливають висновки [10]:

1. Розглядаючи усереднений щодо ТВЗ твел, розроблено метод розрахунку ймовірності розгерметизації оболонок твелів залежно від послідовності сукупностей факторів, що визначають пошкодження оболонок. Показана можливість прогнозування надійності оболонок твелів шляхом управління факторами, що визначають пошкодження оболонок.

2. З урахуванням всіх ТВЗ, що експлуатувалися в АКЗ чотири роки, якщо прийняти $\omega^{\text{lim}} = 8,5\%$ як гранично допустиме значення пошкодження оболонок твелів, ймовірність розгерметизації більше ніж 18 твелів для практично використаних алгоритмів 17 і 18 склала 97,6 і 21,4 %, відповідно. Знайдені алгоритми перестановок ТВЗ 3 і 6, що мають нульову ймовірність розгерметизації оболонок твелів при прийнятому ω^{lim} .

3. Можливо значно підвищити коректність розрахунку ймовірності розгерметизації оболонок твелів шляхом урахування неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ.

4.3 Метод оцінки пошкодження розрахунку оболонок твелів з урахуванням неоднорідності розподілу енерговиділення серед твелів ТВЗ

Розрахунок пошкодження оболонок твелів з урахуванням неоднорідності розподілу енерговиділення серед твелів ТВЗ виконувався на основі таких припущень:

- використовується схема розміщення ОР в активній зоні, прийнята для $t^{\text{BX}} = \text{const}$, для регулювання потужності активної зони використовується тільки 10-а група ОР СУЗ;

- використовується програма регулювання потужності активної зони, відповідна $t^{\text{BX}} = \text{const}$;

- при маневрі потужністю ОР переміщаються з амплітудою 4 %, температура теплоносія на вході АКЗ задавалася $t^{BX} = \text{const} = 287 \text{ }^\circ\text{C}$;
- використовується модель перестановок ТВЗ 4-річного паливного циклу, представлена на рис. 4.4;
- довжина твела умовно ділиться на 8 рівних АС. Аксиальні сегменти нумеруються, рахуючи від нижнього краю самої нижньої паливної таблетки;
- енерговиділення у твелах оцінюється шляхом розрахунку $k_{v,i,j}$ у восьми АС ($i = 1 \dots 8$) для комірок виділеного сегмента АКЗ, показаних на рис. 4.1 ($j = 2 \dots 68$);
- неоднорідність розподілу енерговиділення по твелах ТВЗ - А враховується шляхом умовного виділення чотирьох груп твелів, кожна з яких характеризується усередненими щодо групи коефіцієнтами $k_{v,i,j}$;
- режимні та конструкційні параметри твела і АКЗ задавалися відповідно до даних табл. 4.1;
- розрахунки проводилися для початку кампанії;
- графіки навантаження і положення 10-ї групи відповідають рис. 4.2, 4.3;
- розрахунок коефіцієнтів відносного енерговиділення для чотирьох умовно виділених груп твелів проводився за допомогою тривимірного двухгрупового дифузійного нодального програмного засобу ANC-H (Advanced Nodal Code-Hexagonal);
- потвельні енерговиділення відновлювалися за допомогою поправочних коефіцієнтів до гомогенізованих перетинів;
- в розрахунковій моделі використовувалося розбиття, згідно з яким на ТВЗ доводиться 1 нод в радіальному напрямку і 24 нода в аксіальному напрямку, які потім усереднювалися в 8 аксіальних шарів.

4.3.1 Метод розбиття твелів ТВЗ на групи

Для кожної ТВЗ розбиття твелів на чотири групи виконувалося за величиною в максимально енергонапруженому АС твела (АС 4 або 5) на основі таких умов:

1	2	3							4	5	6							7		
80		0.615	0.955	1.070	1.125	1.134	1.088	0.968	0.624	13		—	—	—	—	—	—	—	—	
100	13	0.638	0.987	1.093	1.136	1.138	1.092	0.967	0.611	39	32	0.663	0.997	1.088	1.143	1.161	1.128	0.989	0.569	3
80		0.605	0.945	1.062	1.115	1.123	1.076	0.956	0.612	27		0.639	0.971	1.073	1.139	1.157	1.071	0.899	0.548	2
100	55	—	—	—	—	—	—	—	—	—	41	0.710	0.956	1.045	1.103	1.127	1.101	0.994	0.702	181
80		—	—	—	—	—	—	—	—	—		0.692	0.940	1.040	1.107	1.129	1.075	0.956	0.699	175

Таблиця 4.9 – Відносна потужність розрахункової комірки (i, j) для 2-ї групи

ТВЕЛІВ

N, %	j	$k_{v,i,j}^{II}, i = 1...8$								n	j	$k_{v,i,j}^{II}, i = 1...8$								n
100	10	0.694	1.011	1.112	1.158	1.164	1.120	1.000	0.665	17	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
80		0.656	0.958	1.069	1.126	1.139	1.090	0.973	0.662	6		—	—	—	—	—	—	—	—	—
100	12	0.698	1.018	1.121	1.167	1.174	1.129	1.007	0.668	44	6	—	—	—	—	—	—	—	—	—
80		0.661	0.973	1.087	1.145	1.157	1.108	0.989	0.666	11		—	—	—	—	—	—	—	—	—
100	18	0.686	0.965	1.063	1.113	1.126	1.090	0.982	0.680	245	8	0.608	0.868	0.960	1.005	1.016	0.983	0.885	0.607	2
80		0.660	0.941	1.051	1.113	1.129	1.087	0.981	0.689	228		0.588	0.850	0.950	1.006	1.021	0.985	0.890	0.618	4
100	20	0.707	0.984	1.077	1.128	1.142	1.106	0.972	0.649	5	29	0.726	0.993	1.084	1.138	1.155	1.122	1.009	0.701	7
80		0.689	0.966	1.071	1.134	1.151	1.080	0.916	0.649	4		0.687	0.957	1.059	1.122	1.140	1.088	0.971	0.687	4
100	21	0.702	0.979	1.072	1.123	1.138	1.101	0.964	0.631	5	42	0.660	0.890	0.977	1.030	1.052	1.026	0.895	0.605	94
80		0.684	0.961	1.065	1.128	1.144	1.076	0.911	0.635	4		0.643	0.877	0.972	1.035	1.054	0.982	0.810	0.600	96
100	54	0.598	0.961	1.054	1.107	1.123	1.088	0.966	0.551	6	43	0.646	0.871	0.956	1.010	1.033	1.008	0.873	0.572	86
80		0.582	0.946	1.050	1.111	1.124	1.065	0.933	0.546	6		0.630	0.858	0.953	1.014	1.034	0.960	0.777	0.565	87
100	68	0.626	0.869	0.953	1.005	1.027	1.005	0.917	0.644	7										
80		0.609	0.853	0.946	1.006	1.024	0.982	0.886	0.636	7										

Таблиця 4.10 – Відносна потужність розрахункової комірки (i, j) для 3-ї групи

ТВЕЛІВ

N, %	j	$k_{v,i,j}^{III}, i = 1...8$								n	j	$k_{v,i,j}^{III}, i = 1...8$								n
1	2	3							4	5	6							7		
100	2	0.720	1.147	1.270	1.314	1.311	1.254	1.100	0.671	68	11	0.697	1.161	1.276	1.321	1.319	1.258	1.093	0.599	6
80		0.690	1.113	1.250	1.308	1.314	1.254	1.105	0.680	57		0.682	1.139	1.269	1.331	1.338	1.267	1.101	0.620	5
100	3	0.713	1.149	1.271	1.311	1.305	1.242	1.084	0.648	45	19	0.754	1.145	1.252	1.304	1.312	1.263	1.124	0.684	6
80		0.679	1.111	1.247	1.301	1.303	1.239	1.084	0.653	40		0.740	1.136	1.256	1.327	1.341	1.277	1.133	0.706	6
100	4	0.712	1.147	1.269	1.309	1.304	1.242	1.083	0.648	50	22	0.803	1.174	1.287	1.343	1.353	1.305	1.165	0.754	16
80		0.688	1.124	1.262	1.318	1.319	1.255	1.096	0.661	41		0.721	1.107	1.229	1.296	1.308	1.246	1.103	0.684	6
100	5	0.720	1.145	1.269	1.314	1.312	1.254	1.101	0.671	75	30	0.842	1.166	1.270	1.335	1.357	1.318	1.163	0.766	61
80		0.685	1.105	1.242	1.301	1.306	1.246	1.097	0.673	67		0.813	1.141	1.259	1.336	1.357	1.277	1.096	0.762	49

1	2	3							4	5	6							7		
100	9	0.735	1.130	1.247	1.293	1.294	1.240	1.097	0.694	62	31	0.813	1.142	1.250	1.311	1.330	1.288	0.947	0.389	210
80		0.709	1.105	1.236	1.297	1.305	1.249	1.109	0.709	61		0.790	1.122	1.243	1.317	1.335	1.166	0.564	0.387	190
100	13	0.731	1.125	1.244	1.291	1.292	1.238	1.096	0.693	55	32	0.832	1.151	1.255	1.320	1.342	1.305	1.152	0.757	87
80		0.695	1.083	1.214	1.274	1.282	1.226	1.089	0.696	60		0.807	1.127	1.245	1.322	1.345	1.265	1.086	0.757	76
100	55	0.777	1.147	1.259	1.320	1.340	1.301	1.166	0.758	206	41	0.793	1.082	1.182	1.244	1.267	1.235	1.112	0.770	124
80		0.755	1.127	1.251	1.323	1.339	1.271	1.126	0.750	202		0.771	1.062	1.174	1.247	1.271	1.209	1.073	0.711	126

Таблиця 4.11 – Відносна потужність розрахункової комірки (i, j) для 3-ї групи твелів

N, %	j	$k_{v,i,j}^{III}, i=1...8$								n	j	$k_{v,i,j}^{III}, i=1...8$								n
100	10	0.765	1.086	1.194	1.245	1.254	1.211	1.083	0.736	295	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
80		0.749	1.077	1.200	1.267	1.282	1.230	1.100	0.761	305		—	—	—	—	—	—	—	—	—
100	12	0.758	1.076	1.183	1.234	1.244	1.200	1.071	0.726	268	6	—	—	—	—	—	—	—	—	—
80		0.738	1.063	1.186	1.251	1.266	1.214	1.084	0.745	301		—	—	—	—	—	—	—	—	—
100	18	0.761	1.063	1.167	1.220	1.233	1.192	1.072	0.742	36	8	—	—	—	—	—	—	—	—	—
80		0.729	1.032	1.149	1.215	1.233	1.183	1.065	0.749	69		—	—	—	—	—	—	—	—	—
100	20	0.810	1.114	1.220	1.278	1.293	1.252	1.106	0.759	286	29	0.817	1.119	1.221	1.281	1.299	1.262	1.137	0.791	276
80		0.792	1.101	1.221	1.293	1.312	1.237	1.067	0.774	277		0.798	1.103	1.219	1.293	1.314	1.256	1.126	0.806	268
100	21	0.806	1.110	1.216	1.274	1.289	1.248	1.098	0.733	288	42	—	—	—	—	—	—	—	—	—
80		0.788	1.096	1.216	1.288	1.306	1.231	1.056	0.745	279		—	—	—	—	—	—	—	—	—
100	54	0.804	1.139	1.246	1.310	1.333	1.297	1.170	0.789	258	43	—	—	—	—	—	—	—	—	—
80		0.781	1.119	1.238	1.312	1.332	1.269	1.131	0.782	249		—	—	—	—	—	—	—	—	—
100	68	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—
80		—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—

Таблиця 4.12 – Відносна потужність розрахункової комірки (i, j) для 4-ї групи твелів

N, %	j	$k_{v,i,j}^{IV}, i=1...8$								n	j	$k_{v,i,j}^{IV}, i=1...8$								n
		3							4	5	6							7		
100	2	0.835	1.315	1.453	1.503	1.501	1.436	1.262	0.777	72	11	0.943	1.389	1.521	1.577	1.579	1.512	1.335	0.861	306
80		0.811	1.293	1.449	1.517	1.524	1.455	1.283	0.797	68		0.926	1.381	1.534	1.610	1.621	1.541	1.359	0.895	307
100	3	0.892	1.411	1.556	1.605	1.598	1.552	1.330	0.808	72	19	0.943	1.348	1.473	1.535	1.546	1.489	1.328	0.884	306
80		0.869	1.393	1.559	1.628	1.631	1.550	1.359	0.835	83		0.925	1.338	1.482	1.562	1.580	1.506	1.340	0.914	306
100	4	0.889	1.409	1.554	1.603	1.596	1.521	1.328	0.805	67	22	0.921	1.318	1.443	1.505	1.515	1.461	1.300	0.861	296
80		0.867	1.391	1.557	1.627	1.629	1.548	1.355	0.832	77		0.900	1.303	1.446	1.525	1.542	1.470	1.304	0.884	306
100	5	0.822	1.293	1.431	1.482	1.481	1.415	1.245	0.765	75	30	0.952	1.334	1.453	1.521	1.539	1.490	1.312	0.858	249

1	2	3								4	5	6								7
80		0.795	1.269	1.424	1.491	1.497	1.429	1.260	0.781	93		0.928	1.314	1.450	1.534	1.555	1.462	1.255	0.868	262
100	9	0.942	1.442	1.585	1.640	1.638	1.566	1.382	0.781	225	31	0.875	1.228	1.343	1.408	1.426	1.379	1.010	0.410	102
80		0.921	1.427	1.591	1.666	1.674	1.597	1.415	0.903	232		0.851	1.209	1.339	1.418	1.436	1.253	0.601	0.411	122
100	13	0.915	1.403	1.545	1.600	1.599	1.530	1.350	0.849	210	32	0.939	1.317	1.435	1.503	1.522	1.473	1.295	0.841	222
80		0.893	1.386	1.548	1.622	1.629	1.554	1.375	0.876	219		0.915	1.296	1.432	1.515	1.536	1.444	1.235	0.849	234
100	55	0.831	1.223	1.342	1.407	1.428	1.385	1.236	0.802	100	41	0.885	1.228	1.340	1.407	1.429	1.387	1.243	0.846	5
80		0.808	1.202	1.334	1.411	1.427	1.352	1.191	0.794	104		0.858	1.199	1.325	1.404	1.427	1.357	1.203	0.850	9

Таблиця 4.13 – Відносна потужність розрахункової комірки (i, j) для 4-ї групи твелів

N, %	j	$k_{v,i,j}^{IV}, i = 1...8$									n	j	$k_{v,i,j}^{IV}, i = 1...8$									n
100	10	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
80		0.839	1.199	1.332	1.403	1.417	1.357	1.216	0.845	1	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	
100	12	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	6	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
80		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	
100	18	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	8	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
80		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	
100	20	0.880	1.243	1.363	1.422	1.433	1.383	1.232	0.843	21	29	0.894	1.253	1.370	1.432	1.448	1.400	1.257	0.859	29		
80		0.855	1.220	1.355	1.430	1.448	1.377	1.220	0.861	31		0.867	1.227	1.360	1.438	1.457	1.392	1.246	0.873	40		
100	21	0.880	1.247	1.368	1.428	1.439	1.386	1.228	0.822	19	42	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
80		0.852	1.221	1.358	1.434	1.450	1.378	1.214	0.836	29		—	—	—	—	—	—	—	—	—		
100	54	0.856	1.216	1.330	1.398	1.422	1.384	1.245	0.836	48	43	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
80		0.832	1.194	1.321	1.400	1.422	1.352	1.201	0.829	57		—	—	—	—	—	—	—	—	—		
100	68	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—		
80		—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—		

Таблиця 4.14 – Коефіцієнти відносного енерговиділення за програмним засобом IP

N, %	ТВЗ	$k_{v,6,j}(IP)$	ТВЗ	$k_{v,6,j}(IP)$	ТВЗ	$k_{v,6,j}(IP)$	ТВЗ	$k_{v,6,j}(IP)$
1	2	3	4	5	6	7	8	9
100	2	0,99	11	1,235	10	1,16	1	0,37
80		1,03		1,285		1,205		0,38
100	3	1,125	19	1,385	12	1,16	6	0,345
80		1,17		1,445		1,2		0,36
100	4	1,12	22	1,39	18	0,995	8	0,56
80		1,165		1,445		1,03		0,58
100	5	0,98	30	1,39	20	1,165	29	1

Продовження таблиці 4.14

1	2	3	4	5	6	7	8	9
80		1,02		1,435		1,2		1,035
100	9	1,325	31	1,42	21	1,195	42	0,975
80		1,38		1,47		1,24		1
100	13	1,315	32	1,395	54	1,055	43	0,98
80		1,375		1,445		1,08		1,005
100	55	1,36	41	1,365	68	1,005		
80		1,4		1,41		1,03		

Таблиця 4.15 – Коефіцієнти відносного енерговиділення в АС б для твелів 4 груп

$N, \%$	комірка	$k_{v,6,j,m}(n_m)$			
100	2	0.692 (102 ТВ)	1.055 (50 ТВ)	1.254 (68 ТВ)	1.436 (92 ТВ)
80		0.698 (98 ТВ)	1.063 (49 ТВ)	1.254 (57 ТВ)	1.455 (108)
100	3	0.743 (67 ТВ)	1.045 (28 ТВ)	1.242 (45 ТВ)	1.552 (172 ТВ)
80		0.742 (61 ТВ)	1.033 (28 ТВ)	1.239 (40 ТВ)	1.550 (183)
100	4	0.738 (67 ТВ)	1.037 (28 ТВ)	1.242 (50 ТВ)	1.521 (167 ТВ)
80		0.743 (63 ТВ)	1.048 (31 ТВ)	1.255 (41 ТВ)	1.548 (177)
100	5	0.684 (108 ТВ)	1.046 (54 ТВ)	1.254 (75 ТВ)	1.415 (75 ТВ)
80		0.693 (106 ТВ)	1.046 (46 ТВ)	1.246 (67 ТВ)	1.429 (93)
100	9	0.448 (6 ТВ)	1.088 (19 ТВ)	1.240 (62 ТВ)	1.566 (225 ТВ)
80		0.456 (6 ТВ)	1.088 (13 ТВ)	1.249 (61 ТВ)	1.597 (232 ТВ)
100	13	0.562 (8 ТВ)	1.092 (39 ТВ)	1.238 (55 ТВ)	1.530 (210)
80		0.437 (6 ТВ)	1.076 (27 ТВ)	1.226 (60 ТВ)	1.554 (219)
100	55	0.417 (6 ТВ)	—	1.301 (206 ТВ)	1.385 (100)
80		0.406 (6 ТВ)	—	1.271 (202 ТВ)	1.352 (104)

Таблиця 4.16 – Порівняння значень $k_{v,6,j}(ANC - H)$ і $k_{v,6,j}(IP)$

$N, \%$	ТВЗ	$k_{v,6,j}(ANC - H)$	$k_{v,6,j}(IP)$
1	2	3	4
100	2	1.092	0,99
80		1.119	1,03
100	3	1.288	1,125
80		1.306	1,17
100	4	1.265	1,12
80		1,297	1,165
100	5	1,059	0,98
80		1,083	1,02

Продовження таблиці 4.16

1	2	3	4
100	9	1,451	1,325
80		1,486	1,38
100	13	1,399	1,315
80		1,428	1,375
100	55	1,311	1,36
80		1,281	1,4

Величина відношення $k_{v,6,j}$ (ANC - Н) до $k_{v,6,j}$ (IP) наведена у табл. 4.17.

Таблиця 4.17 – Відношення $k_{v,6,j}$ (ANC - Н) до $k_{v,6,j}$ (IP)

ТВЗ	2		3		4		5		9		13		55	
N, %	100	80	100	80	100	80	100	80	100	80	100	80	100	80
$\frac{k_{v,6,j}(\text{ANC - Н})}{k_{v,6,j}(\text{IP})}$	1,10	1,09	1,14	1,12	1,13	1,11	1,08	1,06	1,10	1,08	1,06	1,04	0,964	0,915

Усереднене для семи ТВЗ при $N = 100$ і 80 % відношення $k_{v,6,j}$ (ANC - Н) до $k_{v,6,j}$ (IP) склало $\approx 1,07$, що свідчить про прийнятну величину систематичної похибки використаного методу розбиття твелів на 4 умовно виділені групи.

4.3.2 Метод отримання наведених груп твелів

Як приклад будемо розглядати алгоритми перестановок ТВЗ 2 і 6 – табл. 4.18.

Таблиця 4.18 – Характеристики алгоритмів 2 і 6

Алгоритм	Перестановка	A, МДж/м ³	$\omega(\tau) = A / A_0, \%$ ($A_0 = 55$ МВт·діб/кг-U)
1	2	3	4
2	5-30-10-43	1,838	3,342
	9-11-20-1	1,443	2,624
	3-22-54-29	1,843	3,351
	13-19-21-42	2,652	4,822
	2-31-18	1,209	2,198
	55-41-12-6	1,955	3,555
	4-32-68-8	1,368	2,487

Продовження таблиці 4.18

1	2	3	4
6	55-11-18-43	1,568	2,851
	13-32-20	2,019	3,671
	3-31-10-8	1,816	3,302
	9-19-68-42	2,054	3,735
	4-41-12-29	1,935	3,518
	2-30-21-6	1,522	2,767
	5-22-54-1	1,238	2,251

Для перестановки 5-30-10-43 алгоритму 2 розподіл твелів з умовно виділеним групами наведено у табл. 4.19.

Таблиця 4.19 – Розподіл твелів по групах для перестановки 5-30-10-43 алгоритму 2

Група	Комірка 5	Комірка 30	Комірка 10	Комірка 43
I	108	0	0	226
II	54	2	17	86
III	75	61	295	0
IV	75	249	0	0

Отже, для I умовно виділеної групи:

$$n_{j=5}^I = 108; n_{j=30}^I = 0; n_{j=10}^I = 0; n_{j=43}^I = 226. \text{ При цьому } n_{j=5}^I \neq n_{j=30}^I \neq n_{j=43}^I.$$

Для II умовно виділеної групи:

$$n_5^{II} = 54; n_{30}^{II} = 2; n_{10}^{II} = 17; n_{43}^{II} = 86, n_{j=5}^{II} \neq n_{j=30}^{II} \neq n_{j=10}^{II} \neq n_{j=43}^{II}.$$

Для III умовно виділеної групи:

$$n_5^{III} = 75; n_{30}^{III} = 61; n_{10}^{III} = 295; n_{43}^{III} = 0, n_{j=5}^{III} \neq n_{j=30}^{III} \neq n_{j=10}^{III} \neq n_{j=43}^{III}.$$

Для IV умовно виділеної групи:

$$n_5^{IV} = 75; n_{30}^{IV} = 249; n_{10}^{IV} = 0; n_{43}^{IV} = 0, n_{j=5}^{IV} \neq n_{j=30}^{IV} \neq n_{j=10}^{IV}.$$

Неоднорідність розподілу кількості твелів I ... IV груп по комірках активної зони вимагає запропонувати спеціальний алгоритм урахування розподілу твелів по групах.

Введемо поняття наведених груп твелів I* ... IV* на основі таких умов:

1) кількість твелів наведених груп I* ... IV* для комірок активної зони кожної перестановки ТВЗ незмінна;

2) коефіцієнти питомого об'ємного енерговиділення $k_{v,i,j}^{I^*} \dots k_{v,i,j}^{IV^*}$ для наведених груп твелів I* ... IV* розраховуються виходячи з ваги кожної умовно виділеної групи I ... IV у даній комірці активної зони, що визначається з умови: вакансії в кожній з наведених груп I* ... IV* заповнюються твелями на основі консервативного принципу, зміст якого полягає в тому, що для кожної комірки АКЗ вакансії в кожній наведеній групі в першу чергу заповнюються твелями з умовно виділеної групи з більш високим номером (з більшою енергонапруженістю).

Використовуючи консервативний принцип заповнення вакансій у наведених групах, на підставі даних табл. 4.19 запишемо розподіл твелів по групах I* ... IV* в ТВЗ, поміщених послідовно в комірки 5, 30, 10 і 43 протягом 1, 2, 3 і 4-го років паливного циклу, відповідно (рис. 4.5).

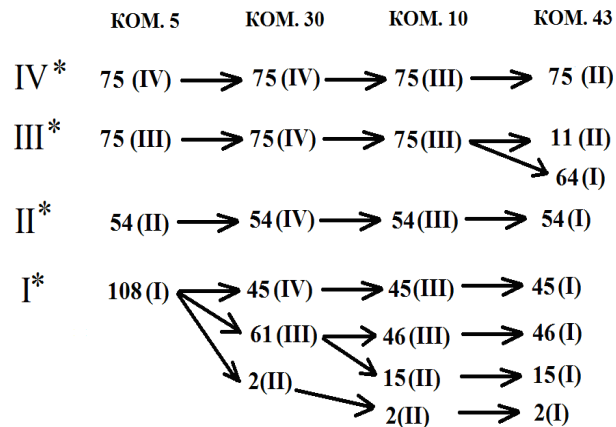


Рисунок 4.5 – Розподіл твелів по групах I* ... IV* перестановки 5-30-10-43

Пропонований підхід передбачає, що для 4 наведених груп I* ... IV* виконуються рівності:

$$n_{j=5}^{I^*} = n_{j=30}^{I^*} = n_{j=10}^{I^*} = n_{j=43}^{I^*} = 108;$$

$$n_{j=5}^{II^*} = n_{j=30}^{II^*} = n_{j=10}^{II^*} = n_{j=43}^{II^*} = 54;$$

$$n_{j=5}^{III^*} = n_{j=30}^{III^*} = n_{j=10}^{III^*} = n_{j=43}^{III^*} = 75;$$

$$n_{j=5}^{IV^*} = n_{j=30}^{IV^*} = n_{j=10}^{IV^*} = n_{j=43}^{IV^*} = 75.$$

На підставі розподілу твелів по групах I* ... IV* перестановки 5-30-10-43 отримуємо коефіцієнти питомого об'ємного енерговиділення $k_{v,i,j}^{I^*} \dots k_{v,i,j}^{IV^*}$ для наведених груп твелів I* ... IV*, відповідно (табл. 4.20).

Таблиця 4.20 – Коефіцієнти енерговиділення $k_{v,i,j}^{I^*} \dots k_{v,i,j}^{IV^*}$

j = 5	j = 30	j = 10	j = 43
Група I*, $n^{I^*} = 108$			
$k_{v,i,5}^I$	$\frac{k_{v,i,30}^{II} \cdot 2 + k_{v,i,30}^{III} \cdot 61 + k_{v,i,30}^{IV} \cdot 45}{n^{I^*}}$	$\frac{k_{v,i,10}^{II} \cdot 17 + k_{v,i,10}^{III} \cdot 91}{n^{I^*}}$	$k_{v,i,43}^I$
Група II*, $n^{II^*} = 54$			
$k_{v,i,5}^{II}$	$k_{v,i,30}^{IV}$	$k_{v,i,10}^{III}$	$k_{v,i,43}^I$
Група III*, $n^{III^*} = 75$			
$k_{v,i,5}^{III}$	$k_{v,i,30}^{IV}$	$k_{v,i,10}^{III}$	$\frac{k_{v,i,43}^{II} \cdot 11 + k_{v,i,43}^I \cdot 64}{n^{III^*}}$
Група IV*, $n^{IV^*} = 75$			
$k_{v,i,5}^{IV}$	$k_{v,i,30}^{IV}$	$k_{v,i,10}^{III}$	$k_{v,i,43}^{II}$

Знайдені на основі даних табл. 4.6–4.13 і 4.20 величини $q_{1,j,\max}$ для наведених груп твелів перестановки 5-30-10-43 алгоритму 2 наведено у табл. 4.21.

Таблиця 4.21 – Величини $q_{1,j,\max}$ для груп твелів I* ... IV* перестановки 5-30-10-43

Параметр		$q_{1,j,\max}$, Вт/см			
Комірка		5	30	10	43
I*	100 %	120.3	240.8	208.9	159.9
	80 %	97.73	193.6	169.7	127.9
II*	100 %	184.3	259.3	211.3	159.9
	80 %	147.5	209.6	172.8	127.9
III*	100 %	221.4	259.3	211.3	172.0
	80 %	176.0	209.6	172.8	137.8
IV*	100 %	249.7	259.3	211.3	174.1
	80 %	201.8	209.6	172.8	139.4

Знайдені на основі даних табл. 4.6–4.13 і 4.20 аксіальні розподілення $k_{i,j}$ для наведених груп твелів перестановки 5-30-10-43 алгоритму 2 наведено у табл. 4.22–4.25.

Таблиця 4.22 – Аксіальні розподілення $k_{i,j}$ для групи I* перестановки 5-30-10-43

Наведена група	N, %	i	$k_{i,j}$			
			j = 5	j = 30	j = 10	j = 43
I*	100	1	0.532	0.619	0.608	0.631
		2	0.863	0.863	0.866	0.840
		3	0.963	0.940	0.953	0.923
		4	0.998	0.986	0.993	0.977
		5	1.000	1.000	1.000	1.000
		6	0.958	0.970	0.966	0.979
		7	0.842	0.855	0.863	0.878
		8	0.507	0.561	0.585	0.621
	80	1	0.512	0.598	0.583	0.614
		2	0.839	0.842	0.840	0.826
		3	0.948	0.930	0.936	0.918
		4	0.994	0.985	0.989	0.979
		5	1.000	1.000	1.000	1.000
		6	0.956	0.941	0.959	0.945
		7	0.841	0.808	0.858	0.826
		8	0.510	0.559	0.592	0.612

Таблиця 4.23 – Аксіальні розподілення $k_{i,j}$ для групи II* перестановки 5-30-10-43

Наведена група	N, %	i	$k_{i,j}$			
			j = 5	j = 30	j = 10	j = 43
II*	100	1	0.543	0.619	0.610	0.631
		2	0.869	0.867	0.866	0.840
		3	0.965	0.944	0.952	0.923
		4	1.000	0.988	0.993	0.977
		5	1.000	1.000	1.000	1.000
		6	0.957	0.968	0.966	0.979
		7	0.840	0.853	0.864	0.878
		8	0.547	0.558	0.587	0.621
	80	1	0.521	0.597	0.584	0.614
		2	0.843	0.845	0.840	0.826
		3	0.950	0.933	0.936	0.918
		4	0.995	0.987	0.988	0.979
		5	1.000	1.000	1.000	1.000
		6	0.956	0.940	0.959	0.945
		7	0.843	0.807	0.858	0.826
		8	0.516	0.558	0.594	0.612

Таблиця 4.24 – Аксіальні розподілення $k_{i,j}$ для групи III* перестановки 5-30-10-43

Наведена група	N, %	i	$k_{i,j}$			
			j = 5	j = 30	j = 10	j = 43
III*	100	1	0.548	0.619	0.610	0.626
		2	0.871	0.867	0.866	0.842
		3	0.966	0.944	0.952	0.925
		4	1.000	0.988	0.993	0.978
		5	0.999	1.000	1.000	1.000
		6	0.954	0.968	0.966	0.976
		7	0.838	0.853	0.864	0.849
		8	0.511	0.558	0.587	0.562
	80	1	0.525	0.597	0.584	0.609
		2	0.847	0.845	0.840	0.829
		3	0.951	0.933	0.936	0.920
		4	0.997	0.987	0.988	0.980
		5	1.000	1.000	1.000	1.000
		6	0.955	0.940	0.959	0.930
		7	0.840	0.807	0.858	0.761
		8	0.515	0.558	0.594	0.555

Таблиця 4.25 – Аксіальні розподілення $k_{i,j}$ для групи IV* перестановки 5-30-10-43

Наведена група	N, %	i	$k_{i,j}$			
			j = 5	j = 30	j = 10	j = 43
IV*	100	1	0.555	0.619	0.610	0.626
		2	0.873	0.867	0.866	0.843
		3	0.966	0.944	0.952	0.925
		4	1.000	0.988	0.993	0.978
		5	0.999	1.000	1.000	1.000
		6	0.955	0.968	0.966	0.975
		7	0.840	0.853	0.864	0.845
		8	0.516	0.558	0.587	0.554
	80	1	0.531	0.597	0.584	0.609
		2	0.848	0.845	0.840	0.830
		3	0.951	0.933	0.936	0.922
		4	0.996	0.987	0.988	0.981
		5	1.000	1.000	1.000	1.000
		6	0.954	0.940	0.959	0.928
		7	0.841	0.807	0.858	0.751
		8	0.522	0.558	0.594	0.546

Розраховані на основі даних табл. 4.22–4.25 значення ω ($A_0 = 55 \text{ МДж/м}^3$) для наведених груп твелів перестановки 5-30-10-43 алгоритму 2 наведені у табл. 4.26.

Таблиця 4.26 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 5-30-10-43

Група	Кількість твелів	ω , %	ω для одногрупової моделі, %
I*	108	2,154	3,342
II*	54	3,599	
III*	75	4,613	
IV*	75	5,889	

Величина деформаційного пошкодження для групи IV* перестановки 5-30-10-43 алгоритму 2 становить 5,889 %, що значно більше від значення $\omega = 3,342\%$ для усередненого щодо ТВЗ твела, тобто у разі одногрупової моделі.

Згідно з викладеною методикою, на підставі даних табл. 4.6–4.13 записані розподілення твелів по групах I* ... IV* для решти 13 перестановок ТВЗ алгоритмів 2 і 6 (Додаток А).

Значення ω ($A_0 = 55 \text{ МДж/м}^3$) для наведених груп твелів перестановки 9-11-20-1 алгоритму 2 наведені у табл. 4.27.

Значення ω ($A_0=55 \text{ МДж/м}^3$) для наведених груп твелів перестановки 3-22-54-29 алгоритму 2 наведені у табл. 4.28.

Значення ω ($A_0=55 \text{ МДж/м}^3$) для наведених груп твелів перестановки 13-19-21-42 алгоритму 2 наведені у табл. 4.29.

Значення ω ($A_0=55 \text{ МДж/м}^3$) для наведених груп твелів перестановки 2-31-18 алгоритму 2 наведені у табл. 4.30.

Таблиця 4.27 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 9-11-20-1

Група	Кількість твелів	ω , %	ω для одногрупової моделі, %
I*	6	0,797	2,624
II*	19	3,850	
III*	62	4,609	
IV*	225	7,965	

Таблиця 4.28 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 3-22-54-29

Група	Кількість твелів	ω , %	ω для одногрупової моделі, %
I*	67	4,147	3,351
II*	28	5,785	
III*	45	6,812	
IV*	172	10,8	

Таблиця 4.29 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 13-19-21-42

Група	Кількість твелів	ω , %	ω для одногрупової моделі, %
I*	8	1,397	4,822
II*	39	4,013	
III*	55	4,713	
IV*	210	7,75	

Таблиця 4.30 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 2-31-18

Група	Кількість твелів	ω , %	ω для одногрупової моделі, %
I*	102	0,737	2,198
II*	50	1,082	
III*	68	1,631	
IV*	92	2,907	

Значення ω ($A_0=55$ МДж/м³) для наведених груп твелів перестановки 55-41-12-6 алгоритму 2 наведені у табл. 4.31.

Значення ω ($A_0=55$ МДж/м³) для наведених груп твелів перестановки 4-32-68-8 алгоритму 2 наведені у табл. 4.32.

Значення ω ($A_0=55$ МДж/м³) для наведених груп твелів перестановки 55-11-18-43 алгоритму 6 наведені у табл. 4.33.

Таблиця 4.31 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 55-41-12-6

Група	Кількість твелів	ω , %	ω для одногрупової моделі, %
I*	6	0,845	3,555
II*	0	—	
III*	206	1,375	
IV*	100	2,256	

Таблиця 4.32 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 4-32-68-8

Група	Кількість твелів	ω , %	ω для одногрупової моделі, %
I*	67	0,718	2,487
II*	28	0,831	
III*	50	2,353	
IV*	167	3,956	

Таблиця 4.33 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 55-11-18-43

Група	Кількість твелів	ω , %	ω для одногрупової моделі, %
I*	6	0,749	2,851
II*	0	—	
III*	206	4,258	
IV*	100	5,401	

Значення ω ($A_0=55$ МДж/м³) для наведених груп твелів перестановки 13-32-20 алгоритму 6 наведені у табл. 4.34.

Таблиця 4.34 – Значення ω для наведених груп твेलів перестановки 13-32-20

Група	Кількість твелів	ω , %	ω для одногрупової моделі, %
I*	8	0,782	3,671
II*	39	2,042	
III*	55	2,587	
IV*	210	6,161	

Значення ω ($A_0 = 55 \text{ МДж/м}^3$) для наведених груп твелів перестановки 3-31-10-8 алгоритму б наведені у табл. 4.35.

Таблиця 4.35 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 3-31-10-8

Група	Кількість твелів	ω , %	ω для одногрупової моделі, %
I*	67	1,205	3,302
II*	28	1,766	
III*	45	2,195	
IV*	172	3,998	

Значення ω ($A_0 = 55 \text{ МДж/м}^3$) для наведених груп твелів перестановки 9-19-68-42 алгоритму б наведені у табл. 4.36.

Таблиця 4.36 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 9-19-68-42

Група	Кількість твелів	ω , %	ω для одногрупової моделі, %
I*	6	0,746	3,735
II*	19	2,527	
III*	62	3,016	
IV*	225	5,455	

Значення ω ($A_0 = 55 \text{ МДж/м}^3$) для наведених груп твелів перестановки 4-41-12-29 алгоритму б наведені у табл. 4.37.

Таблиця 4.37 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 4-41-12-29

Група	Кількість твелів	ω ($A_0=55 \text{ МДж/м}^3$), %	ω для одногрупової моделі, %
I*	67	2,042	3,518
II*	28	2,672	
III*	50	3,076	
IV*	167	5,443	

Значення ω ($A_0 = 55 \text{ МДж/м}^3$) для наведених груп твелів перестановки 2-30-21-6 алгоритму б наведені у табл. 4.38.

Таблиця 4.38 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 2-30-21-6

Група	Кількість твелів	ω ($A_0 = 55 \text{ МДж/м}^3$), %	ω для одногрупової моделі, %
I*	102	1,838	2,767
II*	50	3,288	
III*	68	4,068	
IV*	92	5,685	

Значення ω ($A_0 = 55 \text{ МДж/м}^3$) для наведених груп твелів перестановки 5-22-54-1 алгоритму б наведені у табл. 4.39.

Таблиця 4.39 – Значення ω для наведених груп твелів перестановки 5-22-54-1

Група	Кількість твелів	ω ($A_0 = 55 \text{ МДж/м}^3$), %	ω для одногрупової моделі, %
I*	108	2,437	2,251
II*	54	3,381	
III*	75	4,127	
IV*	75	5,926	

У разі одногрупових моделей розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ (без урахування неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах) значення деформаційного пошкодження оболонки в АС б для алгоритмів перестановок 2 і б знаходяться в діапазоні 2,2 ... 4,82 % і 2,25 ... 3,74 %, відповідно.

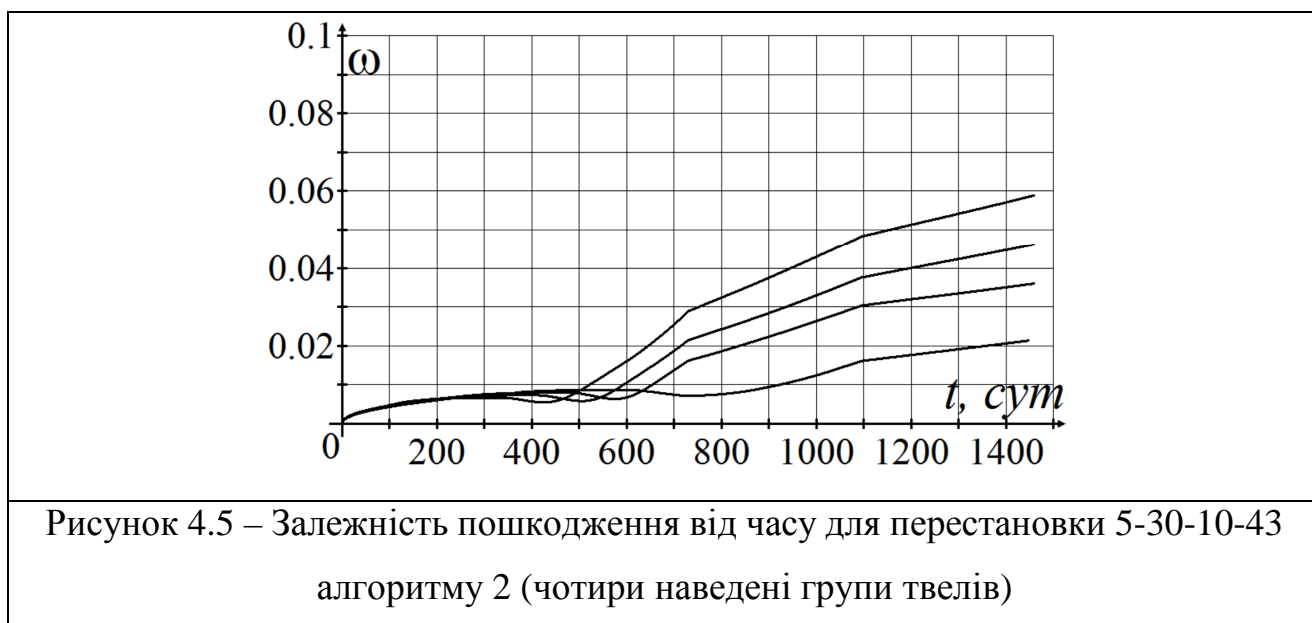
Однак при урахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ значення деформаційного пошкодження оболонки в АС б для алгоритмів перестановок 2 і б лежать в діапазоні 0,72 ... 10,8 % і 0,75 ... 6,16 %, відповідно.

Отже, відповідно до запропонованого методу урахування неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ, максимальне пошкодження оболонки твела, що досягається після чотирирічного паливного циклу, для алгоритмів 2 і б збільшилося порівняно з одногруповою моделлю у 2,2 і 1,6 рази, відповідно.

4.4 Розрахунковий аналіз закономірностей розвитку напружено-деформованого стану в оболонці твела

У результаті реалізації викладеного розрахункового алгоритму отримано залежності деформаційного пошкодження оболонки в АС 6 від часу для чотирьох наведених груп твелів алгоритмів перестановок 2 і 6 – рис. 4.5–4.18.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 5-30-10-43 алгоритму 2 представлена на рис. 4.5.



Гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$, що визначається нормативним коефіцієнтом запасу $K = 10$, для перестановки 5-30-10-43 алгоритму 2 не досягається.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 9-11-20-1 алгоритму 2 представлена на рис. 4.6.

Гранично допустима величина деформаційного пошкодження для перестановки 9-11-20-1 алгоритму 2 не досягається.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 3-22-54-29 алгоритму 2 представлена на рис. 4.7.

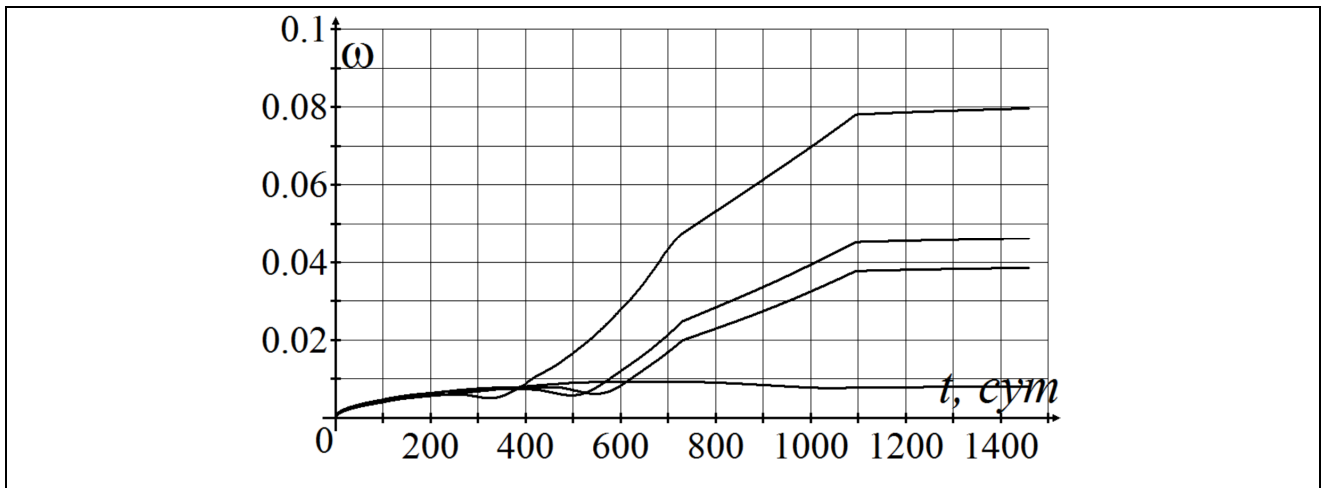


Рисунок 4.6 – Залежність пошкодження від часу для перестановки 9-11-20-1 алгоритму 2 (чотири наведені групи твелів)

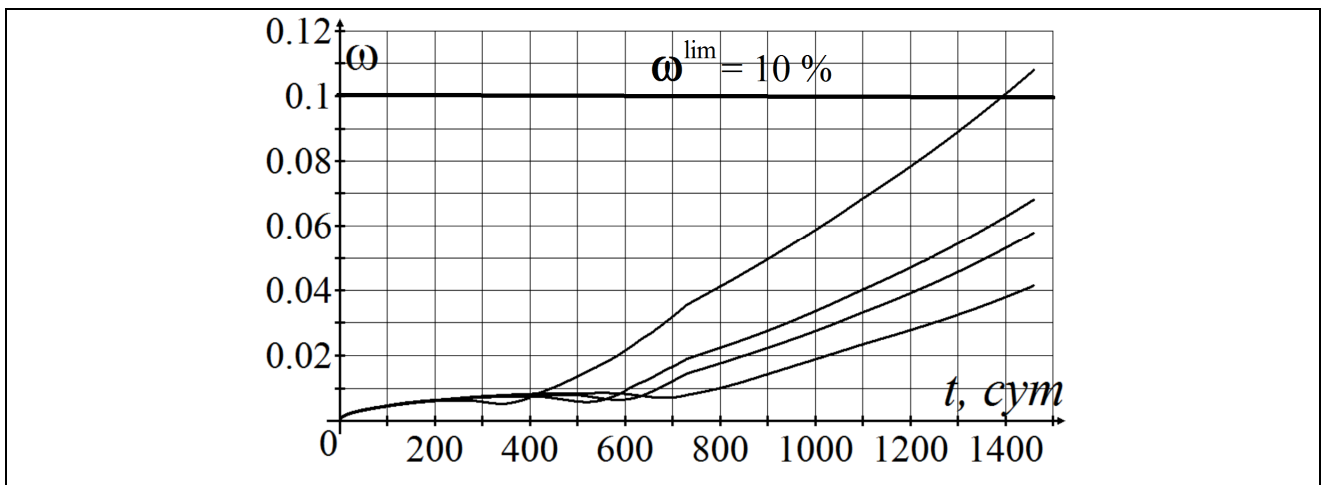


Рисунок 4.7 – Залежність пошкодження від часу для перестановки 3-22-54-29 алгоритму 2 (чотири наведені групи твелів)

Для перестановки 3-22-54-29 алгоритму 2 перевищується гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 13-19-21-42 алгоритму 2 представлена на рис. 4.8.

Гранично допустима величина деформаційного пошкодження для перестановки 13-19-21-42 алгоритму 2 не досягається.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 2-31-18 алгоритму 2 представлена на рис. 4.9.

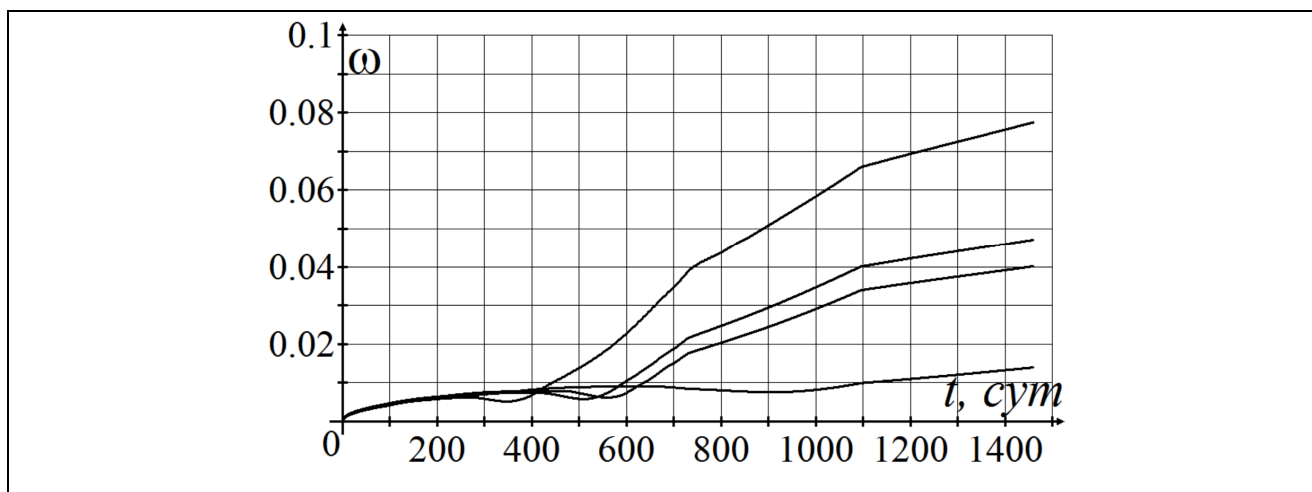


Рисунок 4.8 – Залежність пошкодження від часу для перестановки 13-19-21-42 алгоритму 2 (чотири наведені групи твелів)

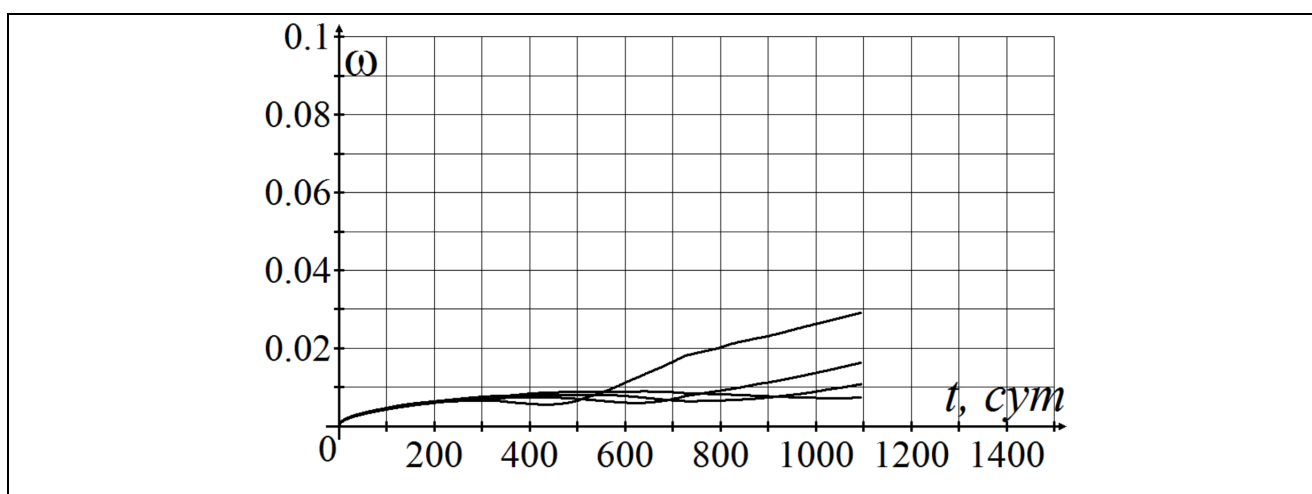


Рисунок 4.9 – Залежність пошкодження від часу для перестановки 2-31-18 алгоритму 2 (чотири наведені групи твелів)

Гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для перестановки 2-31-18 алгоритму 2 не досягається.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 55-41-12-6 алгоритму 2 представлена на рис. 4.10.

Гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для перестановки 55-41-12-6 алгоритму 2 не досягається.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 4-32-68-8 алгоритму 2 представлена на рис. 4.11.

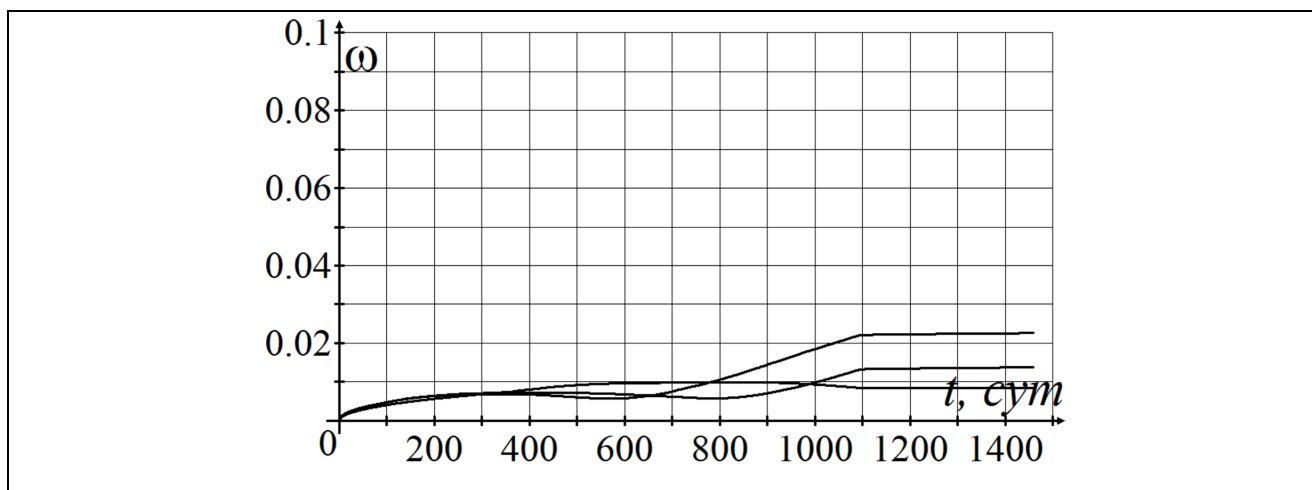


Рисунок 4.10 – Залежність пошкодження від часу для перестановки 55-41-12-6 алгоритму 2 (три наведені групи твелів)

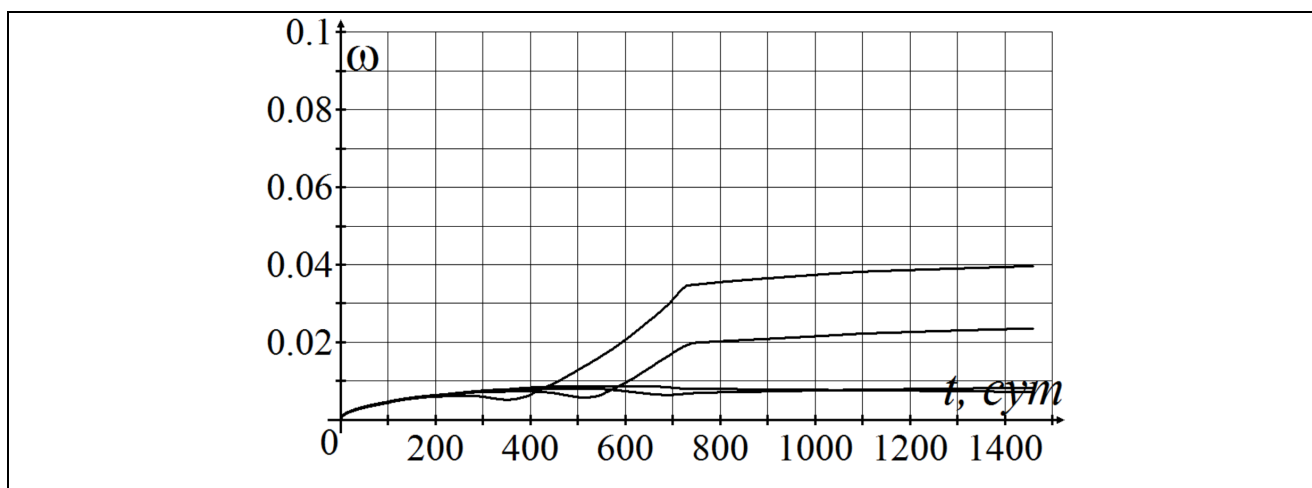


Рисунок 4.11 – Залежність пошкодження від часу для перестановки 4-32-68-8 алгоритму 2 (чотири наведені групи твелів)

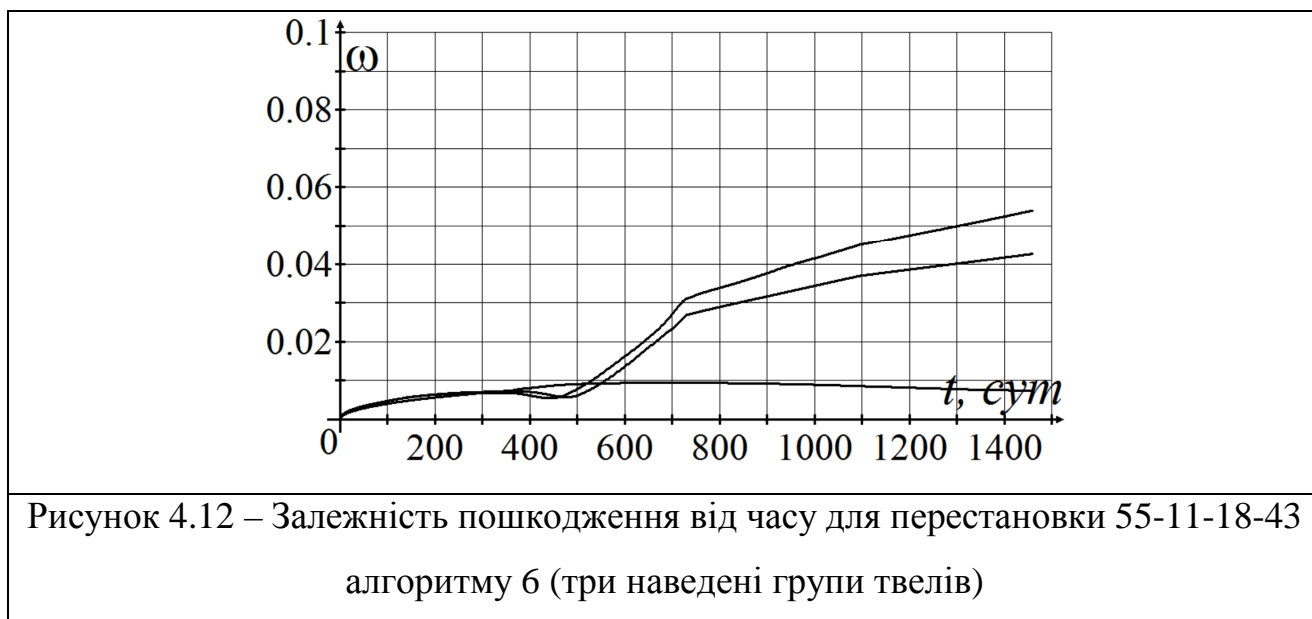
Гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для перестановки 4-32-68-8 алгоритму 2 не досягається.

Оскільки у випадку перевстановлення 3-22-54-29 у наведеній групі твелів IV* міститься 172 твела (див. табл. 4.28), а для всіх інших перестановок алгоритму 2 гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ не досягається (рис. 4.8–4.11), прогнозована кількість розгерметизованих оболонок твелів в секторі симетрії активної зони ВВЕР-1000 у разі реалізації алгоритму 2 складе 172.

Вважаючи наявність в активній зоні ВВЕР-1000 шести ідентичних секторів симетрії, загальна кількість розгерметизованих оболонок твелів в разі

реалізації алгоритму перестановок ТВЗ № 2 складе 1 032, що перевищить межу безпечної експлуатації (з дефектом типу «газова нещільність» допускається не більше ніж 1 % від загального числа твелів в активній зоні, тобто не більше ніж 508 твелів) [176].

Залежність пошкодження від часу для перестановок 55-11-18-43 алгоритму б представлена на рис. 4.12–4.18.



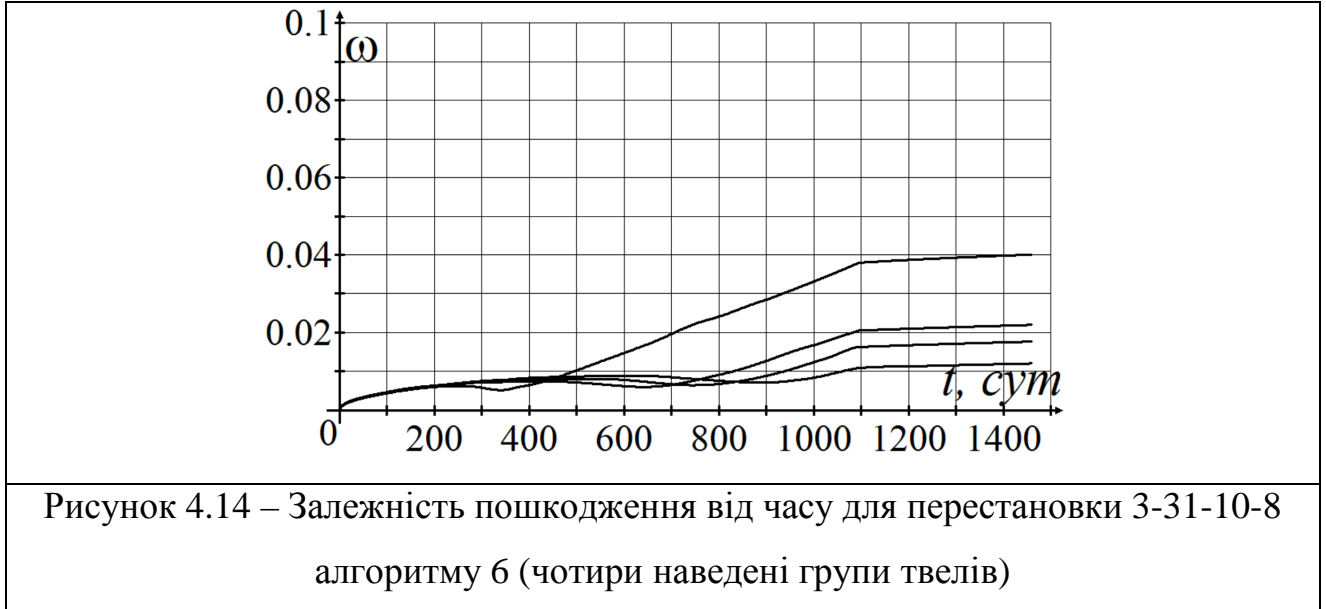
Гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для перестановки 55-11-18-43 алгоритму б не досягається.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 13-32-20 алгоритму б представлена на рис. 4.13.



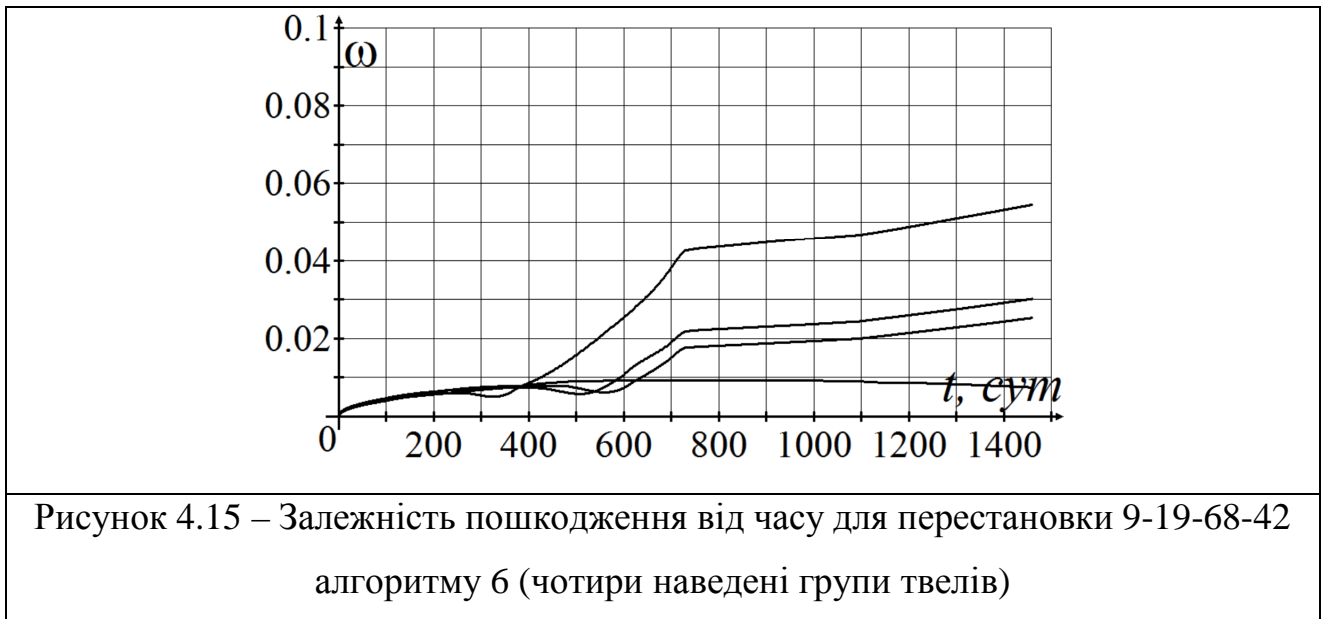
Гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для перестановки 13-32-20 алгоритму 6 не досягається.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 3-31-10-8 алгоритму 6 представлена на рис. 4.14.



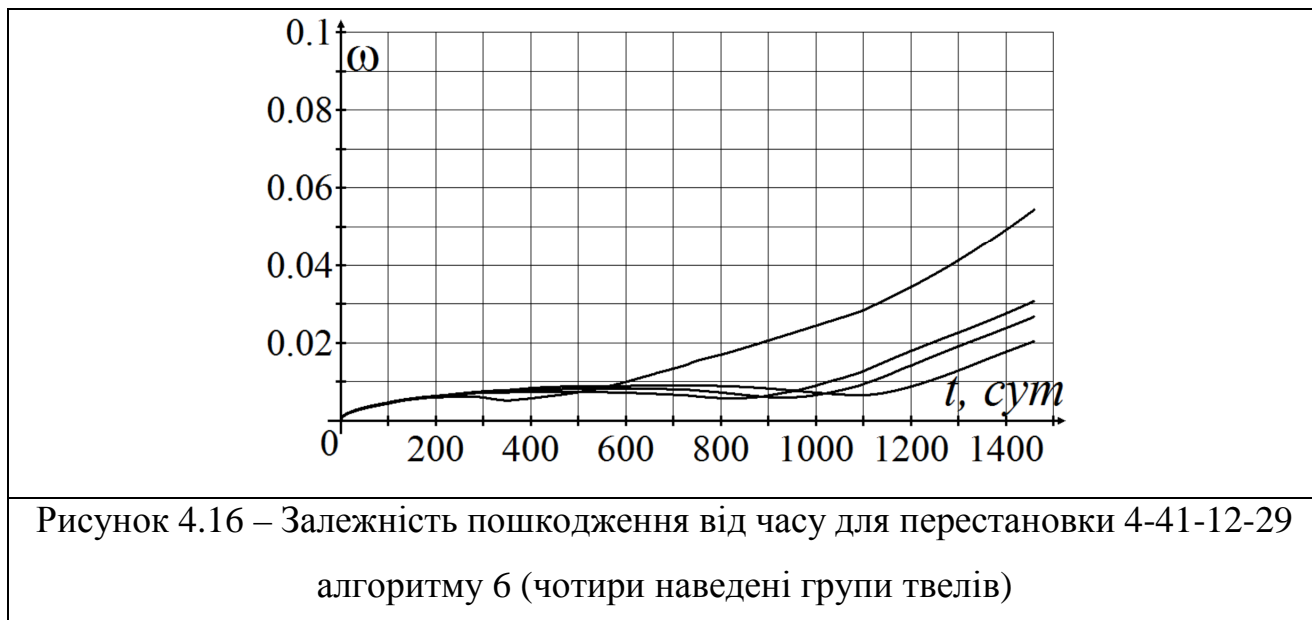
Гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для перестановки 3-31-10-8 алгоритму 6 не досягається.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 9-19-68-42 алгоритму 6 представлена на рис. 4.15.



Гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для перестановки 9-19-68-42 алгоритму б не досягається.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 4-41-12-29 алгоритму б представлена на рис. 4.16.



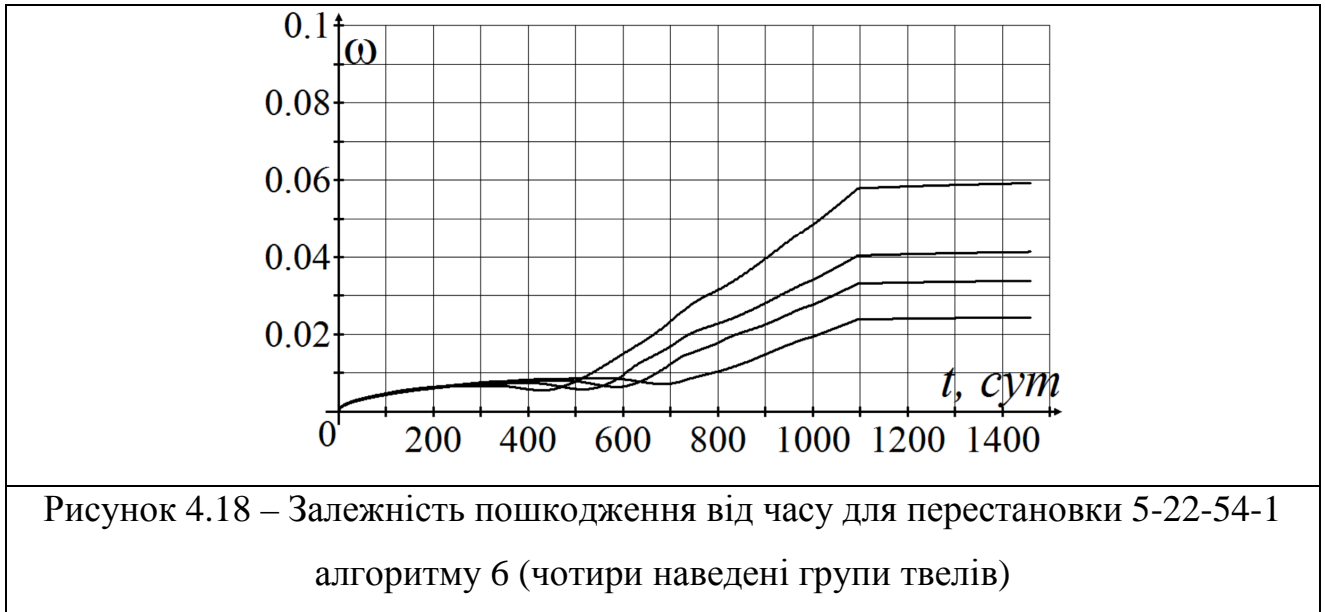
Гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для перестановки 4-41-12-29 алгоритму б не досягається.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 2-30-21-6 алгоритму б представлена на рис. 4.17.



Гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для перестановки 2-30-21-6 алгоритму 6 не досягається.

Залежність пошкодження від часу для перестановки 5-22-54-1 алгоритму 6 представлена на рис. 4.18.



Гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для перестановки 5-22-54-1 алгоритму 6 не досягається.

Оскільки ні для однієї перестановки ТВЗ алгоритму № 6 не відбувається перевищення $\omega^{\text{lim}} = 10\%$, то можна зробити висновок, що на відміну від алгоритму № 2 алгоритм № 6 є допустимим з погляду неперевищення межі безпечної експлуатації для величини деформаційного пошкодження.

Становить інтерес з'ясувати, як змінюються величини еквівалентної та тангенціальної напруг для IV* наведеної групи твелів перестановок ТВЗ з найбільшими розрахунковими значеннями пошкодження – рис. 4.19–4.24.

Залежність $\sigma_e/\sigma_0(t)$ для перестановки 9-11-20-1 наведена на рис. 4.19.

Величина $\sigma_e/\sigma_0(t)$ для IV* наведеної групи твелів перестановки 9-11-20-1 не перевищує 41 %.

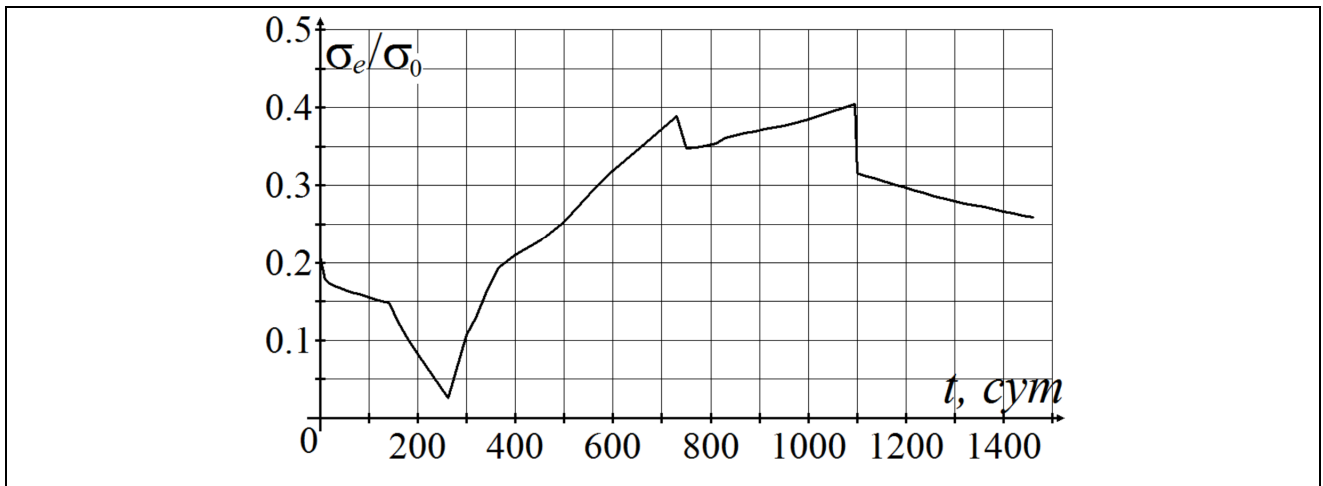


Рисунок 4.19 – Залежність $\sigma_e/\sigma_0(t)$ від часу для IV* наведеної групи твелів перестановки 9-11-20-1

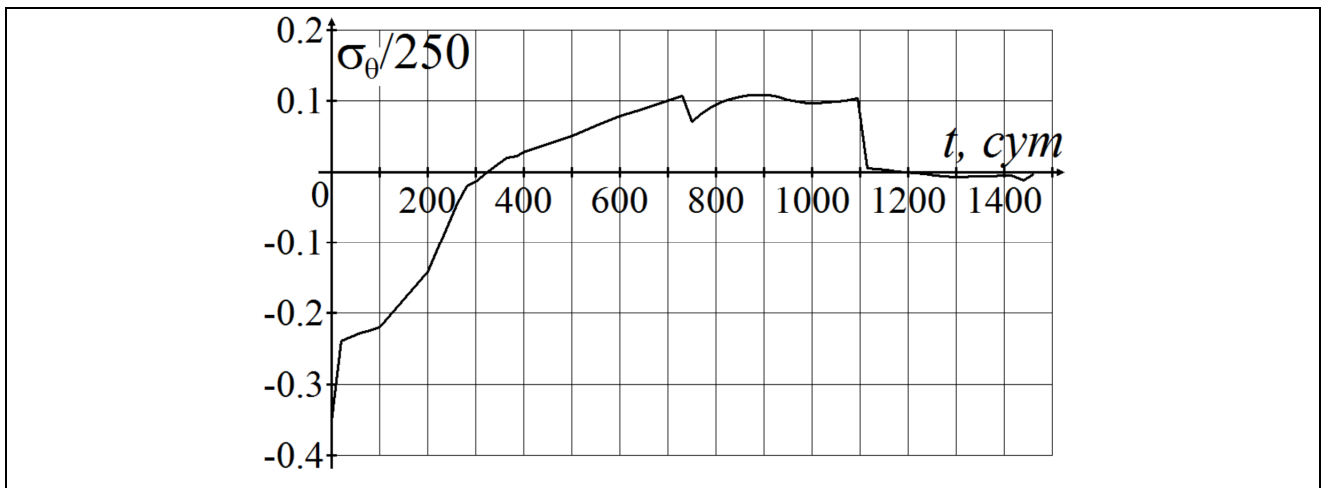


Рисунок 4.20 – Залежність $\sigma_\theta(t)/250$ МПа від часу для IV* наведеної групи твелів перестановки 9-11-20-1

Залежність $\sigma_\theta(t)/250$ МПа для перестановки 9-11-20-1 наведена на рис. 4.20.

Величина $\sigma_\theta(t)/250$ МПа для IV* наведеної групи твелів перестановки 9-11-20-1 не перевищує 11 %.

Залежність $\sigma_e/\sigma_0(t)$ для перестановки 13-19-21-42 наведена на рис. 4.21.

Величина $\sigma_e/\sigma_0(t)$ для IV* наведеної групи твелів перестановки 13-19-21-42 не перевищує 38 %.

Залежність $\sigma_\theta(t)/250$ МПа для перестановки 13-19-21-42 наведена на рис. 4.22. Величина $\sigma_\theta(t)/250$ МПа для IV* наведеної групи твелів перестановки 13-19-21-42 не перевищує 10 %.

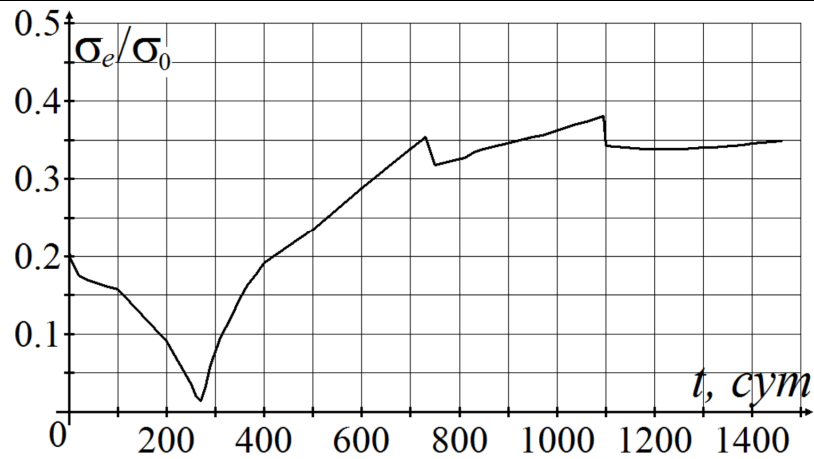


Рисунок 4.21 – Залежність $\sigma_e/\sigma_0(t)$ від часу для IV* наведеної групи твєлів перестановки 13-19-21-42

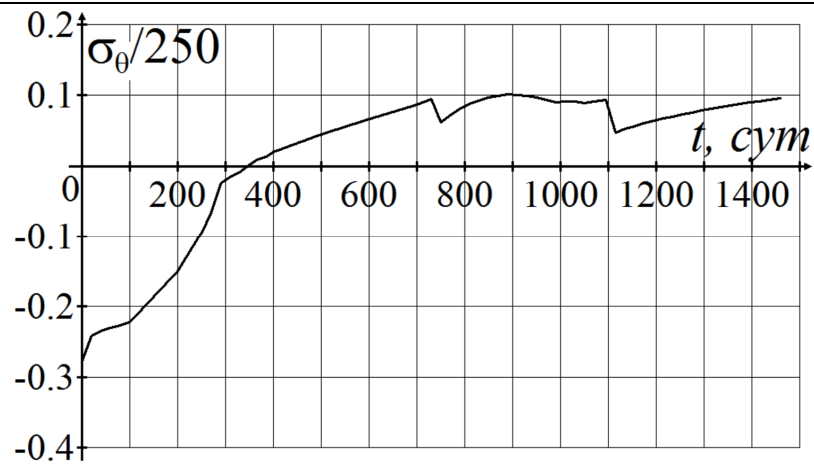


Рисунок 4.22 – Залежність $\sigma_\theta(t)/250$ МПа від часу для IV* наведеної групи твєлів перестановки 13-19-21-42

Залежність $\sigma_e/\sigma_0(t)$ для перестановки 3-22-54-29 наведена на рис. 4.23.

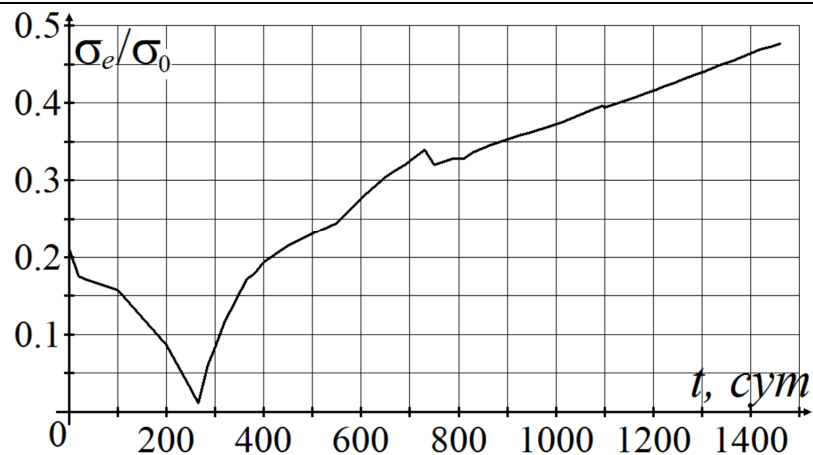
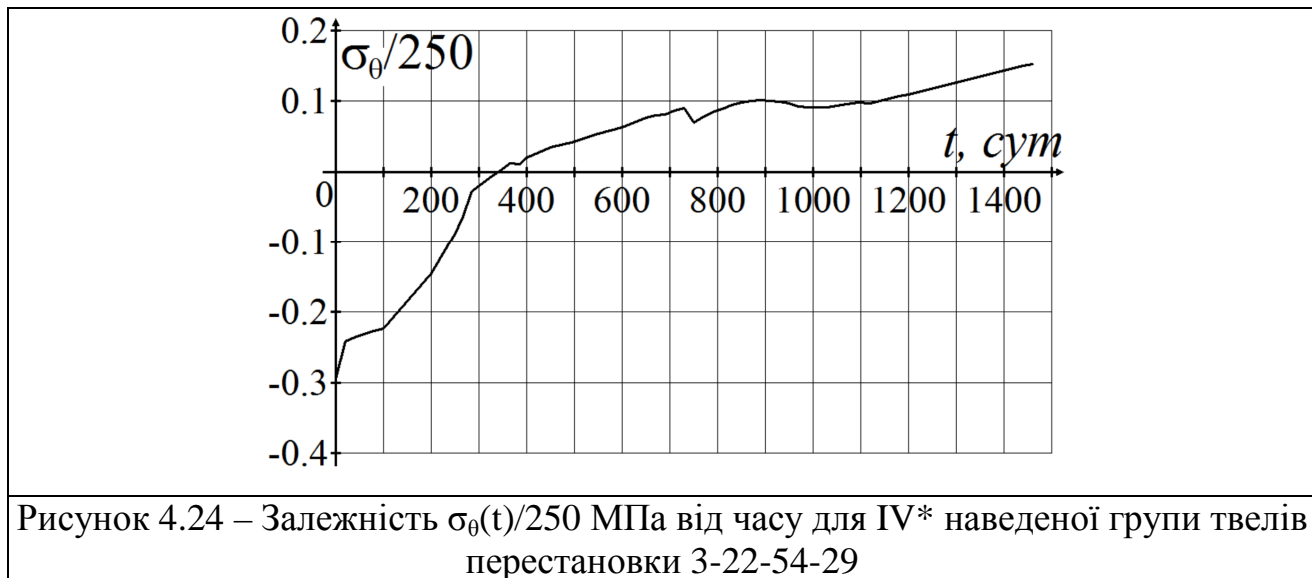


Рисунок 4.23 – Залежність $\sigma_e/\sigma_0(t)$ від часу для IV* наведеної групи твєлів перестановки 3-22-54-29

Величина $\sigma_e/\sigma_0(t)$ для твелів групи IV* перестановки 3-22-54-29 не перевищує 48 %.

Залежність $\sigma_\theta(t)/250$ МПа для перестановки 3-22-54-29 наведена на рис. 4.24.



Величина $\sigma_\theta(t)/250$ МПа для твелів групи IV* перестановки 3-22-54-29 не перевищує 15 %.

Незважаючи на те, що для твелів групи IV* перестановки 3-22-54-29 досягається перевищення $\omega^{\text{lim}} = 10\%$, перевищення гранично допустимих величин для еквівалентної напруги (100 % від межі плинності σ_0 при коефіцієнті запасу для SC2 $K = 1$) і тангенціальної напруги (83 % від 250 МПа при коефіцієнті запасу для SC1 $K = 1,2$ [177]) не спостерігається. Цей висновок суперечить широко поширеній думці (наприклад [178]), що величина деформаційного пошкодження не грає істотної обмежуючої ролі при розрахунковій оцінці граничного стану оболонки твела.

Таким чином, запропонований метод оцінки пошкодження оболонок твелів з урахуванням неоднорідності розподілу енерговиділення серед твелів ТВЗ ВВЕР-1000 полягає в наступному алгоритмі:

1. Завдання вихідних даних моделі розрахунку імовірності розгерметизації оболонок твелів, а саме: конструкційних параметрів твела, ТВЗ і АКЗ; алгоритму регулювання потужності АКЗ, схеми розміщення ОР СУЗ в

АКЗ; програми регулювання потужності РУ, включаючи програми зміни потужності РУ, положення ОР СУЗ і температури теплоносія на вході АКЗ; тривалості паливного циклу та моделі перестановок ТВЗ; розподілу шлаків в АКЗ на початок кампанії;

2. Вибір кількості умовно виділених груп і ступеня дискретизації розподілу твелів в ТВЗ за коефіцієнтом об'ємної нерівномірності енерговиділення, лежачому для кожної умовної групи в певному інтервалі.

3. Вибір ступеня дискретизації довжини твела, визначення довжини одного АС і формування розмірності матриці коефіцієнтів, де i - номер АС, j - номер комірки АКЗ, (i, j) - розрахункова комірка;

4. Вибір ПЗ і розрахунок коефіцієнтів всіх твелів в ТВЗ кожної комірки сектора симетрії АКЗ відповідно до програми регулювання потужності РУ;

5. Розбиття твелів кожної ТВЗ на умовно виділені групи I ... IV на основі величини в максимально енергонапруженому АС твела виходячи з граничних значень в кожній групі;

6. Облік неоднорідності розподілу твелів I ... IV груп по комірках АКЗ в кожній перестановці ТВЗ шляхом розрахунку складу наведених груп твелів I* ... IV* на основі консервативного принципу заповнення вакансій в кожній наведеної групі твелами з умовно виділених груп, з урахуванням частки твелів кожної з груп I ... IV при формуванні наведених груп I* ... IV*, для забезпечення незмінності кількості твелів в кожній наведеної групі I* ... IV* у всіх комірках АКЗ кожної перестановки ТВЗ та обліку найгіршого з можливих сценаріїв навантаження твелів.

7. Розрахунок по ЕВТП-методу параметра пошкодження оболонки твела ω в максимально навантаженому АС оболонки для наведених груп твелів перестановок ТВЗ заданих алгоритмів перестановок, перевірка неперевищення гранично допустимої величини параметра пошкодження.

8. У разі перевищення для будь-яких наведених груп твелів будь-яких перестановок ТВЗ в якому-небудь алгоритмі перестановок, з урахуванням кількості твелів в даних групах і наявності в АКЗ ВВЕР-1000 шести ідентичних

секторів симетрії, робиться висновок про прогнозовану кількість розгерметизованих оболонок твелів в АКЗ при реалізації даного алгоритму перестановок ТВЗ. Робиться висновок про допустимість даного алгоритму перестановок ТВЗ виходячи з нормативної межі безпечної експлуатації твелів.

Доцільно уточнити метод оцінки пошкодження оболонок з урахуванням неоднорідності розподілу енерговиділення серед твелів шляхом урахування невизначеності вхідних параметрів моделі розрахунку $\omega(\tau)$ і використання методу прогнозування надійності оболонок, що дозволяє визначати імовірність розгерметизації оболонок виходячи з наявного інтервалу розкиду значень $\omega(\tau)$.

Висновки до розділу 4

1. Для контролю імовірності розгерметизації оболонок твелів з метою розширення допустимих меж і підвищення економічності експлуатації реактора типу ВВЕР-1000 розроблено метод розрахунку імовірності розгерметизації оболонок твелів за механізмом накопичення деформаційного пошкодження залежно від послідовності сукупностей факторів, що визначають пошкодження оболонок.

2. При розгляданні усередненого щодо ТВЗ твела доведена можливість підвищення надійності оболонок твелів ВВЕР-1000 шляхом управління факторами, що визначають пошкодження оболонок. Доведено можливість визначення алгоритмів перестановок ТВЗ, що мають нульову імовірність розгерметизації оболонок твелів за механізмом накопичення деформаційного пошкодження, що сприятиме переведенню реакторів типу ВВЕР-1000 у режим експлуатації з нульовою ймовірністю відмов ядерного палива.

3. Для підвищення коректності розрахунку пошкодження оболонок твелів запропонований метод оцінки пошкодження оболонок твелів з урахуванням неоднорідності розподілу енерговиділення серед твелів ТВЗ. Без урахування неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ значення деформаційного пошкодження оболонки в максимально напруженому

аксіальному сегменті для алгоритмів перестановок ТВЗ № 2 та № 6 знаходяться у діапазоні 2,2 ... 4,82 % і 2,25 ... 3,74 %, відповідно. Однак при урахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах значення пошкодження для алгоритмів № 2 та № 6 лежать в діапазоні 0,72 ... 10,8 % і 0,75 ... 6,16 %, відповідно. Максимальне пошкодження оболонки твела, що досягається у чотирирічному паливному циклі для алгоритмів № 2 та № 6, при урахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ збільшилося порівняно з одноступовими моделями у 2,2 і 1,6 рази, відповідно.

4. При урахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ для перестановки 3-22-54-29 алгоритму перестановок ТВЗ № 2 перевищується гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$. Вважаючи наявність в активній зоні ВВЕР-1000 шести ідентичних секторів симетрії, загальна кількість розгерметизованих оболонок твелів в разі реалізації алгоритму № 2 складе 1032, що перевищить межу безпечної експлуатації.

5. Гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для жодної перестановки алгоритму перестановок ТВЗ № 6 не досягається. На відміну від алгоритму № 2 алгоритм № 6 є допустимим з точки зору неперевіщення межі безпечної експлуатації для величини деформаційного пошкодження.

6. Незважаючи на те, що при урахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах в ТВЗ для перестановки 3-22-54-29 досягається перевищення гранично допустимої величини деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$, перевищення гранично допустимих (згідно з нормативними критеріями SC1 і SC2) величин для тангенціальної та еквівалентної напруг в оболонці не спостерігається. Цей висновок, отриманий при урахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах в ТВЗ, суперечить широко поширеній думці, що величина деформаційного пошкодження не грає істотної обмежуючої ролі при розрахунковій оцінці граничного стану оболонки твела.

7. Доцільно уточнити метод оцінки пошкодження оболонок твелів з урахуванням неоднорідності розподілу енерговиділення серед твелів ТВЗ шляхом додаткового урахування невизначеності вхідних параметрів моделі розрахунку пошкодження і використання методу прогнозування надійності оболонок твелів, що дозволить визначати імовірність розгерметизації оболонок виходячи з наявного інтервалу розкиду значень пошкодження.

ВИСНОВКИ ПО РОБОТІ

Дисертаційна робота містить отримані автором науково обґрунтовані результати, які полягають у вдосконаленні методів моделювання пошкодження оболонки паливного елемента, який враховує ксенонові і термоциклічні коливання, що дозволило підвищити ефективність експлуатації ЯЕУ при виконанні вимог безпеки за рахунок визначення механізму впливу на оболонку при циклічному навантаженні.

Отримані результати дозволяють зробити такі висновки:

1. Аналіз результатів динамічного моделювання для ЯЕУ з ВВЕР-1000 показав, що багаторазова циклічна зміна навантаження в діапазоні 100...80...100 % теплової потужності установки з урахуванням накопичених статичних ушкоджень, не лімітує роботоздатності паливних елементів. Для здійснення циклічної роботи ЯЕУ термомеханічні характеристики твелів забезпечують критерії безпеки. Розрахункові дослідження врахували всі консервативні припущення з конструкційних і експлуатаційних критеріїв. Але аналіз статистичних даних показав, що на 1000 вивантажених з ЯЕУ ТВЗ 17 збірок для ВВЕР і 13,8 для PWR знаходяться в аварійному стані. При цьому для ВВЕР у 80 % і для PWR в 20 % аварій, які сталися з ТВЗ, не можуть бути пояснені причини. У доступних відкритих джерелах відсутні дані з локалізації ділянок розгерметизації оболонок в залежності від умов експлуатації ТВЗ.

2. Знайшла подальше вдосконалення імітаційна динамічна модель ЯЕУ, яка складається з багатошарової моделі реактора ВВЕР-1000 з зосередженими

параметрами, моделей парогенератора і турбогенератора. Модель циркуляційного контура представлена у вигляді ланок запізнювання теплоносія в трубопроводах від ядерного реактора до парогенератору.

Імітаційна модель реактора ВВЕР-1000 дає можливість динамічного моделювання основних технологічних параметрів реактора, таких як теплова потужність Q_i , аксіальний офсет AO , температура теплоносія на вході t_1^{BX} і на виході $t_1^{ВИХ}$ з активної зони реактора, температура твелів t_{fi} , по висоті активної зони реактора. Багатошарова модель реактора дає можливість з термомеханічної взаємодії розрахувати пошкодження оболонки твелів по висоті.

Досліджено адекватність динамічної моделі щодо аналітичної та даних, отриманих при пуску ЯЕУ за рахунок обчислення максимальної відносної похибки. Найбільша відносна похибка моделювання δ_{max}^v становить 1,5%.

3. Аналіз результатів обчислювального експерименту з моделювання циклічної зміни потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000 для різних програм регулювання $t^{cep} = const$, $p_{II} = const$, $t^{BX} = const$ показав їх на такі критерії як: пошкодження оболонки твелів і аксіальний офсет, регламентують ядерну небезпеку ЯЕУ.

Аналіз проводився на підставі методу оцінки ефективності різних програм регулювання для чотирирічних паливних компаній, які засновані на граничних показниках безпеки. Найкращі значення показала програма регулювання $t^{BX} = const$, далі $p_{II} = const$ і найгірші показники $t^{cep} = const$. Для програми регулювання $t^{BX} = const$ показники ефективності склали для першого року виграно 0,880 і 0,652 для четвертого року вигорання.

4. Запропоновано метод оцінки пошкодження оболонок твелів з урахуванням неоднорідності розподілу енерговиділення серед твелів ТВЗ. При врахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ пошкодження оболонки збільшилося в порівнянні з усередненими параметрами в 1,6...2,2.

При врахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ, виявлено алгоритм перестановок ТВЗ, де перевищується гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$. Загальна кількість розгерметизованих оболонок твелів у разі реалізації такого алгоритму складе 1032, що перевищить межу безпечної експлуатації. Гранично допустима величина деформації пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для жодної перестановки альтернативного алгоритму перестановок ТВС не досягається.

5. Для виявленого алгоритму перестановки ТВЗ в активній зоні досягається перевищення гранично допустимої величини деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$, але перевищення гранично допустимих (згідно з нормативними критеріями SC1 і SC2) величин для тангенціального і еквівалентного напружень в оболонці не спостерігається. Розрахункові дані, отримані при врахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ, суперечать даним, що величина деформаційного пошкодження не відіграє істотної обмежуючої ролі при оцінці граничного стану оболонки твела.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. Сузуки М. Моделирование поведения твэла легководного реактора в различных режимах нагружения / М. Сузуки ; автор. пер. с англ. С. Н. Пелых. – О. : Астропринт, 2010. – 248 с.
2. Оценка развития атомной энергетики Украины на долгосрочную перспективу / Н. И. Власенко, Н. П. Кухарчук, О. В. Годун [и др.] // Тр. XX межд. конф. по физике радиационных явлений и радиационному материаловедению. – Алушта : ННЦ «Харьков. физико-техн. ин-т», 10-15 сент. 2012.– С. 7–8.
3. Бронніков В. Перспективи розвитку ядерної електрогенерації в контексті завдань Енергетичної стратегії України / В. Бронніков, Л. Литвинський // Нац. безпека і оборона. – 2008. – № 3. – С. 42–45.
4. АЭС с ВВЭР : режимы, характеристики, эффективность / Р. З. Аминов, В. А. Хрусталева, А. С. Духовенский, А. И. Осадчий. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 365 с.
5. Запорожская АЭС : блоки 5,6 (расширение до 6000 МВт). Проект. – М. : Ин-т «Атомтеплоэлектропроект», 1985. – 214 с. – (Препринт / Ин-т «Атомтеплоэлектропроект» ; ТП.З. 3.7 (Т. 1).
6. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций НП-082-07 (взамен ПНАЭ Г-1-024-90, ПБЯ РУ АС-89). – М. : Федерал. служба по эколог., технолог. и атом. надзору, 2008. – 21 с.
7. Тодорцев Ю. К. Анализ методов управления мощностью энергоблока с водо-водяным реактором при маневрировании / Ю. К. Тодорцев, Т. В. Фощ, М. В. Никольский // Восточноевроп. журн. перед. технологий. – 2013. – Вып. 6 (8). – С. 3–10. – (Журн. входит до наукометр. бази Index Copernicus, CrossRef(DOI)).
8. Тодорцев Ю. К. Способ стабилизации аксиального распределения нейтронного поля при маневрировании мощностью ВВЭР-1000 / Ю. К. Тодорцев, Т. А. Цисельская, М. В. Никольский // Ядер. и радиац. безопасность. – 2013. – № 4. – С. 20–25. – (Журн. входит до наукометр. бази Scopus).

9. Фощ Т. В. Анализ влияния методов управления мощностью энергоблока с водо-водяным реактором на аксиальный офсет / Т. В. Фощ, М. В. Максимов, М. В. Никольский // Восточноевроп. журн. перед. технологий. – 2014. – Вып. 2 (8). – С. 19–27. – (Журн. входит до наукометр. бази Index Copernicus, CrossRef(DOI)).

10. Пелых С. Н. Метод прогнозирования надежности оболочек твэлов ВВЭР / С. Н. Пелых, М. В. Максимов, М. В. Никольский // Ядер. физика и энергетика. – 2014. – Т. 15. – № 1. – С. 50–58. – (Журн. входит до наукометр. бази Scopus).

11. Pelykh S. A method for minimization of cladding failure parameter accumulation probability in VVER fuel elements / S. Pelykh, M. Maksimov, M. Nikolsky // Problems of Atomic Science and Technology. Ser. [Physics of Radiation Effect and Radiation Materials Science](#). – 2014. – Iss. 4. – P. 108–116. – (Журн. входит до наукометр. бази Scopus).

12. Пелых С. Н. Метод ограничения вероятности накопления поврежденности оболочек твэлов ВВЭР / С. Н. Пелых, М. В. Никольский, С. Д. Рябчиков // Тр. Одес. политехн. ун-та. – 2014. – Вып. 2 (44). – С. 82–87. – (Журн. входит до наукометр. бази Index Copernicus, CrossRef(DOI)).

13. Никольский М. В. Аксиальный офсет как мера устойчивости легководного ядерного реактора при суточном маневре мощностью / М. В. Никольский // Автоматизація технолог. та бізнес-процесів. – О. : ОНАХТ, 2014. – Т. 6. – Кн. 4. – С. 65–72. – (Журн. входит до наукометр. бази Index Copernicus, CrossRef(DOI), РИНЦ).

14. Никольский М. В. Аксиальный офсет как мера устойчивости легководного ядерного реактора при маневрировании мощностью / М. В. Никольский // Тр. Одес. политехн. ун-та. – 2015. – Вып. 1 (45). – С. 58–65. – (Журн. входит до наукометр. бази Index Copernicus, CrossRef(DOI))

15. Никольский М. В. Усовершенствованная автоматизированная система регулирования мощности энергоблока для эксплуатации ЯЭУ в маневренных режимах / М. В. Никольский, Т. А. Цисельская // Сб. науч. тр. междунар. науч.-

практ. конф. «Инновационное развитие отраслевой автоматизации, информационных и энергосберегающих технологий–2013. Современное состояние, проблематика и перспективы», Москва, 2013 г. – ФГАОУ ВПО «Национальный исследовательский технологический университет «МИСиС», институт ИТАСУ, кафедра автоматизации. – С. 3.22–3.25.

16. Пелых С. Н. Метод минимизации вероятности накопления поврежденности оболочек твэлов ВВЭР-1000 с учетом неравномерности энерговыделения в ТВЗ / С. Н. Пелых, М. В. Максимов, М. В. Никольский, С. Д. Рябчиков // Тез. докл. XXII ежегод. науч. конф. Ин-та ядер. исследований НАН Украины, 26-30 янв. 2015 г. – К. : Ин-т ядер. исследований НАН Украины, 2015. – С. 106.

17. Цисельская Т. А. Анализ устойчивости энергоблока с ВВЭР-1000 при маневрировании мощностью в различных режимах эксплуатации. / Т. А. Цисельская, М. В. Никольский // Матеріали 22-й міжнар. конф. з автомат. управління «Автоматика-2015», Одеса, 10-11 верес. 2015 р. – С. 287–288.

18. Тодорцев Ю. К. Оценка массы теплоносителя в реакторной установке при полной потере подпитки / Ю. К. Тодорцев, Е. А. Кокол, М. В. Никольский. – Технологический аудит и резервы производства. – № 1 (14). – Т. 6. – 2013. – С. 26–29.

19. Качество электроэнергии в распределительных сетях, дополнительные потери в них и средства восстановления качества энергии [Электронный ресурс]. – Режим доступа : <http://www.nettech.com.ua/article3.php>.

20. Электроэнергетика : Обзор отрасли. – М. : РБК, 2003. – 42 с.

21. Ковецкий В. М. Оценка маневренных возможностей электрогенерирующих установок для обеспечения качества электроэнергии / В. М. Ковецкий, М. М. Ковецкая // Проблемы загал. енергетики. – 2007. – № 16. – С. 47–53.

22. Фотин Л. П. О конкурентоспособности энергии АЭС, поставляемой на рынок // Сб. тр. 2-й межд. науч.-техн. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». – Ч. 2. Стенд. докл. – М., 2001. – С. 309.

23. Норми якості електричної енергії в системах електропостачання загального призначення : ДСТУ 13109-97. – [Дієє в с 1997-01-01]. – К. : Госпостребстандарт України, 1997. – 181 с. – (Нац. стандарти України).

24. Иванов В. А. Эксплуатация АЭС / В. А. Иванов. – СПб. : Энергоатомиздат, 1994. – 384 с.

25. Дементьев Б. А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов / Б. А. Дементьев. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 272 с.

26. Овчинников Ф. Я. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов / Ф. Я. Овчинников, В. В. Семенов. – М. : Энергоатомиздат, 1988. – 359 с.

27. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов / Г. Г. Бартоломей, Г. А. Бать, В. Д. Байбаков, М. С. Алхутов. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 512 с.

28. Опыт эксплуатации и внедрения топлива ВВЭР нового поколения. Обеспечение работоспособности ядерного топлива в маневренных режимах : укр.-рос. науч.-практ. семинар / В. В. Новиков, А. В. Медведев, С. М. Богатырь [и др.]. – Хмельницкий : ХАЭС, 2005. – 22 с.

29. Филимонов П. Е. Исследование и развитие методов управления мощностью и распределением энерговыделения реактора ВВЭР-1000 / П. Е. Филимонов, С. П. Аверьянова // Сб. тр. 2-й междунар. науч.-техн. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». – Ч. 1. – М. : РНЦ «Курчатов. ин-т», 2001. – С. 271–276.

30. Вопросы теории и методы проектирования энергетических систем / В. В. Болотов, И. М. Артюгина, Г. Е. Бурцева, П. П. Долгов. – Л. : Наука, 1970. – 274 с.

31. Ядерная энергия во Франции. Официальный сайт Всемирной ядерной ассоциации [Электронный ресурс]. – Режим доступа : <http://www.world-nuclear.org/info/inf40.html>.

32. Троянов В. М. Ядерное топливо для реакторов ВВЭР. Современное состояние и перспективы // Сб. тез. 6-й междунар. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск : ОКБ «Гидропресс», 2009. – С. 22.

33. Программа работ по обоснованию и внедрению в эксплуатацию режима суточного маневрирования мощностью в диапазоне 100-75-100 % Nэл на энергоблоках ВВЭР-1000 АЭС Украины. – ГП НАЭК «Энергоатом», 2008.

34. Обоснование безопасной эксплуатации ТВЗА в 4-годичном топливном цикле с существующей компоновкой ОР СУЗ по группам, включая переходные топливные загрузки с серийными ТВЗ и ТВЗА : отчет ОКБМ по анализу безопасной эксплуатации ТВЗА № 9558/03.

35. Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review Second Edition с OECD. – 2012. – NEA No. 7072. – Nuclear energy agency organisation for economic co-operation and development. – P. 83.

36. Никулина А. В. Взаимосвязь легирующего состава циркониевых Nb-содержащих сплавов с коррозией и механическими свойствами / А. В. Никулина, В. Ф. Коньков, В. Н. Шишов // Сб. докл. 7-й Рос. конф. по реактор. материаловедению. – Димитровград : НИИ атом. реакторов, 2003. – 328 с.

37. Максимов М. В. Метод оценки времени эксплуатации оболочки твэла в режиме переменных нагрузок / М. В. Максимов, С. Н. Пелых // Ядер. и радиац. безопасность. – 2008. – № 3. – С. 3–6.

38. Кудинов В. В. Конкуренентоспособность различных электрогенерирующих технологий / В. В. Кудинов // Атом. техника за рубежом. – 2005. – № 11. – С. 7–24.

39. Enin A. Improvement of WWER-1000 FA design and the basic results of operation / A. Enin, D. Pluzhnikov, Y. Bezborodov // Proc. 7-th int. conf. on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Albena, 2007. – BAS, INRNI, Sofia, Bulgaria, 2007. – CD-ROM, paper 2.4. – Улучшения характеристик топлива ВВЭР-1000 и основные результаты работы.

40. International atomic energy agency, CANDU fuel post-irradiation examination in China, IAEA Workshop on Experience Exchange on CANDU Fuel Defect Investigation, TQNPP, Haiyan, 2006. – CD-ROM. – Пострадиационное тестирование топлива КАНДУ в КНР.

41. Xincai X. Fuel failure and reconstitute in Qinshan nuclear power plant / X. Xincai // Proc. Rod Instrumentation and In-pile Measurement Techniques, IAEA TM, Halden, 2007. – Топливные аварии, восстановление после них на АЭС Циньхан.

42. Tsibulya V. Analysis of results of the WWER-440 fuel assemblies operation at different NPPs and the WWER-440 assembly design modernization related aspects / V. Tsibulya [et al.] // ELECNUC 2007 Les centrales Nucléaires dans le monde, Status on 2006-12-31, CEA Edition, www.cea.fr/content/download/4667/27759/file/Elecnu2007.pdf. – P. 99–103. Анализ результатов работы ТВЗ ВВЭР-440 на разных АЭС и аспекты модернизации конструкции ТВЗ ВВЭР-440.

43. Nemes I. Some specific features of NPP Paks fuel utilization / I. Nemes, I. Pos, S. Pati-szabo // Proc. Int. Top. Mtg on Water Reactor Fuel Performance, Kyoto, 2005, CD-ROM, paper 1118, JAES, 2005. – P. 421–430. Некоторые особые характеристики применения топлива на АЭС.

44. Khawaja G. Q. Fuel management experience at KANUPP / G. Q. Khawaja [et al.] // Proc. IAEA Techn. Mtg on Pressurized Heavy Water Reactor (PHWR) Fuel Modelling, Nub, NPCIL, Mumbai, 2006, IAEA. – Опыт управления топливом на KANUPP.

45. Mecir V. Temelin NPP fuel experience / V. Mecir // Proc. 7-th int. conf. on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Albena, 2007, BAS, INRNI, Sofia, Bulgaria, 2007. CD-ROM, paper 1.12. – Опыт работы с топливом : АЭС Темелин.

46. Yang R. Fuel R & D to improve fuel reliability / R. Yang, B. Cheng, J. Deshon [et al.] // J. Nucl. Sci. Technol. – vol. 43 part 9, 2006. – P. 951–959. – Исследование и разработка топлива для улучшения качества ЯТ.

47. Edsinger K. Zero by 2010 : EPRI's fuel reliability program / K. Edsinger // 2007 LWR Fuel Performance Mtg, Top Fuel, San-Francisco, CA, 2007. – Достичь нуля к 2010 : программа надежности топлива EPRI.

48. Sohn D.-S. Status and Development: Plan in Korea / D.-S. Sohn // Opening Plenary, *ibid.* Статус и развитие – планирование в Корее.

49. Yang R. Current challenges and expectations of high performance fuel for the millennium / R. Yang, O. Ozer, H. S. Rosenbaum // Proc. Int. Top. Mtg on LWR Fuel Performance, Park City, 2000, ANS, 2001. – P. 756–765. Высококачественное топливо рубежа тысячелетий : последние тенденции и ожидания.

50. Keys T. A. Fuel corrosion failures in the Brown Ferry nuclear plant / T. A. Keys, J. F. Lemons, C. Ottenfeld, J. Schadt // Proc. Int. Top. Mtg on LWR Fuel Performance, Orlando, 2004, Paper 1036, ANS. – P. 229–236. – Топливные аварии, вызванные коррозией, на АЭС Браун Ферри.

51. Terasvita R. Recent experience on operating WWER-440 fuel in Loviisa NPP, pool-side inspections and planned research programmes / R. Terasvita, M. Pihlatie // Proc. 5-th int. conf. on WWER Fuel-Performance, Modelling and Experimental Support, Albena, Bulgaria, 2003, BAS, INRNI, Sofia, 2004. – P. 91–95. – Последний опыт эксплуатации топлива ВВЭР-440 на АЭС Ловииса, бассейновые испытания и планирование исследовательской программы.

52. Kasmar M. Fuel reliability of Bohunice NPP / M. Kasmar, J. Vena, I. Smiesko // Proc. IAEA Tech. Mtg on Fuel Failure in Water Reactors: Causes and Mitigation, Bratislava, 2002, IAEA-TECDOC-1345, IAEA, Vienna, 2003. – P. 257–264. – Надежность топлива на АЭС Богунице.

53. Анализ результатов экспериментального опробования усовершенствованных алгоритмов управления полем энерговыделения реактора в режиме единичных маневров мощностью на блоке № 2 Хмельницкой АЭС : отчет, инв. № 32/1-11-305 от 25.07.05. – ФГУ РНЦ «Курчатов. ин-т», 2005.

54. Термомеханический расчет деформации ансамбля ТВЗ в активной зоне ВВЭР-1000 при работе 2-го блока Хмельницкой АЭС в маневренном режиме при подгрузке в активную зону ТВЗА : науч.-техн. отчет, инв. № 60-24/208-2006.

55. Методика определения эксплуатационных ограничений на распределение мощности в активных зонах ВВЭР-1000 при переходе на кассеты альтернативной конструкции, 320-Пр-533. – ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2003.

56. Проведение расчетного моделирования по программе ИР и БИПР-7А работы реактора в суточном графике в течение 3-6 топливных загрузок для обоснования опытно-промышленной эксплуатации, подготовка и передача исходных данных для анализа термомеханического поведения активной зоны, работоспособности топлива и обоснования безопасности эксплуатации блока в режиме суточного маневрирования мощностью : техн. справка, инв. № 32/1-75-206 от 26.06.06. – ФГУ РНЦ «Курчатов. ин-т», 2006.

57. Ошибка оператора при подавлении ксеноновых колебаний (суточное маневрирование энергоблока) : отчет о НИР. Расчетный анализ, инв. № 32/1-19-406 от 24.10.06. – ФГУ РНЦ «Курчатов. ин-т», 2006.

58. Программный комплекс ТИГР-1. Расчет нестационарных процессов в ЯЭУ с реакторами типа ВВЭР. Описание математических моделей : отчет РНЦ «Курчатов. ин-т» и ОКБ машиностроения, инв. № 8880/00, 2003.

59. Fuel Safety Criteria in NEA Member Countries : Nuclear Energy Agency Report NEA/CSNI/R(2003)10, March 2003.

60. Watanabe S. The Lift-Off Experiment IFA-610.10 with BWR Fuel Rod, In-Pile Data Evaluation / S. Watanabe // OECD Halden Reactor Project Report HWR-919, March 2010.

61. Geelhood K. J. PNNL Stress/Strain correlation for Zircaloy / K. J. Geelhood [et al.] // Pacific Northwest National Laboratory Report PNNL-17700. – Richland, Washington, 2008.

62. Lyons M. F. UO₂ Fuel Rod Operation with Gross Central Melting / M. F. Lyons [et al.] // General Electric report GEAP-4264, October 1963.

63. Sepold L. Severe Fuel Damage Experiments with Advanced Cladding Materials to be Performed in the QUENCH Facility (QUENCH-ACM) / L. Sepold, M. Grose, M. Steinbruck, J. Stuckert // Proceedings of the 16-th int. conf. on Nuclear Engineering (ICONE-16), Orlando, Florida, 11–15 May 2008, Paper ICONE16-48074, ASME, New York, NY, ISBN 0-7918-3820-X.

64. Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-coolant Accident (LOCA) Conditions : State-of-the-art Report, Nuclear Energy Agency Report 6846, 2009.

65. Analysis of Differences in Fuel Safety Criteria for WWER and Western PWR Nuclear Power Plants, International Atomic Energy Agency TECDOC Series Report IAEA-TECDOC-1381, 2003.

66. Участие ТЭС в регулировании частоты и активной мощности в ОЭС Украины [Электронный ресурс]. – Режим доступа : <http://www.er.gov.ua/doc.php?p=1318>.

67. Алексеев Е. Е. Разработка методов расчета работоспособности твэлов ВВЭР в вероятностной и детерминистической постановке: автореф. дис. на соискание учен. степени канд. техн. наук : спец. 05.14.03 «Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации» / Е. Е. Алексеев. – М., 2008. – 31 с.

68. Бибилашвили Ю. К. Приемочные критерии, используемые при лицензировании твэлов типа ВВЭР // Сб. докл. 7-й Рос. конф. по реактор. материаловедению. – Димитровград : НИИ атом. реакторов, 2003. – 328 с.

69. Семишкин В. П. Нормативные требования к прочности и надежности элементов РУ ВВЭР и вопросы безопасности / В. П. Семишкин, С. Б. Рыжов, В. А. Мохов, В. А. Пиминов // Сб. тез. 6-й межд. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск : ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2009. – С. 119.

70. Анализ ресурса основного оборудования реакторной установки с учетом суточного регулирования мощности в третью кампанию, № 320-Пр-725. – ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2006.
71. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок ПНАЭ Г-7-002-86. – М. : Энергоатомиздат, 1989.
72. Небоян В. Т. Методы расчета устойчивости систем управления нейтронным полем реактора / В. Т. Небоян, П. Т. Потапенко // Атом. техника за рубежом. – 1977. – № 12. – С. 10–16.
73. Филимонов П. Е. Управление энергораспределением ВВЭР с помощью офсет-офсетной диаграммы // Атом. энергия. – 1992. – Т. 73. – № 3. – С. 175–179.
74. Коренной А. А. Устойчивость поля нейтронов при переходных процессах в активной зоне реактора ВВЭР-1000 : дис. ... канд. техн. наук : 05.14.14 / А. А. Коренной. – К., 2003. – 144 с.
75. Филимонов П. Е. Поддержание равновесного офсета — эффективный способ подавления ксеноновых колебаний в ВВЭР-1000 / П. Е. Филимонов, С. П. Аверьянова // Атом. энергия. – 2001. – Т. 90. – № 3. – С. 184–186.
76. Аверьянова С. П. Внедрение усовершенствованных алгоритмов управления энерговыделением активной зоны ВВЭР-1000 на ХАЭС / С. П. Аверьянова, Ю. М. Семченков, П. Е. Филимонов // Атом. энергия. – 2005. – Т. 98. – № 6. – С. 414–421.
77. Демченко В. А. Автоматизация и моделирование технологических процессов АЭС и ТЭС / В. А. Демченко. – О. : Астропринт, 2001. – 308 с.
78. Типовой технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000 (В-320): ТРВ-1000-3. – М. : 1988. – 350 с.
79. Иванов В. А. Эксплуатация АЭС / В. А. Иванов. – СПб. : Энергоатомиздат, 1994. – 379 с.
80. Кириллов П. Н. Теплообмен в ядерных энергетических установках / П. Н. Кириллов, Г. П. Богословский. – М. : Энергоатомиздат, 2000. – 347 с.

81. Владимиров В. С. Уравнения математической физики / В. С. Владимиров. – М. : Наука, 1988. – 512 с.
82. Бартоломей Г. Г. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: учеб. пособие / Г. Г. Бартоломей, Г. А. Бать, М. С. Алхутов. – М. : Энергоиздат, 1989. – 512 с.
83. Соболев С. Л. Уравнения математической физики : учеб. пособие / С. Л. Соболев. – М. : Наука, 1992. – 431 с.
84. Верхивкер Г. П. Основы расчета и конструирования ядерных энергетических реакторов / Г. П. Верхивкер, В. П. Кравченко. – О. : ТЕС, 2008. – 409 с.
85. Владимиров В. И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов / В. И. Владимиров. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 303 с.
86. Максимов М. В. Модель реактора ВВЭР-1000 как объекта управления : моногр. / М. В. Максимов, К. В. Беглов, Т. А. Цисельская // Современ. технологии управления. – О. : Изд-во Куприенко С. В., 2012. – С. 108–122.
87. Михеев М. А. Основы теплопередачи / М. А. Михеев, И. М. Михеева // – М. : Энергия, 1977. – 343 с.
88. Петухов Б. С. Теплообмен в ядерных энергетических установках / Б. С. Петухов, Л. Г. Генин, С. А. Ковалев. – М. : Атомиздат, 1974. – 408 с.
89. Максимов М. В. Модель реактора ВВЭР-1000 как объекта управления / М. В. Максимов, К. В. Беглов, Т. А. Цисельская // Достижения современной науки : материалы междунар. науч. симпозиума, 20-27 февр. 2012 г. – О., 2012. – С. 108–122.
90. Ганчев Б. Г. Ядерные энергетические установки / Б. Г. Ганчев, Л. Л. Калишевский, Р. С. Демешев. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 346 с.
91. Бартоломей Г. Г. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов : учеб. пособие / Г. Г. Бартоломей, Г. А. Бать, М. С. Алхутов. – М. : Энергоиздат, 1989. – 512 с.
92. Саркисов А. А. Физика переходных процессов в ядерных реакторах / А. А. Саркисов, В. Н. Пучков. – М. : Энергоатомиздат, 1983. – 232 с.

93. Владимиров В. С. Уравнения математической физики / В. С. Владимиров. – М. : Наука, 1988. – 512 с.
94. Спассков В. П. Расчетное обоснование теплогидравлических характеристик реактора и РУ ВВЭР / В. П. Спассков, Ю. Г. Драгунов, С. Б. Рыжов. – М. : ИКЦ Академкнига, 2004. – 340 с.
95. Maksimov M. A model of a power unit with VVER-1000 as an object of power control / M. Maksimov, K. Beglov, T. Tsiselskaya // Тр. Одес. политехн. ун-та. – О., 2012. – Вып. 1 (38). – С. 99–105.
96. Крамберов А. Я. Инженерные расчеты ядерных реакторов / А. Я. Крамберов, Я. В. Шевелев. – М. : Энергоатомиздат, 1984. – 736 с.
97. Иванов В. А. Регулирование энергоблоков / В. А. Иванов. – Л. : Машиностроение, Ленингр. отд-ние, 1982. – 311 с.
98. Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов : пер. с англ. / Д. Хетрик. – М. : Атомиздат, 1975. – 400 с.
99. Широков С. В. Физика ядерных реакторов : учеб. пособие / С. В. Широков. – К. : ИСМО, 1998. – 288 с.
100. Широков С. В. Ядерные энергетические реакторы : учеб. пособие / С. В. Широков. – К. : НТУУ «КПИ», 1997. – 279 с.
101. Владимиров В. И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов / В. И. Владимиров. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 303 с.
102. Галанин А. Д. Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах / А. Д. Галанин. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 536 с.
103. Ганев И. Х. Физика и расчет реактора / И. Х. Ганев. – 2-е изд., перераб. и доп. – М. : Энергоатомиздат, 1981. – 368 с.
104. Кипин Дж. Физические основы кинетики ядерных реакторов : пер. с англ. / Дж. Кипин. – М. : Энергоатомиздат, 1984. – 428 с.
105. Григорьев В. А. Тепловые и атомные электрические станции / В. А. Григорьев, В. М. Зорин. – М. : Энергоатомиздат, 1989. – 608 с.
106. Иващенко Н. Н. Автоматическое регулирование / Н. Н. Иващенко. – М. : Машиностроение, 1978. – 736 с.

107. Иванов В. А. Автоматизация энергетических установок ТЭС и АЭС : учеб. пособие / В. А. Иванов, Ю. В. Ожиганов. – Л. : СЗПИ, 1986. – 64 с.
108. Кипин Дж. Физические основы кинетики ядерных реакторов : пер. с англ. / Дж. Кипин. – М. : Энергоатомиздат, 1984. – 428 с.
109. Клемин А. И. Теплогидравлический расчет и теплотехническая надежность ядерных реакторов / А. И. Клемин, Л. Н. Полянин, М. М. Стригулин. – М. : Атомиздат, 1980. – 261 с.
110. Бронштейн И. Н. Справочник по математике / И. Н. Бронштейн, К. А. Семендяев. – М. : ГИТТЛ, 1957. – 608 с
111. Christiansen J. Algorithm 77. Solving a system of simultaneous ordinary differential equations of the first order using a method for automatic step change. / J. Christiansen // The Computer J. – 1973. – Vol. 16. – № 2. – P. 187–188.
112. Дементьев Б. А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов / Б. А. Дементьев. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 272 с.
113. Иванов В. А. Автоматизация энергетических установок ТЭС и АЭС: учеб. пособие / В. А. Иванов, Ю. В. Ожиганов. – Л. : СЗПИ, 1986. – 64 с.
114. Сангинова О. В. Использование гидродинамических моделей для расчета концентрации борной кислоты в ядерных реакторах типа ВВЭР-1000 / О. В. Сангинова // Математические методы в технике и технологиях (ММТТ-14) : тез. докл. 14-й междунар. науч. конф. – Т. 6. – Секция 10. – Смоленск: Смолен. фил. Москов. энергет. ин-та. – 2001. – С. 64–65.
115. Цисельская Т. А. Анализ возможности использования борного регулирования для управления мощностью реактора ВВЭР-1000 / Т. А. Цисельская, О. Б. Максимова // Сб. науч. тр. Севастопол. нац. ун-та ядер. энергии и промышленности. – 2012. – Вып. 4 (44). – С. 33–40.
116. Цисельская Т. А. Математическая модель реактора с ВВЭР-1000 как объекта с распределенными параметрами / Т. А. Цисельская, М. В. Максимов, К. В. Беглов // Тез. 19-й Міжнарод. конф. з автомат. управління «Автоматика-2012», Київ, 26–28 верес. 2012 р. – К., 2012. – С. 287–288.

117. Цисельская Т. А. Математическая модель энергоблока ВВЭР-1000 / Т. А. Цисельская, М. В. Максимов, К. В. Беглов // Развитие научных исследований – 2011 : тез. доп. 7-ї міжнар. наук.-практ. конф., Полтава, 28–30 нояб. 2011 р. – Полтава, 2011. – С. 47–51.

118. Шальман М. П. Контроль и управление на атомных электростанциях / М. П. Шальман, В. И. Плутинский. – М. : Энергия, 1979. – 272 с.

119. Растринин Л. А. Введение в идентификацию объектов управления / Л. А. Растринин, Н. Е. Маджаров. – М. : Энергия, 1977. – 216 с.

120. Семишкин В. П. Расчетно-экспериментальные методы обоснования поведения твэлов и ТВЗ ВВЭР в аварийных режимах с большой течью из первого контура РУ : автореф. дис. на соискание учен. степени д-ра техн. наук : спец. 05.14.03 «Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации» / В.П. Семишкин. – М., 2007. – 48 с.

121. Пелых С.Н. Теоретические и технологические основы безопасной эксплуатации твэлов легководного реактора автореф. дис. на соискание учен. степени д-ра техн. наук: спец. 05.14.14 «Тепловые и ядерные энергоустановки» / С. Н. Пелых. – М., 2013. – 40 с.

122. Suzuki M. Light water reactor fuel analysis code FEMAXI – V (Ver. 1). – Tokai: Japan atomic energy research institute, 2000. – 285 p.

123. Lassmann K. TRANSURANUS: a fuel rod analysis code ready for use in simulators and plant analyzer / K. Lassmann, J. Miettinen, H. Holmstroem // Proceedings of the CSNI specialist meeting on simulators and plant analyzers. – Lappeenranta (Finland), 1992. – P. 185 – 204.

124. Крайнов Ю. А. Некоторые нейтронно-физические характеристики серийного реактора ВВЭР-1000 при маневрировании мощностью / Ю. А. Крайнов, С. А. Астахов – М. : 1987. – 44 с. (Препр./ ИАЭ ; №4475/4).

125. Колесов В. Ф. Динамика ядерных реакторов / В. Ф. Колесов, П. А. Леппик, С. П. Павлов. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 518 с.

126. Кириллов И. И. Регулирование паровых и газовых турбин / И. И. Кириллов, В. А. Иванов. – Л. : Машиностроение, 1966. – 271 с.

127. Кириллов И. И. Паровые турбины и паротурбинные установки / И. И. Кириллов, В. А. Иванов, А. И. Кириллов. – Л. : Машиностроение, 1978. – 276 с.
128. Рассохин Н. Г. Парогенераторные установки атомных электростанций / Н. Г. Рассохин – М. : Энергоатомиздат, 1987. – 306 с.
129. Александров А. А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. / А. А. Александров, Б. А. Григорьев // М. : Изд. МЭИ, 1999. – 168 с.
130. Ривкин С. Л., Александров А. А. Термодинамические свойства воды и водяного пара / С. Л. Ривкин, А. А. Александров. – М. : Энергоатомиздат, 1984. – 79 с.
131. Лукасевич Б. И. Парогенераторы реакторных установок ВВЭР для атомных электростанций / Б. И. Лукасевич, Н. Б. Трунов, Ю. Г. Драгунов, С. Е. Давиденко. – М. : ИКЦ Академкнига, 2004. – 391 с.
132. Трунов Н. Б., Логвинов С. А., Драгунов Ю. Г. Гидродинамические и теплохимические процессы в парогенераторах АЭС с ВВЭР / Н. Б. Трунов, С. А. Логвинов, Ю. Г. Драгунов. – М. : Энергоатомиздат, 2001. – 316 с.
133. Воронов А. А. Введение в динамику сложных управляемых систем / А. А. Воронов. – М. : Наука, 1985. – 352 с.
134. Титов В. Ф. Парогенераторы атомных электростанций / В. Ф. Титов, Н. Г. Рассохин, В. Г. Федоров – М. : Энергоатомиздат, 1992. – 347 с.
135. Трояновский Б. М. Паровые и газовые турбины атомных электростанций / Б. М. Трояновский, Г. А. Филиппов, А. Е. Булкин : учеб. пособ. для вузов. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 256 с.
136. Айвазян С. А. Прикладная статистика: основы моделирования и первичная обработка данных. / С. А. Айвазян, И. С. Енюков, Л. Д. Мешалкин // М. : Финансы и статистика, 1983. – 471 с.
137. Павлыш О. Н. Экспериментальные динамические характеристики моноблока 1000 МВт с реактором ВВЭР-1000 / О. Н. Павлыш, И. П. Гарбузов, Реуков Ю. Н. // Электр. станции. – 1986. – №1. – С. 8 – 10.

138. Цисельская Т. О. Удосконалення автоматизованої системи керування потужністю енергоблока АЕС для експлуатації у маневрених режимах добового циклу : автореф. дис. на здобуття вчен. ступеня канд. техн. наук : спец. 05.14.07 «Автоматизація процесів керування» / Т. О. Цисельская. – М., 2012. – 20 с.

139. Баскаков В. Е. Компромиссно-комбинированный метод регулирования мощности РУ С ВВЭР-1000 (В-320) в переменном режиме нагружения : автореф. дис. на соискание учен. степени канд. техн. наук : спец. 05.14.14 «Тепловые и ядерные энергоустановки» / В. Е. Баскаков. – М., 2010. – 20 с.

140. Григорьев В. А. Тепловые и атомные электрические станции / В. А. Григорьев, В. М. Зорин. – М. : Энергоатомиздат, 1989. – 608 с.

141. Трояновский Б. М. Паровые и газовые турбины атомных электростанций : учеб. пособ. для вузов / Б. М. Трояновский, Г. А. Филиппов, А. Е. Булкин. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 256 с.

142. Иванов В. А. Эксплуатация АЭС / В. А. Иванов. – СПб. : Энергоатомиздат, 1994. – 379 с.

143. Пелых С. Н. Теоретические и технологические основы безопасной эксплуатации твэлов легководного реактора : автореф. дис. на соискание учен. степени д-ра техн. наук : спец. 05.14.14 «Тепловые и ядерные энергоустановки» / С. Н. Пелых. – М., 2013. – 40 с.

144. Дуэль М. А. Автоматизированные системы управления энергоблоками с использованием средств вычислительной техники / М. А. Дуэль. – М. : Энергоиздат, 1983. – 207 с.

145. Ротач В. Я. Расчет динамики промышленных автоматических систем регулирования / В. Я. Ротач. – М. : Энергия, 1973. – 440 с.

146. Красовский А. А. Основы автоматики и технической кибернетики / А. А. Красовский, Г. С. Поспелов. – М. : Госэнергоиздат, 1962. – 698 с.

147. Крутов В. И. Основы теории автоматического регулирования / В. И. Крутов, Ф. М. Данилов, П. К. Кузьмик; под ред. В. И. Крутова. – М. : Машиностроение, 1984. – 368 с.

148. Плетнев Г. П. Автоматическое регулирование и защита теплоэнергетических установок электрических станций / Г. П. Плетнев. – Изд. 2-е. – М. : Энергия, 1976. – 424 с.

149. Шальман М. П. Контроль и управление на атомных электростанциях / М. П. Шальман, В. И. Плютинский. – М. : Энергия, 1979. – 272 с.

150. Плютинский В. И. Автоматическое управление и защита теплоэнергетических установок АЭС / В. И. Плютинский, В. И. Погорелов. – М. : Энергоатомиздат, 1983. – 295 с.

151. Стернинсон Л. Д. Переходные процессы при регулировании частоты и мощности в энергосистемах / Л. Д. Стернинсон. – М. : Энергия, 1975. – 216 с.

152. Цисельская Т. А. Исследование АКЗ ВВЭР-1000 при разных программах регулирования энергоблоком / Т. А. Цисельская // Автоматика-2011 : тез. докл. 18-й Междунар. конф. по автомат. управлению. – Л. : «Львов. политехника», 2011. – С. 237–239.

153. Цисельская Т. А. Синтез усовершенствованного алгоритма управления технологическим оборудованием / Т. А. Цисельская, О. Б. Максимова // Информационные технологии и автоматизация – 2012 : сб. докл. Всеукр. науч.-практ. конф., Одесса, 10 – 11 окт. 2012 г., ОНАПТ. – О., 2012. – С. 70–71.

154. Цисельская Т. А. Усовершенствованная АСР энергоблоком реактора / О. Б. Максимова, Т. А. Цисельская // Тез. доп. 10-ї міжнар. наук.-практ. конф. з атом. енергетики, Севастополь, 2–7 жовт. 2012 р. – Севастополь, 2002. – С. 33–40.

155. Максимов М. В. Способ управления ядерным энергетическим реактором ВВЭР-1000/ М. В. Максимов, С. Н. Пелых, К. В. Беглов, Т. А. Цисельская // Инф. технологии и автоматизация – 2011 : тез. докл. Всеукр. науч.-практ. конф., ОНАПТ, Одесса, 12-14 окт. 2011. – С. 35–36.

156. Пелых С. Н. Комплексный критерий эффективности алгоритма маневрирования мощностью РУ с ВВЭР-1000 в переменном режиме / С. Н.

Пелых, В. Е. Баскаков, Т. А. Цисельская // Тр. Одес. политехн. ун-та. – О., 2009. – Вып. 2. – С. 53–58.

157. Беляев Г. Б. Технические средства автоматизации в теплоэнергетике / Г. Б. Беляев, В. Ф. Кузицин, Н. И. Смирнов. – М. : Энергоиздат, 1982. – 320 с.

158. Бронштейн И. Н. Справочник по математике / И. Н. Бронштейн, К. А. Семендяев. – М. : ГИТТЛ, 1957. – 608 с.

159. Пелых С. Н. Метод ограничения вероятности накопления поврежденности оболочек твэлов ВВЭР / С. Н. Пелых, М. В. Никольский, С. Д. Рябчиков // Тр. Одес. политехн. ун-та. – 2014. – Вып. 2 (44). – С. 82–87. – (Журн. входит в НМБД Index Copernicus, CrossRef(DOI)).

160. Белл Д. Теория ядерных реакторов / Д. Белл, С. Глесстон. – М., 1974. – 489 с.

161. Букринский А. М. Аварийные переходные процессы на АЭС с ВВЭР / А. М. Букринский. – М. : Энергоиздат, 1982. – 142 с.

162. Максимов М. В. Метод оценки времени эксплуатации оболочки твэла в режиме переменных нагрузок / М. В. Максимов, С. Н. Пелых // Ядер. и радиац. безопасность. – 2008. – Вып. 3. – С. 3–6.

163. Pelykh S. A method for minimization of cladding failure parameter accumulation probability in VVER fuel elements / S. Pelykh, M. Maksimov, M. Nikolsky // Problems of Atomic Science and Technology. Ser. [Physics of Radiation Effect and Radiation Materials Science](#). – 2014. – Iss. 4. – P. 108–116. (Журн. входит до НМБД Scopus).

164. Instrumentation and control systems important to safety in nuclear power plants. NS-G-1.3 : safety guide. – Vienna, Austria: IAEA, 2002. – 99 p.

165. Пелых С. Н. Основы управления свойствами твэлов ВВЭР : моногр. / С. Н. Пелых. – Palmarium Academic Publishing, ISBN 978 – 3 – 659 – 98783 – 0, 2013. – 169 с.

166. Александров Є. Є. Теорія автоматичного управління / Є. Є. Александров, О. П. Голуб, Ю. Т. Костенко. – Х. : ХДПУ, 1999. – Т. 1. – 150 с.

167. Шмелев В. Д. Активные зоны ВВЭР для атомных электростанций / В. Д. Шмелев, Ю. Г. Драгунов, В. П. Денисов. – М. : Академкнига, 2004. – 220 с.

168. Pelykh S. Grounds of VVER-1000 fuel cladding life control / S. Pelykh, M. Maksimov, V. Baskakov // *Annals of Nuclear Energy*. – 2013. – Iss. 58. – P. 188–197.

169. Пелых С. Н. Метод управления перестановками ТВЗ с учетом поврежденности оболочек твэлов и глубины выгорания топлива / С. Н. Пелых, М. В. Максимов // *Вопр. атом. науки и техники*. – 2013. – Вып. 5 (87). – С. 84–90. – (Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»).

170. Pelykh S. A method for VVER-1000 fuel rearrangement optimization taking into account both fuel cladding durability and burnup / S. Pelykh, M. Maksimov, G. Parks // *Nuclear Engineering and Design*. – 2013. – Vol. 257. – № 4. – P. 53–60.

171. Pelykh S. Cladding rupture life control methods for a power-cycling WWER-1000 nuclear unit / S. Pelykh, M. Maksimov // *Nuclear Engineering and Design*. – 2011. – Vol. 241. – № 8. – P. 2956–2963.

172. Филимонов П. Е. Программа «Имитатор реактора» для моделирования маневренных режимов работы ВВЭР-1000 / П. Е. Филимонов, В. В. Мамичев, С. П. Аверьянова // *Атом. энергия*. – 1998. – Т. 84. – № 6. – С. 560–563.

173. Пелых С. Н. Основы управления свойствами твэлов ВВЭР / С. Н. Пелых. – Saarbrücken : Palmarium Academic Publishing, 2013. – 160 с.

174. MATLAB Version 7.10.0. – Natick. Massachusetts : The MathWorks Inc., 2010. – 512 с.

175. Воробьев Р. Ю. Альбомы нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора энергоблока № 5 ЗАЭС, кампании 20-23 / Р. Ю. Воробьев. – Энергодар: Запорож. АЭС, 2008–2011. – 323 с.

176. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций НП-082-07 (взамен ПНАЭ Г-1-024-90, ПБЯ РУ АС-89). – М. : Федеральная служба по эколог., технолог. и атом. надзору, 2008. – 21 с.

177. Алексеев Е. Е. Разработка методов расчета работоспособности твэлов ВВЭР в вероятностной и детерминистической постановке : автореф. дис. на соискание учен. степени канд. техн. наук : спец. 05.14.03 «Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации» / Е. Е. Алексеев. – М., 2008. – 31 с.

178. Обеспечение работоспособности ядерного топлива в маневренных режимах / В. В. Новиков, А. В. Медведев, С. М. Богатырь [и др.] // «Опыт эксплуатации и внедрения топлива ВВЭР нового поколения» : укр.-рос. науч.-практ. семинар. – Хмельницкий : ХАЭС, 2005. – 22 с.

Додаток А

Перестановка 9-11-20-1 алгоритму 2:

Таблиця А1

Група	Комірка 9	Комірка 11	Комірка 20	Комірка 1
I	6	0	0	312
II	19	0	5	0
III	62	6	286	0
IV	225	306	21	0

Використовуючи принцип консервативності оцінки, на підставі даних табл. 13 запишемо послідовності розподілу числа твелів по групах 1 ... 4 в ТВЗ, поміщених послідовно в комірки 9, 11, 20 і 1 протягом 1, 2, 3 і 4 років паливного циклу, відповідно.

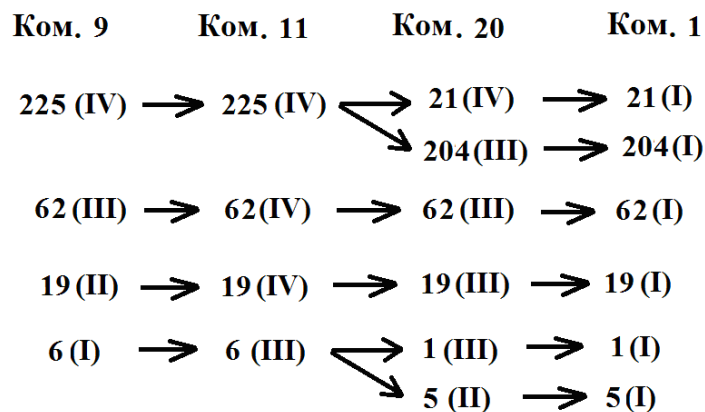


Рис. 12

9-11-20-1 алгоритму 2

Таблиця А2

Група	Комірка 9	Комірка 11	Комірка 20	Комірка 1
I*	$n_9^{I*} = 6;$ $k_{v,i,9}^{I*} = k_{v,i,9}^I$	$n_{11}^{I*} = 6;$ $k_{v,i,11}^{I*} = k_{v,i,11}^{III}$	$n_{20}^{I*} = 6;$ $k_{v,i,20}^{I*} = \frac{k_{v,i,20}^{II} \cdot 5 + k_{v,i,20}^{III}}{6}$	$n_1^{I*} = 6;$ $k_{v,i,1}^{I*} = k_{v,i,1}^I$
II*	$n_9^{II*} = 19;$ $k_{v,i,9}^{II*} = k_{v,i,9}^{II}$	$n_{11}^{II*} = 19;$ $k_{v,i,11}^{II*} = k_{v,i,11}^{IV}$	$n_{20}^{II*} = 19;$ $k_{v,i,20}^{II*} = k_{v,i,20}^{III}$	$n_1^{II*} = 19;$ $k_{v,i,1}^{II*} = k_{v,i,1}^I$

III*	$n_9^{III*} = 62;$ $k_{v,i,9}^{III*} = k_{v,i,9}^{III}$	$n_{11}^{III*} = 62;$ $k_{v,i,11}^{III*} = k_{v,i,11}^{IV}$	$n_{20}^{III*} = 62;$ $k_{v,i,20}^{III*} = k_{v,i,20}^{III}$	$n_1^{III*} = 62;$ $k_{v,i,1}^{III*} = k_{v,i,1}^I$
IV*	$n_9^{IV*} = 225;$ $k_{v,i,9}^{IV*} = k_{v,i,9}^{IV}$	$n_{11}^{IV*} = 225;$ $k_{v,i,11}^{IV*} = k_{v,i,11}^{IV}$	$n_{20}^{IV*} = 225;$ $k_{v,i,20}^{IV*} = \frac{k_{v,i,20}^{IV} \cdot 21 + k_{v,i,20}^{III} \cdot 204}{225}$	$n_1^{IV*} = 225;$ $k_{v,i,1}^{IV*} = k_{v,i,1}^I$

Перестановка 2- група 1- рік 1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 78.52$ та 64.16 Вт/см, відповідно.

0.547 0.856 0.951 0.991 1.000 0.961 0.854 0.534

0.527 0.832 0.937 0.988 1.000 0.958 0.851 0.538

Перестановка 2- група 1- рік 2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 222.6$ та 180.4 Вт/см, відповідно.

0.527 0.879 0.966 1.000 0.999 0.952 0.827 0.453

0.510 0.851 0.948 0.994 1.000 0.947 0.823 0.463

Перестановка 2- група 1- рік 3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 196.6$ та 158.8 Вт/см, відповідно.

0.621 0.862 0.944 0.988 1.000 0.968 0.852 0.572

0.599 0.839 0.930 0.986 1.000 0.939 0.798 0.569

Перестановка 2- група 1- рік 4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 71.11$ та 57.83 Вт/см, відповідно.

0.581 0.841 0.941 0.988 1.000 0.972 0.874 0.609

0.562 0.821 0.928 0.984 1.000 0.967 0.874 0.613

Перестановка 2- група 2- рік 1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 191.1$ та 152.9 Вт/см, відповідно.

0.564 0.869 0.961 0.998 1.000 0.959 0.849 0.539

0.542 0.842 0.943 0.992 1.000 0.959 0.853 0.550

Перестановка 2- група 2- рік 2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 266.1$ та 218.5 Вт/см, відповідно.

0.597 0.879 0.963 0.998 1.000 0.958 0.845 0.545

0.571 0.852 0.946 0.993 1.000 0.951 0.838 0.552

Перестановка 2- група 2- рік 3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 217.9$ та 176.9 Вт/см, відповідно.

0.626 0.861 0.944 0.988 1.000 0.968 0.855 0.587

0.604 0.839 0.930 0.985 1.000 0.942 0.813 0.590

Перестановка 2- група 2- рік 4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 71.11$ та 57.83 Вт/см, відповідно.

0.581 0.841 0.941 0.988 1.000 0.972 0.874 0.609

0.562 0.821 0.928 0.984 1.000 0.967 0.874 0.613

2-3-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 218.0$ та 175.9 Вт/см, відповідно.

0.568 0.873 0.964 1.000 1.000 0.958 0.848 0.536

0.543 0.847 0.947 0.994 1.000 0.957 0.850 0.543

2-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 266.1$ та 218.5 Вт/см, відповідно.

0.597 0.879 0.963 0.998 1.000 0.958 0.845 0.545

0.571 0.852 0.946 0.993 1.000 0.951 0.838 0.552

2-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 217.9$ та 176.9 Вт/см, відповідно.

0.626 0.861 0.944 0.988 1.000 0.968 0.855 0.587

0.604 0.839 0.930 0.985 1.000 0.942 0.813 0.590

2-3-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 71.11$ та 57.83 Вт/см, відповідно.

0.581 0.841 0.941 0.988 1.000 0.972 0.874 0.609

0.562 0.821 0.928 0.984 1.000 0.967 0.874 0.613

2-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 276.3$ та 225.7 Вт/см, відповідно.

0.574 0.879 0.967 1.000 0.999 0.955 0.843 0.476

0.550 0.852 0.950 0.995 1.000 0.954 0.845 0.539

3-22-54-29 алгоритму 2

Таблиця А4

$j = 3$	$j = 22$	$j = 54$	$j = 29$
Група I*, $n^{I*} = 67$			
$k_{v,i,3}^I$	$\frac{k_{v,i,22}^{III} \cdot 16 + k_{v,i,22}^{IV} \cdot 51}{67}$	$\frac{k_{v,i,54}^{II} \cdot 6 + k_{v,i,54}^{III} \cdot 61}{67}$	$\frac{k_{v,i,29}^{II} \cdot 7 + k_{v,i,29}^{III} \cdot 60}{67}$
Група II*, $n^{II*} = 28$			
$k_{v,i,3}^{II}$	$k_{v,i,22}^{IV}$	$k_{v,i,54}^{III}$	$k_{v,i,29}^{III}$
Група III*, $n^{III*} = 45$			
$k_{v,i,3}^{III}$	$k_{v,i,22}^{IV}$	$k_{v,i,54}^{III}$	$k_{v,i,29}^{III}$
Група IV*, $n^{IV*} = 172$			
$k_{v,i,3}^{IV}$	$k_{v,i,22}^{IV}$	$\frac{k_{v,i,54}^{IV} \cdot 48 + k_{v,i,54}^{III} \cdot 124}{172}$	$\frac{k_{v,i,29}^{IV} \cdot 29 + k_{v,i,29}^{III} \cdot 143}{172}$

3-1-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 131.4$ та 104.9 Вт/см, відповідно.

0.531 0.869 0.966 1.000 0.998 0.953 0.833 0.492

0.509 0.844 0.952 0.970 1.000 0.953 0.835 0.499

3-1-2

Для $N = 100$ та 80%: $q_{l,j,max} = 248.7$ та 200.3 Вт/см, відповідно.

0.605 0.870 0.953 0.993 1.000 0.965 0.859 0.566

0.577 0.845 0.938 0.990 1.000 0.954 0.845 0.563

3-1-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 221.4$ та 177.0 Вт/см, відповідно.

0.598 0.855 0.935 0.983 1.000 0.972 0.877 0.584

0.581 0.841 0.930 0.985 1.000 0.953 0.847 0.580

3-1-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 216.4$ та 174.7 Вт/см, відповідно.

0.628 0.861 0.940 0.986 1.000 0.971 0.875 0.609

0.607 0.840 0.927 0.984 1.000 0.955 0.856 0.612

3-2-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 185.5$ та 146.4 Вт/см, відповідно.

0.539 0.875 0.969 1.000 0.996 0.949 0.827 0.491

0.517 0.850 0.956 0.998 1.000 0.951 0.833 0.499

3-2-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 255.3$ та 207.9 Вт/см, відповідно.

0.608 0.870 0.952 0.993 1.000 0.964 0.858 0.568

0.583 0.845 0.937 0.989 1.000 0.953 0.846 0.573

3-2-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 224.6$ та 179.6 Вт/см, відповідно.

0.603 0.854 0.935 0.983 1.000 0.973 0.878 0.592

0.586 0.840 0.929 0.985 1.000 0.953 0.849 0.587

3-2-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 218.9$ та 177.1 Вт/см, відповідно.

0.629 0.862 0.940 0.986 1.000 0.971 0.875 0.609

0.608 0.840 0.928 0.984 1.000 0.956 0.857 0.613

3-3-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 220.9$ та 175.6 Вт/см, відповідно.

0.544 0.876 0.970 1.000 0.995 0.947 0.827 0.494

0.521 0.853 0.957 0.999 1.000 0.951 0.832 0.501

3-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 255.3$ та 207.9 Вт/см, відповідно.

0.608 0.870 0.952 0.993 1.000 0.964 0.858 0.568

0.583 0.845 0.937 0.989 1.000 0.953 0.846 0.573

3-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 224.6$ та 179.6 Вт/см, відповідно.

0.603 0.854 0.935 0.983 1.000 0.973 0.878 0.592

0.586 0.840 0.929 0.985 1.000 0.953 0.849 0.587

3-3-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 218.9$ та 177.1 Вт/см, відповідно.

0.629 0.862 0.940 0.986 1.000 0.971 0.875 0.609

0.608 0.840 0.928 0.984 1.000 0.956 0.857 0.613

3-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 270.4$ та 219.9 Вт/см, відповідно.

0.556 0.879 0.970 1.000 0.996 0.967 0.829 0.503

0.533 0.854 0.956 0.998 1.000 0.950 0.833 0.512

3-4-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 255.3$ та 207.9 Вт/см, відповідно.

0.608 0.870 0.952 0.993 1.000 0.964 0.858 0.568

0.583 0.845 0.937 0.989 1.000 0.953 0.846 0.573

3-4-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 228.8$ та 182.9 Вт/см, відповідно.

0.603 0.854 0.934 0.983 1.000 0.973 0.877 0.590

0.586 0.840 0.929 0.985 1.000 0.952 0.849 0.586

3-4-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 223.1$ та 180.4 Вт/см, відповідно.

0.627 0.862 0.941 0.987 1.000 0.970 0.874 0.606

0.605 0.840 0.929 0.984 1.000 0.956 0.856 0.610

Перестановка 13-19-21-42 алгоритму 2:

Таблиця А5

Група	Комірка 13	Комірка 19	Комірка 21	Комірка 42
I	8	0	0	218
II	39	0	5	94
III	55	6	288	0
IV	210	306	19	0

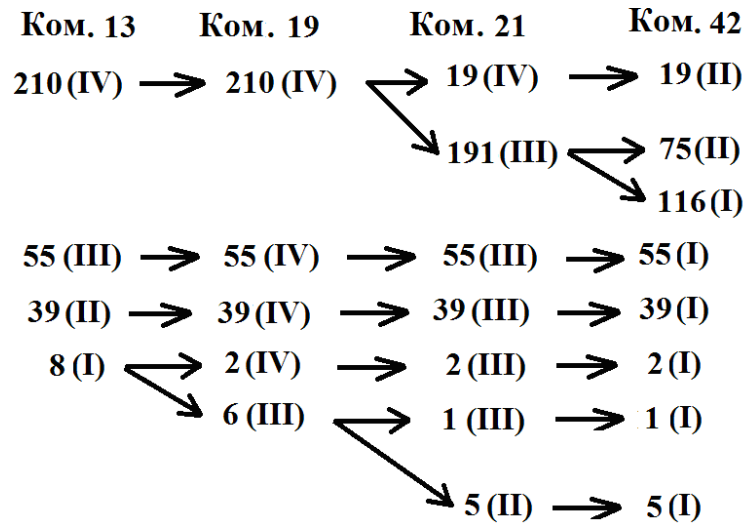


Рис. 14

13-19-21-42 алгоритму 2

Таблиця А6

j = 13	j = 19	j = 21	j = 42
Група I*, n ^{I*} = 8			
$k_{v,i,13}^I$	$\frac{k_{v,i,19}^{IV} \cdot 2 + k_{v,i,19}^{III} \cdot 6}{8}$	$\frac{k_{v,i,21}^{III} \cdot 3 + k_{v,i,21}^{II} \cdot 5}{8}$	$k_{v,i,42}^I$
Група II*, n ^{II*} = 39			
$k_{v,i,13}^{II}$	$k_{v,i,19}^{IV}$	$k_{v,i,21}^{III}$	$k_{v,i,42}^I$
Група III*, n ^{III*} = 55			
$k_{v,i,13}^{III}$	$k_{v,i,19}^{IV}$	$k_{v,i,21}^{III}$	$k_{v,i,42}^I$
Група IV*, n ^{IV*} = 210			
$k_{v,i,13}^{IV}$	$k_{v,i,19}^{IV}$	$\frac{k_{v,i,21}^{IV} \cdot 19 + k_{v,i,21}^{III} \cdot 191}{210}$	$\frac{k_{v,i,42}^{II} \cdot 94 + k_{v,i,42}^I \cdot 116}{210}$

13-19-21-42

4-1-1

Для N = 100 та 80% $q_{l,j,max} = 98.40$ та 61.47 Вт/см, відповідно.

0.553 0.858 0.954 0.995 1.000 0.962 0.854 0.538

0.526 0.831 0.936 0.989 1.000 0.958 0.851 0.537

4-1-2

Для N = 100 та 80% $q_{l,j,max} = 231.0$ та 188.9 Вт/см, відповідно.

0.584 0.872 0.953 0.993 1.000 0.963 0.857 0.535

0.561 0.847 0.937 0.989 1.000 0.952 0.846 0.541

4-1-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 201.4$ та 162.4 Вт/см, відповідно.

0.620 0.860 0.942 0.987 1.000 0.967 0.849 0.560

0.600 0.840 0.931 0.986 1.000 0.941 0.801 0.561

4-1-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 161.1$ та 128.7 Вт/см, відповідно.

0.629 0.841 0.925 0.977 1.000 0.977 0.877 0.630

0.613 0.827 0.920 0.980 1.000 0.945 0.824 0.622

4-2-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 191.8$ та 151.4 Вт/см, відповідно.

0.561 0.867 0.960 0.998 1.000 0.960 0.850 0.537

0.539 0.841 0.946 0.993 1.000 0.958 0.851 0.545

4-2-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 260.5$ та 213.0 Вт/см, відповідно.

0.610 0.872 0.953 0.993 1.000 0.963 0.859 0.572

0.585 0.847 0.938 0.989 1.000 0.953 0.848 0.578

4-2-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 217.196$ та 176.049 Вт/см, відповідно.

0.625 0.861 0.943 0.988 1.000 0.968 0.852 0.569

0.603 0.839 0.931 0.986 1.000 0.943 0.809 0.570

4-2-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 161.086$ та 128.734 Вт/см, відповідно.

0.629 0.841 0.925 0.977 1.000 0.977 0.877 0.630

0.613 0.827 0.920 0.980 1.000 0.945 0.824 0.622

4-3-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 217.702$ та 172.814 Вт/см, відповідно.

0.566 0.871 0.963 0.999 1.000 0.958 0.848 0.536

0.542 0.845 0.947 0.994 1.000 0.956 0.850 0.543

4-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 260.501$ та 212.984 Вт/см, відповідно.

0.610 0.872 0.953 0.993 1.000 0.963 0.859 0.572

0.585 0.847 0.938 0.989 1.000 0.953 0.848 0.578

4-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 217.196$ та 176.049 Вт/см, відповідно.

0.625 0.861 0.943 0.988 1.000 0.968 0.852 0.569

0.603 0.839 0.931 0.986 1.000 0.943 0.809 0.570

4-3-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 161.086$ та 128.734 Вт/см, відповідно.

0.629 0.841 0.925 0.977 1.000 0.977 0.877 0.630

0.613 0.827 0.920 0.980 1.000 0.945 0.824 0.622

4-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 269.6$ та 219.589 Вт/см, відповідно.

0.572 0.877 0.966 1.000 0.999 0.956 0.844 0.531

0.548 0.851 0.950 0.996 1.000 0.954 0.844 0.538

4-4-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 260.501$ та 212.984 Вт/см, відповідно.

0.610 0.872 0.953 0.993 1.000 0.963 0.859 0.572

0.585 0.847 0.938 0.989 1.000 0.953 0.848 0.578

4-4-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 219.555$ та 177.801 Вт/см, відповідно.

0.624 0.861 0.944 0.988 1.000 0.967 0.852 0.569

0.602 0.839 0.932 0.986 1.000 0.943 0.811 0.571

4-4-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 168.332$ та 134.665 Вт/см, відповідно.

0.628 0.843 0.927 0.978 1.000 0.976 0.865 0.604

0.612 0.830 0.922 0.981 1.000 0.939 0.798 0.598

2-31-18**5-1-1**

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 121.825$ та 98.269 Вт/см, відповідно.

0.534 0.864 0.963 0.999 1.000 0.957 0.842 0.508

0.513 0.841 0.948 0.995 1.000 0.957 0.844 0.513

5-1-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 224.105$ та 179.958 Вт/см, відповідно.

0.611 0.859 0.940 0.986 1.000 0.968 0.712 0.292

0.592 0.840 0.931 0.987 1.000 0.873 0.422 0.290

5-1-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 182.317$ та 146.528 Вт/см, відповідно.

0.607 0.857 0.945 0.989 1.000 0.969 0.872 0.604

0.582 0.833 0.930 0.985 1.000 0.963 0.869 0.610

5-2-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 185.687$ та 149.898 Вт/см, відповідно.

0.544 0.870 0.966 1.000 1.000 0.957 0.840 0.513

0.522 0.844 0.951 0.996 1.000 0.956 0.842 0.517

5-2-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 224.105$ та 179.958 Вт/см, відповідно.

0.611 0.859 0.940 0.986 1.000 0.968 0.712 0.292

0.592 0.840 0.931 0.987 1.000 0.873 0.422 0.290

5-2-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 189.731$ та 152.189 Вт/см, відповідно.

0.609 0.857 0.944 0.988 1.000 0.968 0.872 0.604

0.585 0.833 0.931 0.986 1.000 0.963 0.869 0.610

5-3-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 221.409$ та 177.127 Вт/см, відповідно.

0.548 0.873 0.967 1.000 0.998 0.954 0.837 0.511

0.525 0.847 0.951 0.995 1.000 0.954 0.841 0.518

5-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 226.464$ та 181.98 Вт/см, відповідно.

0.612 0.859 0.940 0.986 1.000 0.968 0.711 0.292

0.592 0.841 0.931 0.987 1.000 0.873 0.421 0.290

5-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 189.731$ та 152.189 Вт/см, відповідно.

0.609 0.857 0.944 0.988 1.000 0.968 0.872 0.604

0.585 0.833 0.931 0.986 1.000 0.963 0.869 0.610

5-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 253.255$ та 205.435 Вт/см, відповідно.

0.556 0.875 0.967 1.000 0.999 0.955 0.840 0.517

0.532 0.848 0.951 0.995 1.000 0.955 0.842 0.523

5-4-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 240.281$ та 193.573 Вт/см, відповідно.

0.614 0.861 0.942 0.987 1.000 0.967 0.708 0.288

0.593 0.842 0.932 0.987 1.000 0.873 0.419 0.286

5-4-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 196.808$ та 157.716 Вт/см, відповідно.

0.612 0.859 0.945 0.989 1.000 0.967 0.871 0.603

0.587 0.835 0.931 0.985 1.000 0.962 0.867 0.609

Перестановка 55-41-12-6 алгоритму 2:

Таблиця А9

Група	Комірка 55	Комірка 41	Комірка 12	Комірка 6
I	6	2	0	312
II	0	181	44	0
III	206	124	268	0
IV	100	5	0	0

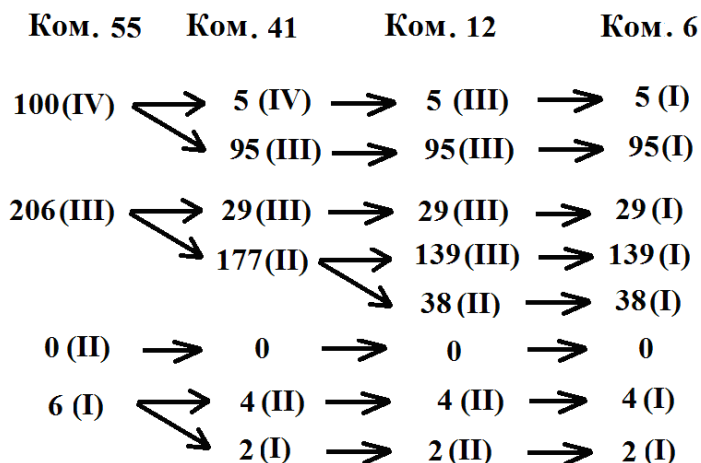


Рис. 16

55-41-12-6 алгоритму 2

Таблиця А10

j = 55	j = 41	j = 12	j = 6
Група I*, n^{I*} = 6			
$k_{v,i,55}^I$	$\frac{k_{v,i,41}^{II} \cdot 4 + k_{v,i,41}^I \cdot 2}{6}$	$k_{v,i,12}^{II}$	$k_{v,i,6}^I$
Група II*, n^{II*} = 0			
—	—	—	—
Група III*, n^{III*} = 206			
$k_{v,i,55}^{III}$	$\frac{k_{v,i,41}^{III} \cdot 29 + k_{v,i,41}^{II} \cdot 177}{206}$	$\frac{k_{v,i,12}^{III} \cdot 168 + k_{v,i,12}^{II} \cdot 38}{206}$	$k_{v,i,6}^I$
Група IV*, n^{IV*} = 100			
$k_{v,i,55}^{IV}$	$\frac{k_{v,i,41}^{IV} \cdot 5 + k_{v,i,41}^{III} \cdot 95}{100}$	$k_{v,i,12}^{III}$	$k_{v,i,6}^I$

6-1-1

Для N = 100 та 80% $q_{l,j,max} = 71.95$ та 57.42 Вт/см, відповідно.

0.553 0.841 0.930 0.981 1.000 0.977 0.876 0.557

0.540 0.829 0.925 0.984 1.000 0.953 0.843 0.549

6-1-2

Для N = 100 та 80% $q_{l,j,max} = 180.5$ та 144.8 Вт/см, відповідно.

0.628 0.849 0.928 0.980 1.000 0.977 0.882 0.620

0.611 0.832 0.922 0.980 1.000 0.934 0.846 0.615

6-1-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 197.8$ та 156.0 Вт/см, відповідно.

0.595 0.867 0.955 0.994 1.000 0.962 0.858 0.569

0.571 0.841 0.939 0.989 1.000 0.958 0.854 0.576

6-1-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 61.84$ та 50.15 Вт/см, відповідно.

0.578 0.839 0.937 0.986 1.000 0.973 0.880 0.610

0.559 0.820 0.925 0.984 1.000 0.968 0.879 0.616

6-2-1, 6-2-2, 6-2-3, 6-2-4: 0**6-3-1**

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 225.8$ та 180.5 Вт/см, відповідно.

0.580 0.856 0.939 0.985 1.000 0.971 0.870 0.566

0.564 0.842 0.934 0.988 1.000 0.949 0.841 0.560

6-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 193.3$ та 154.9 Вт/см, відповідно.

0.630 0.849 0.928 0.979 1.000 0.976 0.882 0.621

0.612 0.833 0.922 0.981 1.000 0.952 0.846 0.610

6-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 207.4$ та 168.0 Вт/см, відповідно.

0.607 0.865 0.952 0.993 1.000 0.964 0.860 0.581

0.581 0.839 0.937 0.988 1.000 0.958 0.855 0.586

6-3-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 61.84$ та 50.15 Вт/см, відповідно.

0.578 0.839 0.937 0.986 1.000 0.973 0.880 0.610

0.559 0.820 0.925 0.984 1.000 0.968 0.879 0.616

6-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 240.6$ та 192.4 Вт/см, відповідно.

0.582 0.857 0.940 0.985 1.000 0.970 0.866 0.562

0.566 0.842 0.935 0.989 1.000 0.948 0.834 0.556

6-4-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 214.8$ та 172.4 Вт/см, відповідно.

0.626 0.854 0.933 0.982 1.000 0.975 0.878 0.607

0.606 0.836 0.924 0.981 1.000 0.951 0.845 0.561

6-4-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 209.6$ та 170.7 Вт/см, відповідно.

0.609 0.865 0.951 0.992 1.000 0.965 0.861 0.583

0.583 0.840 0.937 0.988 1.000 0.958 0.856 0.588

6-4-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 61.84$ та 50.15 Вт/см, відповідно.

0.578 0.839 0.937 0.986 1.000 0.973 0.880 0.610

0.559 0.820 0.925 0.984 1.000 0.968 0.879 0.616

Перестановка 4-32-68-8 алгоритму 2:

Таблиця А11

Група	Комірка 4	Комірка 32	Комірка 68	Комірка 8
I	67	0	305	310
II	28	3	7	2
III	50	87	0	0
IV	167	222	0	0

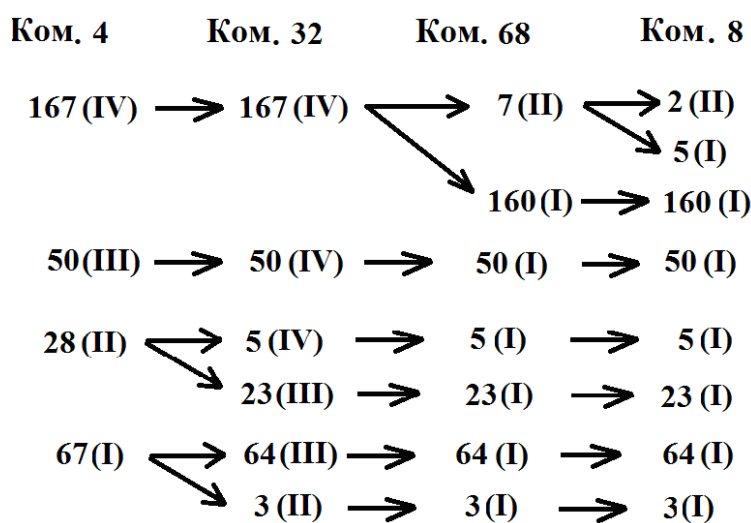


Рис. 17

4-32-68-8 алгоритму 2

Таблиця А12

$j = 4$	$j = 32$	$j = 68$	$j = 8$
Група I*, $n^{I*} = 67$			
$k_{v,i,4}^I$	$\frac{k_{v,i,32}^{III} \cdot 64 + k_{v,i,32}^{II} \cdot 3}{67}$	$k_{v,i,68}^I$	$k_{v,i,8}^I$
Група II*, $n^{II*} = 28$			
$k_{v,i,4}^{II}$	$\frac{k_{v,i,32}^{IV} \cdot 5 + k_{v,i,32}^{III} \cdot 23}{28}$	$k_{v,i,68}^I$	$k_{v,i,8}^I$
Група III*, $n^{III*} = 50$			
$k_{v,i,4}^{III}$	$k_{v,i,32}^{IV}$	$k_{v,i,68}^I$	$k_{v,i,8}^I$
Група IV*, $n^{IV*} = 167$			
$k_{v,i,4}^{IV}$	$k_{v,i,32}^{IV}$	$\frac{k_{v,i,68}^{II} \cdot 7 + k_{v,i,68}^I \cdot 160}{167}$	$\frac{k_{v,i,8}^{II} \cdot 2 + k_{v,i,8}^I \cdot 165}{167}$

7-1-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 130.4$ та 105.0 Вт/см, відповідно.

0.530 0.870 0.966 1.000 0.999 0.954 0.832 0.491
 0.508 0.845 0.952 0.997 1.000 0.954 0.833 0.485

7-1-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 224.8$ та 180.2 Вт/см, відповідно.

0.617 0.858 0.935 0.984 1.000 0.972 0.858 0.561
 0.598 0.838 0.925 0.983 1.000 0.940 0.806 0.559

7-1-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 130.9$ та 103.9 Вт/см, відповідно.

0.618 0.832 0.919 0.975 1.000 0.983 0.908 0.669
 0.605 0.821 0.917 0.978 1.000 0.964 0.881 0.660

7-1-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 107.8$ та 87.22 Вт/см, відповідно.

0.602 0.842 0.935 0.983 1.000 0.972 0.885 0.625
 0.581 0.822 0.921 0.981 1.000 0.971 0.884 0.632

7-2-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 184.2$ та 148.6 Вт/см, відповідно.

0.537 0.875 0.969 1.000 0.996 0.948 0.826 0.490

0.515 0.850 0.955 0.998 1.000 0.951 0.830 0.497

7-2-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 231.5$ та 185.9 Вт/см, відповідно.

0.619 0.860 0.937 0.985 1.000 0.971 0.857 0.562

0.599 0.839 0.927 0.983 1.000 0.940 0.807 0.561

7-2-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 130.9$ та 103.9 Вт/см, відповідно.

0.618 0.832 0.919 0.975 1.000 0.983 0.908 0.669

0.605 0.821 0.917 0.978 1.000 0.964 0.881 0.660

7-2-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 107.8$ та 87.22 Вт/см, відповідно.

0.602 0.842 0.935 0.983 1.000 0.972 0.885 0.625

0.581 0.822 0.921 0.981 1.000 0.971 0.884 0.632

7-3-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 220.6$ та 177.8 Вт/см, відповідно.

0.544 0.876 0.969 1.000 0.996 0.949 0.827 0.495

0.522 0.852 0.957 0.999 1.000 0.952 0.831 0.501

7-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 256.5$ та 207.1 Вт/см, відповідно.

0.617 0.865 0.943 0.988 1.000 0.968 0.851 0.552

0.595 0.844 0.932 0.986 1.000 0.940 0.804 0.552

7-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 130.9$ та 103.9 Вт/см, відповідно.

0.618 0.832 0.919 0.975 1.000 0.983 0.908 0.669

0.605 0.821 0.917 0.978 1.000 0.964 0.881 0.660

7-3-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 107.8$ та 87.22 Вт/см, відповідно.

0.602 0.842 0.935 0.983 1.000 0.972 0.885 0.625

0.581 0.822 0.921 0.981 1.000 0.971 0.884 0.632

7-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 270.1$ та 219.6 Вт/см, відповідно.

0.555 0.879 0.969 1.000 0.996 0.949 0.829 0.502

0.532 0.854 0.956 0.999 1.000 0.950 0.832 0.511

7-4-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 256.5$ та 207.1 Вт/см, відповідно.

0.617 0.865 0.943 0.988 1.000 0.968 0.851 0.552

0.595 0.844 0.932 0.986 1.000 0.940 0.804 0.552

7-4-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 132.6$ та 105.4 Вт/см, відповідно.

0.618 0.833 0.920 0.974 1.000 0.983 0.907 0.667

0.604 0.821 0.917 0.978 1.000 0.963 0.880 0.657

7-4-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 108.7$ та 87.75 Вт/см, відповідно.

0.601 0.842 0.933 0.983 1.000 0.971 0.884 0.623

0.582 0.823 0.922 0.982 1.000 0.971 0.885 0.633

Перестановка 55-11-18-43 алгоритму 6:

Таблиця А13

Група	Комірка 55	Комірка 11	Комірка 18	Комірка 43
I	6	0	31	226
II	0	0	245	86
III	206	6	36	0
IV	100	306	0	0

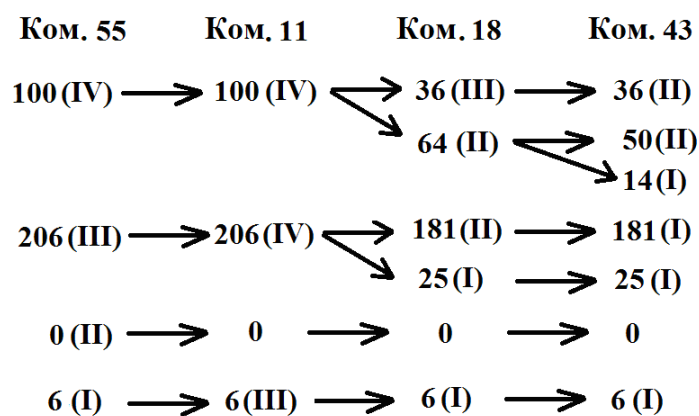


Рис. 18

55-11-18-43 алгоритму 6

Таблиця А14

j = 55	j = 11	j = 18	j = 43
Група I*, $n^{I*} = 6$			
$k_{v,i,55}^I$	$k_{v,i,11}^{III}$	$k_{v,i,18}^I$	$k_{v,i,43}^I$
Група II*, $n^{II*} = 0$			
—	—	—	—
Група III*, $n^{III*} = 206$			
$k_{v,i,55}^{III}$	$k_{v,i,11}^{IV}$	$\frac{k_{v,i,18}^{II} \cdot 181 + k_{v,i,18}^I \cdot 25}{206}$	$k_{v,i,43}^I$
Група IV*, $n^{IV*} = 100$			
$k_{v,i,55}^{IV}$	$k_{v,i,11}^{IV}$	$\frac{k_{v,i,18}^{III} \cdot 36 + k_{v,i,18}^{II} \cdot 64}{100}$	$\frac{k_{v,i,43}^{II} \cdot 86 + k_{v,i,43}^I \cdot 14}{100}$

55-11-18-43

8-1-1Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 71.95$ та 57.42 Вт/см, відповідно.

0.553 0.841 0.930 0.981 1.000 0.977 0.876 0.557

0.540 0.829 0.925 0.984 1.000 0.953 0.843 0.549

8-1-2Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 222.6$ та 180.4 Вт/см, відповідно.

0.527 0.879 0.966 1.000 0.999 0.952 0.827 0.453

0.510 0.851 0.948 0.994 1.000 0.947 0.823 0.463

8-1-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 165.5$ та 133.6 Вт/см, відповідно.

0.601 0.854 0.945 0.990 1.000 0.968 0.874 0.604

0.577 0.830 0.930 0.985 1.000 0.963 0.872 0.609

8-1-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 159.9$ та 127.9 Вт/см, відповідно.

0.631 0.840 0.923 0.977 1.000 0.979 0.878 0.621

0.614 0.826 0.918 0.979 1.000 0.945 0.826 0.612

8-2-1, 8-2-2, 8-2-3, 8-2-4:**8-3-1**

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 225.8$ та 180.5 Вт/см, відповідно.

0.580 0.856 0.939 0.985 1.000 0.971 0.870 0.566

0.564 0.842 0.934 0.988 1.000 0.949 0.841 0.560

8-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 266.1$ та 218.5 Вт/см, відповідно.

0.597 0.879 0.963 0.998 1.000 0.958 0.845 0.545

0.571 0.852 0.946 0.993 1.000 0.951 0.838 0.552

8-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 186.9$ та 149.9 Вт/см, відповідно.

0.608 0.857 0.944 0.988 1.000 0.967 0.872 0.603

0.584 0.834 0.931 0.985 1.000 0.963 0.870 0.611

8-3-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 159.9$ та 127.9 Вт/см, відповідно.

0.631 0.840 0.923 0.977 1.000 0.979 0.878 0.621

0.614 0.826 0.918 0.979 1.000 0.945 0.826 0.612

8-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 240.6$ та 192.4 Вт/см, відповідно.

0.582 0.857 0.940 0.985 1.000 0.970 0.866 0.562

0.566 0.842 0.935 0.989 1.000 0.948 0.834 0.556

13-32-20 алгоритму 6

Таблиця А16

$j = 13$	$j = 32$	$j = 20$
Група I*, $n^{I*} = 8$		
$k_{v,i,13}^I$	$\frac{k_{v,i,32}^{III} \cdot 5 + k_{v,i,32}^{II} \cdot 3}{8}$	$\frac{k_{v,i,20}^{III} \cdot 3 + k_{v,i,20}^{II} \cdot 5}{8}$
Група II*, $n^{II*} = 39$		
$k_{v,i,13}^{II}$	$k_{v,i,32}^{III}$	$k_{v,i,20}^{III}$
Група III*, $n^{III*} = 55$		
$k_{v,i,13}^{III}$	$\frac{k_{v,i,32}^{IV} \cdot 12 + k_{v,i,32}^{III} \cdot 43}{55}$	$k_{v,i,20}^{III}$
Група IV*, $n^{IV*} = 210$		
$k_{v,i,13}^{IV}$	$k_{v,i,32}^{IV}$	$\frac{k_{v,i,20}^{IV} \cdot 21 + k_{v,i,20}^{III} \cdot 189}{210}$

9-1-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 98.40$ та 61.47 Вт/см, відповідно.

0.553 0.858 0.954 0.995 1.000 0.962 0.854 0.538

0.526 0.831 0.936 0.989 1.000 0.958 0.851 0.537

9-1-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 214.7$ та 171.9 Вт/см, відповідно.

0.604 0.858 0.936 0.984 1.000 0.973 0.856 0.539

0.583 0.838 0.926 0.983 1.000 0.935 0.797 0.532

9-1-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 202.0$ та 163.2 Вт/см, відповідно.

0.622 0.862 0.944 0.988 1.000 0.968 0.852 0.576

0.601 0.840 0.931 0.987 1.000 0.941 0.804 0.575

9-2-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 191.8$ та 151.4 Вт/см, відповідно.

0.560 0.867 0.960 0.998 1.000 0.959 0.849 0.537

0.539 0.841 0.946 0.993 1.000 0.958 0.851 0.545

9-2-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 226.1$ та 181.3 Вт/см, відповідно.

0.620 0.858 0.935 0.984 1.000 0.973 0.858 0.564

0.600 0.838 0.926 0.983 1.000 0.940 0.808 0.563

9-2-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 217.9$ та 176.9 Вт/см, відповідно.

0.626 0.861 0.944 0.988 1.000 0.968 0.855 0.587

0.604 0.839 0.930 0.985 1.000 0.942 0.813 0.590

9-3-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 217.7$ та 172.8 Вт/см, відповідно.

0.566 0.871 0.963 0.999 1.000 0.958 0.848 0.537

0.542 0.845 0.947 0.994 1.000 0.957 0.850 0.543

9-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 232.7$ та 187.0 Вт/см, відповідно.

0.619 0.859 0.937 0.985 1.000 0.972 0.856 0.561

0.599 0.839 0.927 0.983 1.000 0.940 0.806 0.560

9-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 217.9$ та 176.9 Вт/см, відповідно.

0.626 0.861 0.944 0.988 1.000 0.968 0.855 0.587

0.604 0.839 0.930 0.985 1.000 0.942 0.813 0.590

9-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 269.6$ та 219.6 Вт/см, відповідно.

0.572 0.877 0.966 1.000 0.999 0.956 0.844 0.531

0.548 0.851 0.950 0.995 1.000 0.954 0.844 0.538

9-4-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 256.5$ та 207.1 Вт/см, відповідно.

0.617 0.865 0.943 0.988 1.000 0.968 0.851 0.552

0.595 0.844 0.932 0.986 1.000 0.940 0.804 0.552

Група III*, $n^{III*} = 45$			
$k_{v,i,3}^{III}$	$k_{v,i,31}^{III}$	$k_{v,i,10}^{III}$	$k_{v,i,8}^I$
Група IV*, $n^{IV*} = 172$			
$k_{v,i,3}^{IV}$	$\frac{k_{v,i,31}^{IV} \cdot 102 + k_{v,i,31}^{III} \cdot 70}{172}$	$k_{v,i,10}^{III}$	$\frac{k_{v,i,8}^{II} \cdot 2 + k_{v,i,8}^I \cdot 170}{172}$

Перестановка 3-31-10-8

10-1-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 131.4$ та 104.9 Вт/см, відповідно.

0.531 0.869 0.966 1.000 0.998 0.953 0.833 0.492

0.509 0.844 0.952 0.970 1.000 0.953 0.835 0.499

10-1-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 224.1$ та 180.0 Вт/см, відповідно.

0.611 0.859 0.940 0.986 1.000 0.968 0.712 0.293

0.592 0.840 0.931 0.986 1.000 0.873 0.422 0.290

10-1-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 207.4$ та 168.0 Вт/см, відповідно.

0.607 0.867 0.953 0.994 1.000 0.965 0.863 0.583

0.582 0.840 0.936 0.988 1.000 0.959 0.857 0.591

10-1-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 107.8$ та 87.22 Вт/см, відповідно.

0.602 0.842 0.935 0.983 1.000 0.972 0.885 0.625

0.581 0.822 0.921 0.981 1.000 0.971 0.884 0.632

10-2-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 185.5$ та 146.4 Вт/см, відповідно.

0.539 0.875 0.969 1.000 0.996 0.949 0.827 0.491

0.517 0.850 0.956 0.998 1.000 0.951 0.833 0.499

10-2-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 224.1$ та 180.0 Вт/см, відповідно.

0.611 0.859 0.940 0.986 1.000 0.968 0.712 0.293

0.592 0.840 0.931 0.986 1.000 0.873 0.422 0.290

10-2-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 211.3$ та 172.8 Вт/см, відповідно.

0.610 0.866 0.952 0.993 1.000 0.966 0.864 0.587

0.584 0.840 0.936 0.988 1.000 0.959 0.858 0.594

10-2-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 107.8$ та 87.22 Вт/см, відповідно.

0.602 0.842 0.935 0.983 1.000 0.972 0.885 0.625

0.581 0.822 0.921 0.981 1.000 0.971 0.884 0.632

10-3-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 220.9$ та 175.6 Вт/см, відповідно.

0.544 0.876 0.970 1.000 0.995 0.947 0.827 0.494

0.521 0.853 0.957 0.999 1.000 0.951 0.832 0.501

10-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 224.1$ та 180.0 Вт/см, відповідно.

0.611 0.859 0.940 0.986 1.000 0.968 0.712 0.293

0.592 0.840 0.931 0.986 1.000 0.873 0.422 0.290

10-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 211.3$ та 172.8 Вт/см, відповідно.

0.610 0.866 0.952 0.993 1.000 0.966 0.864 0.587

0.584 0.840 0.936 0.988 1.000 0.959 0.858 0.594

10-3-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 107.8$ та 87.22 Вт/см, відповідно.

0.602 0.842 0.935 0.983 1.000 0.972 0.885 0.625

0.581 0.822 0.921 0.981 1.000 0.971 0.884 0.632

10-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{l,j,max} = 270.4$ та 219.9 Вт/см, відповідно.

0.556 0.879 0.970 1.000 0.996 0.967 0.829 0.503

0.533 0.854 0.956 0.998 1.000 0.950 0.833 0.512

9-19-68-42 алгоритму 6

Таблиця А20

$j = 9$	$j = 19$	$j = 68$	$j = 42$
Група I*, $n^{I*} = 6$			
$k_{v,i,9}^I$	$k_{v,i,19}^{III}$	$k_{v,i,68}^I$	$k_{v,i,42}^I$
Група II*, $n^{II*} = 19$			
$k_{v,i,9}^{II}$	$k_{v,i,19}^{IV}$	$k_{v,i,68}^I$	$k_{v,i,42}^I$
Група III*, $n^{III*} = 62$			
$k_{v,i,9}^{III}$	$k_{v,i,19}^{IV}$	$k_{v,i,68}^I$	$k_{v,i,42}^I$
Група IV*, $n^{IV*} = 225$			
$k_{v,i,9}^{IV}$	$k_{v,i,19}^{IV}$	$\frac{k_{v,i,68}^{II} \cdot 7 + k_{v,i,68}^I \cdot 218}{225}$	$\frac{k_{v,i,42}^{II} \cdot 94 + k_{v,i,42}^I \cdot 131}{225}$

11-1-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 78.52$ та 64.16 Вт/см, відповідно.

0.547 0.856 0.951 0.991 1.000 0.961 0.854 0.534

0.527 0.832 0.937 0.987 1.000 0.958 0.851 0.538

11-1-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 221.1$ та 180.8 Вт/см, відповідно.

0.575 0.873 0.954 0.994 1.000 0.963 0.857 0.521

0.552 0.847 0.937 0.990 1.000 0.952 0.845 0.526

11-1-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 130.9$ та 103.9 Вт/см, відповідно.

0.618 0.831 0.919 0.974 1.000 0.983 0.907 0.669

0.604 0.821 0.917 0.978 1.000 0.964 0.881 0.660

11-1-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 161.1$ та 128.7 Вт/см, відповідно.

0.629 0.841 0.925 0.977 1.000 0.977 0.877 0.630

0.613 0.827 0.920 0.980 1.000 0.945 0.824 0.622

11-2-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 191.1$ та 152.9 Вт/см, відповідно.

0.564 0.869 0.961 0.998 1.000 0.959 0.849 0.539

0.542 0.842 0.944 0.992 1.000 0.959 0.854 0.550

11-2-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 260.5$ та 213.0 Вт/см, відповідно.

0.610 0.872 0.953 0.993 1.000 0.963 0.859 0.572

0.585 0.847 0.938 0.989 1.000 0.953 0.848 0.578

11-2-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 130.9$ та 103.9 Вт/см, відповідно.

0.618 0.831 0.919 0.974 1.000 0.983 0.907 0.669

0.604 0.821 0.917 0.978 1.000 0.964 0.881 0.660

11-2-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 161.1$ та 128.7 Вт/см, відповідно.

0.629 0.841 0.925 0.977 1.000 0.977 0.877 0.630

0.613 0.827 0.920 0.980 1.000 0.945 0.824 0.622

11-3-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 218.0$ та 175.9 Вт/см, відповідно.

0.568 0.873 0.964 0.999 1.000 0.958 0.848 0.536

0.543 0.847 0.947 0.994 1.000 0.957 0.850 0.543

11-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 260.5$ та 213.0 Вт/см, відповідно.

0.610 0.872 0.953 0.993 1.000 0.963 0.859 0.572

0.585 0.847 0.938 0.989 1.000 0.953 0.848 0.578

11-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 130.9$ та 103.9 Вт/см, відповідно.

0.618 0.831 0.919 0.974 1.000 0.983 0.907 0.669

0.604 0.821 0.917 0.978 1.000 0.964 0.881 0.660

11-3-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 161.1$ та 128.7 Вт/см, відповідно.

0.629 0.841 0.925 0.977 1.000 0.977 0.877 0.630

0.613 0.827 0.920 0.980 1.000 0.945 0.824 0.622

11-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 276.3$ та 225.7 Вт/см, відповідно.

0.574 0.879 0.966 1.000 0.999 0.955 0.843 0.476

0.550 0.852 0.950 0.995 1.000 0.954 0.845 0.539

11-4-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 260.5$ та 213.0 Вт/см, відповідно.

0.610 0.872 0.953 0.993 1.000 0.963 0.859 0.572

0.585 0.847 0.938 0.989 1.000 0.953 0.848 0.578

11-4-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 132.3$ та 105.0 Вт/см, відповідно.

0.618 0.832 0.918 0.975 1.000 0.982 0.907 0.668

0.603 0.822 0.917 0.978 1.000 0.963 0.879 0.659

11-4-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 167.8$ та 134.3 Вт/см, відповідно.

0.629 0.843 0.927 0.978 1.000 0.976 0.865 0.605

0.611 0.829 0.922 0.981 1.000 0.939 0.800 0.599

Перестановка 4-41-12-29 алгоритму 6:

Таблиця А21

Перестановка 4-41-12-29 алгоритму 6:

Група	Комірка 4	Комірка 41	Комірка 12	Комірка 29
I	67	2	0	0
II	28	181	44	7
III	50	124	268	276
IV	167	5	0	29

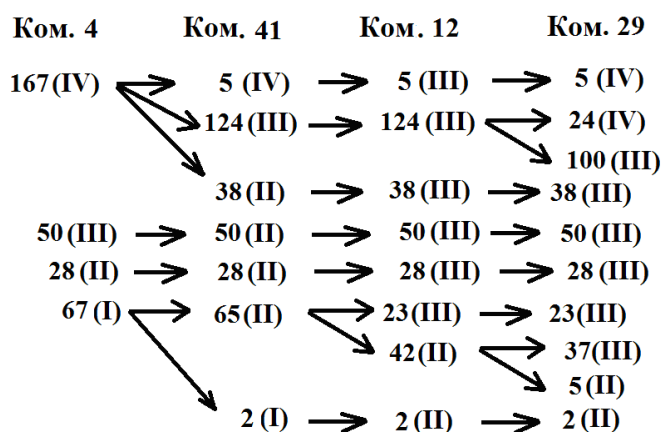


Рис. 22

4-41-12-29 алгоритму 6

Таблиця А22

j = 4	j = 41	j = 12	j = 29
Група I*, n ^{I*} = 67			
$k_{v,i,4}^I$	$\frac{k_{v,i,41}^{II} \cdot 65 + k_{v,i,41}^I \cdot 2}{67}$	$\frac{k_{v,i,12}^{III} \cdot 23 + k_{v,i,12}^{II} \cdot 44}{67}$	$\frac{k_{v,i,29}^{III} \cdot 60 + k_{v,i,29}^{II} \cdot 7}{67}$
Група II*, n ^{II*} = 28			
$k_{v,i,4}^{II}$	$k_{v,i,41}^{II}$	$k_{v,i,12}^{III}$	$k_{v,i,29}^{III}$
Група III*, n ^{III*} = 50			
$k_{v,i,4}^{III}$	$k_{v,i,41}^{II}$	$k_{v,i,12}^{III}$	$k_{v,i,29}^{III}$
Група IV*, n ^{IV*} = 167			
$k_{v,i,4}^{IV}$	$\frac{k_{v,i,41}^{IV} \cdot 5 + k_{v,i,41}^{III} \cdot 124 + k_{v,i,41}^{II} \cdot 38}{167}$	$k_{v,i,12}^{III}$	$\frac{k_{v,i,29}^{IV} \cdot 29 + k_{v,i,29}^{III} \cdot 138}{167}$

12-1-1

Для N = 100 та 80% $q_{1,j,max} = 130.4$ та 105.0 Вт/см, відповідно.

0.530 0.870 0.966 1.000 0.999 0.953 0.832 0.491

0.508 0.845 0.953 0.997 1.000 0.954 0.833 0.485

12-1-2

Для N = 100 та 80% $q_{1,j,max} = 189.1$ та 151.5 Вт/см, відповідно.

0.630 0.848 0.927 0.979 1.000 0.977 0.882 0.623

0.613 0.833 0.921 0.980 1.000 0.951 0.847 0.619

12-1-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 201.9$ та 161.0 Вт/см, відповідно.

0.600 0.866 0.953 0.993 1.000 0.962 0.859 0.574

0.575 0.841 0.939 0.989 1.000 0.958 0.856 0.580

12-1-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 216.4$ та 174.7 Вт/см, відповідно.

0.629 0.861 0.940 0.986 1.000 0.971 0.875 0.609

0.606 0.840 0.927 0.984 1.000 0.955 0.856 0.613

12-2-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 184.2$ та 148.6 Вт/см, відповідно.

0.537 0.875 0.969 1.000 0.996 0.949 0.826 0.490

0.515 0.850 0.956 0.998 1.000 0.951 0.830 0.497

12-2-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 189.9$ та 152.2 Вт/см, відповідно.

0.630 0.848 0.927 0.979 1.000 0.977 0.882 0.623

0.613 0.833 0.921 0.981 1.000 0.952 0.847 0.619

12-2-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 209.6$ та 170.7 Вт/см, відповідно.

0.609 0.865 0.951 0.992 1.000 0.965 0.861 0.584

0.583 0.840 0.937 0.988 1.000 0.959 0.856 0.588

12-2-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 218.9$ та 177.1 Вт/см, відповідно.

0.629 0.861 0.940 0.986 1.000 0.972 0.875 0.609

0.607 0.839 0.928 0.984 1.000 0.956 0.857 0.613

12-3-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 220.6$ та 177.8 Вт/см, відповідно.

0.544 0.876 0.969 1.000 0.996 0.949 0.827 0.495

0.522 0.852 0.957 0.999 1.000 0.951 0.831 0.501

12-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 189.9$ та 152.2 Вт/см, відповідно.

0.630 0.848 0.927 0.979 1.000 0.977 0.882 0.623

0.613 0.833 0.921 0.981 1.000 0.952 0.847 0.619

12-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 209.6$ та 170.7 Вт/см, відповідно.

0.609 0.865 0.951 0.992 1.000 0.965 0.861 0.584

0.583 0.840 0.937 0.988 1.000 0.959 0.856 0.588

12-3-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 218.9$ та 177.1 Вт/см, відповідно.

0.629 0.861 0.940 0.986 1.000 0.972 0.875 0.609

0.607 0.839 0.928 0.984 1.000 0.956 0.857 0.613

12-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 270.1$ та 219.6 Вт/см, відповідно.

0.555 0.879 0.969 1.000 0.996 0.949 0.828 0.502

0.532 0.854 0.956 0.999 1.000 0.950 0.832 0.511

12-4-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 208.9$ та 167.6 Вт/см, відповідно.

0.627 0.853 0.932 0.981 1.000 0.975 0.878 0.610

0.608 0.835 0.924 0.981 1.000 0.952 0.845 0.573

12-4-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 209.6$ та 170.7 Вт/см, відповідно.

0.609 0.865 0.951 0.992 1.000 0.965 0.861 0.584

0.583 0.840 0.937 0.988 1.000 0.959 0.856 0.588

12-4-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 223.3$ та 180.5 Вт/см, відповідно.

0.626 0.862 0.941 0.986 1.000 0.971 0.874 0.606

0.605 0.840 0.928 0.984 1.000 0.956 0.857 0.611

2-30-21-6**13-1-1**

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 121.8$ та 98.27 Вт/см, відповідно.

0.534 0.864 0.963 0.999 1.000 0.957 0.842 0.508

0.513 0.841 0.948 0.995 1.000 0.957 0.844 0.513

13-1-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 239.8$ та 192.6 Вт/см, відповідно.

0.619 0.862 0.940 0.986 1.000 0.970 0.855 0.560

0.598 0.843 0.930 0.985 1.000 0.941 0.808 0.559

13-1-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 216.0$ та 175.0 Вт/см, відповідно.

0.625 0.861 0.943 0.988 1.000 0.968 0.851 0.568

0.603 0.839 0.931 0.986 1.000 0.942 0.808 0.570

13-1-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 61.84$ та 50.15 Вт/см, відповідно.

0.578 0.839 0.937 0.986 1.000 0.973 0.880 0.610

0.559 0.820 0.925 0.984 1.000 0.968 0.879 0.616

13-2-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 185.7$ та 149.9 Вт/см, відповідно.

0.544 0.870 0.966 1.000 1.000 0.957 0.840 0.513

0.522 0.844 0.951 0.996 1.000 0.956 0.842 0.517

13-2-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 259.3$ та 209.6 Вт/см, відповідно.

0.619 0.867 0.944 0.988 1.000 0.968 0.853 0.558

0.597 0.845 0.932 0.986 1.000 0.940 0.807 0.558

13-2-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 217.2$ та 176.0 Вт/см, відповідно.

0.625 0.861 0.943 0.988 1.000 0.968 0.852 0.569

0.603 0.839 0.931 0.986 1.000 0.943 0.809 0.570

13-2-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 61.84$ та 50.15 Вт/см, відповідно.

0.578 0.839 0.937 0.986 1.000 0.973 0.880 0.610

0.559 0.820 0.925 0.984 1.000 0.968 0.879 0.616

13-3-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 221.4$ та 177.1 Вт/см, відповідно.

0.548 0.873 0.967 1.000 0.998 0.954 0.837 0.511

0.525 0.847 0.951 0.995 1.000 0.954 0.841 0.518

13-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 259.3$ та 209.6 Вт/см, відповідно.

0.619 0.867 0.944 0.988 1.000 0.968 0.853 0.558

0.597 0.845 0.932 0.986 1.000 0.940 0.807 0.558

13-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 217.2$ та 176.0 Вт/см, відповідно.

0.625 0.861 0.943 0.988 1.000 0.968 0.852 0.569

0.603 0.839 0.931 0.986 1.000 0.943 0.809 0.570

13-3-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 61.84$ та 50.15 Вт/см, відповідно.

0.578 0.839 0.937 0.986 1.000 0.973 0.880 0.610

0.559 0.820 0.925 0.984 1.000 0.968 0.879 0.616

13-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 253.3$ та 205.4 Вт/см, відповідно.

0.556 0.875 0.967 1.000 0.999 0.955 0.840 0.517

0.532 0.848 0.951 0.995 1.000 0.955 0.842 0.523

13-4-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 259.3$ та 209.6 Вт/см, відповідно.

0.619 0.867 0.944 0.988 1.000 0.968 0.853 0.558

0.597 0.845 0.932 0.986 1.000 0.940 0.807 0.558

13-4-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 222.4$ та 180.1 Вт/см, відповідно.

0.622 0.862 0.945 0.989 1.000 0.967 0.852 0.569

0.600 0.840 0.932 0.987 1.000 0.944 0.815 0.572

13-4-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 61.84$ та 50.15 Вт/см, відповідно.

0.578 0.839 0.937 0.986 1.000 0.973 0.880 0.610

0.559 0.820 0.925 0.984 1.000 0.968 0.879 0.616

Перестановка 5-22-54-1 алгоритму 6:

Таблиця А25

Група	Комірка 5	Комірка 22	Комірка 54	Комірка 1
I	108	0	0	312
II	54	0	6	0
III	75	16	258	0
IV	75	296	48	0

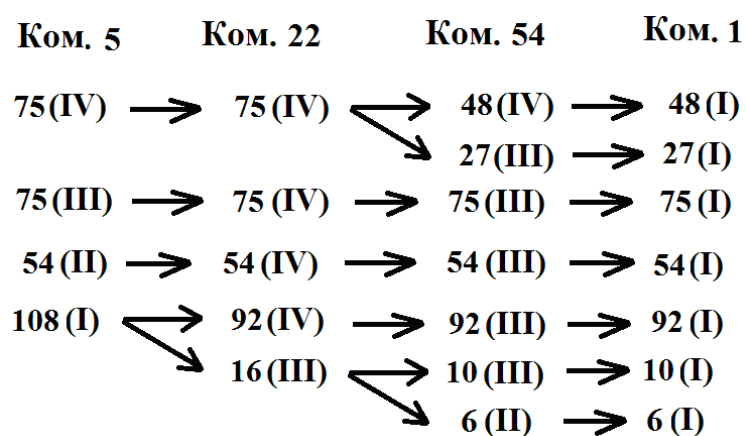


Рис. 24

5-22-54-1 алгоритму 6

Таблиця А26

$j = 5$	$j = 22$	$j = 54$	$j = 1$
Група I*, $n^{I^*} = 108$			

$k_{v,i,5}^I$	$\frac{k_{v,i,22}^{IV} \cdot 92 + k_{v,i,22}^{III} \cdot 16}{108}$	$\frac{k_{v,i,54}^{III} \cdot 102 + k_{v,i,54}^{II} \cdot 6}{108}$	$k_{v,i,1}^I$
Група II*, $n^{II*} = 54$			
$k_{v,i,5}^{II}$	$k_{v,i,22}^{IV}$	$k_{v,i,54}^{III}$	$k_{v,i,1}^I$
Група III*, $n^{III*} = 75$			
$k_{v,i,5}^{III}$	$k_{v,i,22}^{IV}$	$k_{v,i,54}^{III}$	$k_{v,i,1}^I$
Група IV*, $n^{IV*} = 75$			
$k_{v,i,5}^{IV}$	$k_{v,i,22}^{IV}$	$\frac{k_{v,i,54}^{IV} \cdot 48 + k_{v,i,54}^{III} \cdot 27}{75}$	$k_{v,i,1}^I$

5-22-54-1**14-1-1**

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 120.3$ та 97.73 Вт/см, відповідно.

0.532 0.863 0.962 0.999 1.000 0.958 0.842 0.507

0.512 0.839 0.948 0.994 1.000 0.956 0.841 0.510

14-1-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 251.2$ та 203.1 Вт/см, відповідно.

0.606 0.870 0.952 0.993 1.000 0.964 0.858 0.567

0.579 0.845 0.938 0.989 1.000 0.954 0.845 0.567

14-1-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 222.6$ та 177.9 Вт/см, відповідно.

0.600 0.855 0.935 0.983 1.000 0.973 0.877 0.587

0.583 0.840 0.930 0.986 1.000 0.953 0.848 0.583

14-1-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 71.11$ та 57.83 Вт/см, відповідно.

0.581 0.841 0.941 0.988 1.000 0.972 0.874 0.609

0.562 0.821 0.928 0.984 1.000 0.967 0.874 0.613

14-2-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 184.3$ та 147.5 Вт/см, відповідно.

0.543 0.869 0.965 1.000 1.000 0.956 0.840 0.548

0.521 0.844 0.950 0.995 1.000 0.956 0.843 0.516

14-2-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 255.3$ та 207.9 Вт/см, відповідно.

0.608 0.870 0.952 0.993 1.000 0.964 0.858 0.568

0.584 0.845 0.938 0.989 1.000 0.953 0.846 0.573

14-2-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 224.6$ та 179.6 Вт/см, відповідно.

0.603 0.854 0.935 0.983 1.000 0.973 0.878 0.592

0.586 0.840 0.929 0.985 1.000 0.953 0.849 0.587

14-2-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 71.11$ та 57.83 Вт/см, відповідно.

0.581 0.841 0.941 0.988 1.000 0.972 0.874 0.609

0.562 0.821 0.928 0.984 1.000 0.967 0.874 0.613

14-3-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 221.4$ та 176.0 Вт/см, відповідно.

0.548 0.871 0.966 1.000 0.998 0.954 0.838 0.511

0.525 0.846 0.951 0.996 1.000 0.954 0.840 0.515

14-3-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 255.3$ та 207.9 Вт/см, відповідно.

0.608 0.870 0.952 0.993 1.000 0.964 0.858 0.568

0.584 0.845 0.938 0.989 1.000 0.953 0.846 0.573

14-3-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 224.6$ та 179.6 Вт/см, відповідно.

0.603 0.854 0.935 0.983 1.000 0.973 0.878 0.592

0.586 0.840 0.929 0.985 1.000 0.953 0.849 0.587

14-3-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,max} = 71.11$ та 57.83 Вт/см, відповідно.

0.581 0.841 0.941 0.988 1.000 0.972 0.874 0.609

0.562 0.821 0.928 0.984 1.000 0.967 0.874 0.613

14-4-1

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 249.7$ та 201.8 Вт/см, відповідно.

0.555 0.872 0.966 1.000 0.999 0.955 0.840 0.516

0.531 0.848 0.951 0.996 1.000 0.955 0.842 0.522

14-4-2

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 255.3$ та 207.9 Вт/см, відповідно.

0.608 0.870 0.952 0.993 1.000 0.964 0.858 0.568

0.584 0.845 0.938 0.989 1.000 0.953 0.846 0.573

14-4-3

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 234.2$ та 187.4 Вт/см, відповідно.

0.602 0.855 0.935 0.983 1.000 0.973 0.876 0.589

0.586 0.840 0.929 0.984 1.000 0.951 0.846 0.584

14-4-4

Для $N = 100$ та 80% $q_{1,j,\max} = 71.11$ та 57.83 Вт/см, відповідно.

0.581 0.841 0.941 0.988 1.000 0.972 0.874 0.609

0.562 0.821 0.928 0.984 1.000 0.967 0.874 0.613

Додаток В



№ 14666/01 від 09.10 201 5 р.

На № _____ від _____ 201 ____ р.

**НАЦІОНАЛЬНА
АТОМНА
ЕНЕРГОГЕНЕРУЮЧА
КОМПАНІЯ**

Україна, 01032, Київ, вул. Назарівська, 3
Тел.: +38(044) 201-09-88, факс: 277-78-83

Розрахунковий рахунок 26009200019275
в АТ «Укресімбанк» м. Київ,
Код банку: 322313, код ЄДРПОУ 24584661

**Ректору ОНПУ
проф. Оборському Г.О.**

ДОВІДКА

Про впровадження в тематиці Державного підприємства
Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом»
результатів дисертаційної роботи Нікольського Марка Віталійовича
«**Вдосконалення методів моделювання пошкодження оболонки
паливного елемента ЯЕУ з ВВЕР для підвищення ефективності
експлуатації**»

виконаної на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук
за спеціальністю 05.14.14 - Теплові та ядерні енергоустановки

10703

Державне підприємство Національна атомна енергогенеруюча компанія
«Енергоатом», використовує наступні результати дисертаційної роботи
Нікольського Марка Віталійовича:

- імітаційну модель енергоблоку, яка дозволила провести розрахунки динамічних процесів енергоблоків з ВВЕР для різних програм регулювання;
- удосконалену динамічну модель енергоблоку, яка дозволяє оцінити ефективність експлуатації ЯЕУ при виконанні вимог безпеки;
- метод розрахунку ймовірності розгерметизації оболонок з впливом неоднорідності розподілу енерговиділення серед твєлів і урахуванням невизначеності вхідних параметрів моделі розрахунку пошкодження оболонки дозволяє розраховувати ймовірність розгерметизації оболонок.

Генеральний інспектор –
директор з безпеки, канд. техн. наук.



Д.В. Білей



ДОВІДКА

Про використання матеріалів дисертаційної роботи Нікольського Марка Віталійовича «Вдосконалення методів моделювання пошкодження оболонки паливного елемента ЯЕУ з ВВЕР для підвищення ефективності експлуатації» у рамках держбюджетних тематик МОН України (№0109U008453) за темою «Вивчення можливості навантаження енергоблоку АЕС з ВВЕР-1000 до 110 % від номіналу з метою визначення моменту граничного стану захисних бар'єрів безпеки» та (№ ДР 0115U000407) за темою «Теоретичні основи експлуатації ВВЕР-1000 з мінімальною імовірністю накопичення пошкодження оболонок твселів»

Надана довідка затверджує, що матеріали дисертаційної роботи Нікольського М.В. «Вдосконалення методів моделювання пошкодження оболонки паливного елемента ЯЕУ з ВВЕР для підвищення ефективності експлуатації», а саме: імітаційна модель ЯЕУ із зосередженими параметрами, моделювання статичних програм регулювання на базі спільного рішення рівнянь параметрів і імітаційної моделі ЯЕУ, метод розрахунку ймовірності розгерметизації оболонок твселів на основі врахування неоднорідності розподілу енерговиділення в ТВЗ і факторів, що визначають пошкодження оболонок пройшли випробування та увійшли у звіти по держбюджетним тематикам МОН України (№ 0109U008453, (№ ДР 0115U000407), що були виконані у Одеському національному політехнічному університеті.

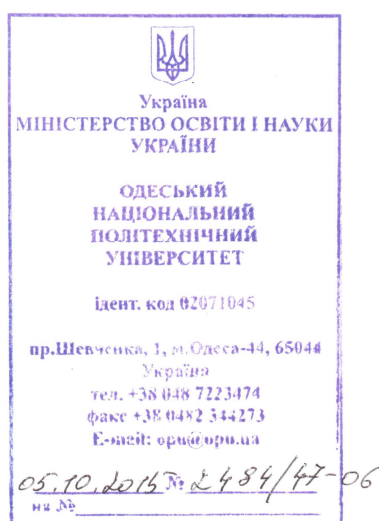
Довідка надана для подання до спеціалізованої вченої ради Д.41.052.04

Проректор

Вик. Максимов М.В.
тел. 705 – 85 - 31



Д.В. Дмитришин



ДОВІДКА

Надана Нікольському Марку Віталійовичу в тому, що матеріали дисертаційного дослідження «Вдосконалення методів моделювання пошкодження оболонки паливного елемента ЯЕУ з ВВЕР для підвищення ефективності експлуатації» на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук за спеціальністю «Теплові та ядерні енергоустановки» використовуються при підготовці магістрів та бакалаврів за напрямом «Автоматизація та комп'ютерно – інтегровані технології» в інституті енергетики та комп'ютерно – інтегрованих систем керування в наступних курсах:

- «Фізика ядерно-фізичних процесів»
- «Нестационарні процеси та регулювання ЯЕУ»
- «Структурна оптимізація обладнання АСУ ТП»

Довідка надана для подання до спеціалізованої вченої ради Д. 41.052.04

Проректор

Вик. Максимов М.В.
тел. 705 – 85 – 31



С.А. Нестеренко