

Міністерство освіти і науки України
ОДЕСЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ ПОЛІТЕХНІЧНИЙ УНІВЕРСИТЕТ

На правах рукопису

ФОЩ ТИМУР ВІТАЛІЙОВИЧ



УДК 621.039.56:681.5

МОДЕЛІ І МЕТОДИ АВТОМАТИЗОВАНОГО УПРАВЛІННЯ
ЗМІНОЮ ПОТУЖНОСТІ ЕНЕРГОБЛОКУ ЯЕУ З ВВЕР–1000

Спеціальність 05.13.07 – автоматизація процесів керування

Дисертація

на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук

Науковий керівник
Пелих Сергій Миколайович,
доктор технічних наук,
старший науковий співробітник,
професор кафедри автоматизації
теплоенергетичних процесів

Одеса – 2017

ЗМІСТ

ВСТУП.....	6
РОЗДІЛ 1. ВЛАСТИВОСТІ ЯДЕРНО–ЕНЕРГЕТИЧНОЇ УСТАНОВКИ З	
ВВЕР–1000 ЯК ОБ’ЄКТА УПРАВЛІННЯ.....	
1.1 Енергоблоки АЕС в енергосистемі.....	13
1.1.1 Основні принципи участі АЕС в регулюванні потужності енергосистеми.....	15
1.1.2 Регулювання графіка навантаження енергосистеми.....	17
1.2 Сталість працездатності реактора АЕС.....	20
1.2.1 Кількісна міра стійкості реактора.....	22
1.3 Програми управління потужністю енергоблоку АЕС з ВВЕР–1000.....	25
1.3.1 Програма управління потужністю енергоблоку з постійною середньою температурою теплоносія в 1–му контурі.....	27
1.3.2 Програма управління потужністю енергоблоку з постійним тиском в другому контурі.....	30
1.3.3 Програма управління потужністю енергоблоку в режимі змінного тиску 2–го контуру.....	33
1.3.4 Компромісно–комбінована програма управління потужністю енергоблоку.....	36
1.3.5 Дослідження програм управління.....	40
1.4 Постановка завдання дослідження.....	42
1.5 Висновки до першого розділу.....	43
РОЗДІЛ 2. МАТЕМАТИЧНЕ МОДЕЛЮВАННЯ ЯДЕРНОЇ	
ЕНЕРГЕТИЧНОЇ УСТАНОВКИ З ВВЕР–1000.....	
2.1 Математична структура моделі реактора.....	49
2.2 Розподіл параметрів між ділянками активної зони.....	55
2.3 Математична модель кінетики реактора.....	61
2.4 Математична модель енерговиділення.....	64
2.5 Математична модель передачі енергії паливу і теплоносію.....	65

2.6 Математична модель ефектів реактивності.....	66
2.7 Математичні моделі енергетичного устаткування енергоблока.....	68
2.8 Висновки до другого розділу.....	73
РОЗДІЛ 3. ІМІТАЦІЙНЕ МОДЕЛЮВАННЯ ЕНЕРГОБЛОКУ З ВВЕР–1000	74
3.1 Імітаційна модель розподіленої активної зони реактора.....	75
3.2 Імітаційна модель кінетики реактора.....	83
3.3 Імітаційна модель енерговиділення.....	85
3.4 Імітаційна модель передачі енергії паливу і теплоносію.....	86
3.5 Імітаційна модель ефектів реактивності реактора.....	88
3.6 Імітаційні моделі енергетичного устаткування енергоблока.....	92
3.7 Висновки до третього розділу.....	94
РОЗДІЛ 4. МЕТОД АВТОМАТИЗОВАНОГО УПРАВЛІННЯ ЗМІНОЮ ПОТУЖНОСТІ ЯЕУ З ВВЕР–1000.....	96
4.1 Автоматизоване управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000.....	97
4.2 Удосконалена схема автоматизації програм управління.....	100
4.3 Налаштування регуляторів.....	101
4.3.1 Налаштування регулятора аксіального офсету.....	102
4.3.2 Налаштування регулятора середньої температури теплоносія.....	104
4.3.3 Налаштування регулятора тиску в другому контурі.....	107
4.3.4 Налаштування регулятора потужності енергоблоку.....	109
4.4 Відносна похибка моделювання.....	111
4.5 Результати моделювання.....	114
4.6 Висновки до четвертого розділу.....	118
ВИСНОВКИ.....	119
СПИСОК ВИКОРИСТАНОЇ ЛІТЕРАТУРИ.....	121
ДОДАТОК А. Початкові дані для розрахунку.....	135
ДОДАТОК Б. Документи про впровадження.....	139

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 та захисту
РУ	–	реакторна установка
ОЕС	–	об'єднана енергетична система
ККД	–	коефіцієнт корисної дії
твел	–	тепловиділяючий елемент
ГПК	–	головний паровий клапан
БК	–	борна кислота
АРП	–	автоматичний регулятор потужності
ПГ	–	парогенератор
ПЕОМ	–	персональна електронно обчислювальна машина
ЧАЕС	–	Чорнобильська атомна електрична станція
АО	–	аксіальний офсет
АКЗ	–	активна зона
ЕВТП	–	енергетичний варіант теорії повзучості
ПЗ	–	програмні засоби
СКВПЕ	–	союз з координації виробництва і передачі електроенергії
ЦНТ	–	циліндри низького тиску
КОК	–	керуючий обчислювальний комплекс
ГЕС	–	гідроелектростанція
ТЕС	–	теплоелектростанція
ДП НАЕК	–	державне підприємство національної атомної енергогенеруючої компанії
ЕЕС	–	електроенергетичні системи
ПУ	–	програма управління

ОУ	–	об'єкт управління
ДК	–	другий контур
ПК	–	перший контур
ТГ	–	турбогенератор
ОНПУ	–	Одеський національний політехнічний університет
АСУ	–	автоматизована система управління
СРСР	–	Союз Радянських Соціалістичних Республік
МНПК	–	міжнародна науково–практична конференція
ВНПК	–	всеукраїнська науково–практична конференція
НАН	–	національна академія наук
МОН	–	міністерство освіти і науки
ЕК	–	елементарна комірка
АСУ ТП	–	автоматизована система керування технологічним процесом

ВСТУП

Поточні атомні енергоблоки України використовуються в енергосистемі з метою покриття базового навантаження в добовому графіку навантаження енергосистеми. Проте, на сьогодні покриття пікового та напівпікового навантаження енергосистеми забезпечується гідроакumuлюючими електростанціями, але це є недостатньою умовою. Отже, пропонується задіяти маневрені властивості ЯЕУ, які дозволять їм брати участь в покритті не лише базового навантаження, але і пікового та напівпікового навантаження. Тому на сьогодні стає актуальним завданням адаптація діючих енергоблоків до нових маневрених умов роботи шляхом створення методів управління і систем регулювання потужністю енергоблока, що в сукупності дозволить експлуатувати енергоблоки АЕС в маневрених режимах.

На сьогодні українські АЕС в основному експлуатуються в номінальному режимі, тобто потужність енергоблоків підтримується на рівні 100 %. Оскільки завдання маневрування потужністю в автоматичному режимі є нетривіальним завданням у зв'язку з необхідністю ретельного і попереднього налаштування усієї автоматизованої системи управління, так і розрахунку безлічі початкових умов [1, 2]. Тому нині маневрування потужністю ядерною енергетичною установкою відбувається за допомогою операторів в ручному режимі, більше того, тільки на вимогу диспетчерів енергосистеми [3, 4, 5, 6, 7]. Проте, і в такому режимі існує велика вірогідність помилки у зв'язку з людським фактором, який може привести до аварії на атомному об'єкті, оскільки такий режим роботи під час маневрування потужністю вимагає одночасно контролювати зміну великої кількості нейтронно-фізичних, теплогідравлічних і технологічних параметрів [8, 3, 6, 9, 10].

Як відомо, устаткування ПК ЯЕУ дозволяє експлуатувати об'єкт в маневреному режимі. Тому, для вирішення цього завдання необхідно створити метод і систему управління потужністю енергоблоку, які забезпечить надійну та безпечну експлуатацію об'єкту в режимі маневрування потужністю [11].

Для забезпечення надійності та безпеки при експлуатації такого об'єкту як ЯЕУ, необхідно підтримувати стійкість реактора при збуреннях на нього в режимах підтримки заданого значення потужності та при маневруванні потужністю. Важливо підкреслити, що при маневруванні потужністю ВВЕР–1000, забезпечення стабільності енерговиділення в АКЗ реактора є досить складною проблемою, яка вирішується за рахунок досягнення максимальної сталості в часі АО. Таким чином, при створенні методів автоматизованого управління потужністю енергоблоку АЕС необхідно враховувати зміну параметрів реактора, що впливають на АО.

Зв'язок роботи з науковими програмами, планами, темами. Дисертаційне дослідження виконане в ОНПУ відповідно до завдань держбюджетних науково–дослідних робіт: «Фізико–технічні методи управління властивостями ТВЗ для забезпечення балансу безпеки та ефективності» (№ 0111U010454), «Теоретичні основи експлуатації ВВЕР–1000 з мінімальною ймовірністю накопичення пошкодження оболонок твелів» (№ 0115U000407).

Мета і задачі дослідження. Метою роботи є удосконалення системи автоматизованого управління потужністю ЯЕУ з ВВЕР–1000 за нормальних умов експлуатації, що дозволить змінювати потужність реактора з максимальною стабільністю енерговиділення в АКЗ. Досягнення мети здійснюється вирішенням послідовності таких завдань:

– дослідити властивості реактора ВВЕР–1000 як ОУ з точки зору статичних ПУ і впливу внутрішніх та зовнішніх збурень на стабільність управління;

– розробити багатозонну, розподілену у просторі модель реактора ВВЕР–1000 як ОУ, де враховується утворення ядер ^{235}U та ^{239}Pu і виділення енергії при їх поділі;

– розробити математичну модель енергоблоку з реактором ВВЕР–1000 як ОУ, яка дозволить точніше досліджувати динамічні характеристики технологічних параметрів реактора;

– розробити метод автоматизованого регулювання потужністю енергоблоку, який дозволить удосконалити існуючу систему управління потужністю та попередити виникнення коливань технологічних параметрів реактора в маневреному режимі його експлуатації.

Об'єктом дослідження є система управління ядерною енергетичною установкою з ВВЕР–1000 при нормальній експлуатації під час зміни потужності.

Предметом дослідження є методи та моделі автоматизованого управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000.

Методи дослідження.

Для дослідження властивостей ЯЕУ з ВВЕР–1000 як ОУ з точки зору статичних ПУ і впливу внутрішніх та зовнішніх збурень на стабільність управління, використовувались наукове узагальнення й систематизація [12, 13]. При розробці багатозонної, розподіленої у просторі моделі реактора ВВЕР–1000 як ОУ, де враховується утворення ядер ^{235}U та ^{239}Pu і виділення енергії під час їх поділу, використовувались теоретичні основи складання рівнянь матеріального балансу, числові методи розв'язання диференціальних рівнянь [14, 15, 16, 17, 18, 19]. Для реалізації математичної моделі енергоблоку з реактором ВВЕР–1000 як ОУ, яка дозволить точніше досліджувати динамічні характеристики технологічних параметрів реактора, використані методи імітаційного моделювання в середовищі моделювання та методи теорії автоматичного керування [20, 19, 21, 22, 23, 24, 25]. Для створення методу автоматизованого регулювання потужністю енергоблоку, який дозволяє удосконалити існуючі системи управління потужністю та попередити виникнення коливань технологічних параметрів реактора в маневреному режимі його експлуатації, використані методи теорії автоматичного керування, а також методи синтезу систем автоматичного керування [26, 27, 28, 29, 30, 25].

Наукова новизна одержаних результатів:

– отримала подальший розвиток багатозонна математична модель реактора, яка відрізняється від відомих тим, що враховує виділення енергії при

поділі ядер ^{235}U , ^{239}Pu і включає моделі одночасного керуючого впливу концентрації розчину борної кислоти в теплоносії та положення регулюючих стрижнів системи управління й захисту (СУЗ) реактора, що дало можливість розглядати її як модель з розподіленими параметрами, яка дозволяє змінювати зазначені технологічні параметри ОУ по секторах симетрії, висотним шарам активної зони реактора та групам ТВЗ кожного сектора симетрії з можливістю розрахувати основні технологічні параметри реактора і кількісну міру його безпеки;

– отримала подальший розвиток імітаційна модель ЯЕУ, яка відрізняється від відомих тим, що включає багатозонну математичну модель реактора з розподіленими параметрами, яка дала можливість врахувати внутрішньо–притаманні властивості активної зони реактора (у тому числі перехідні процеси на ксеноні), а також зменшити похибку моделювання статичних і динамічних властивостей реактора;

– вперше розроблено метод автоматизованого управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000, у якому застосовано три контури керування, один з яких підтримує регламентну зміну потужності реактора за рахунок регулювання концентрації БК в теплоносії, другий підтримує необхідне значення аксіального офсету шляхом зміни положення стрижнів СУЗ, а третій – температурний режим теплоносія за рахунок регулювання положення головних клапанів ТГ, що дозволило покращити стабільність енерговиділення в АКЗ при зміні її потужності за нормальних умов експлуатації реактора.

Практичне значення одержаних результатів полягає у:

– використанні розподіленої в просторі математичної моделі енергоблоку ЯЕУ з ВВЕР–1000 для керування всіма важливими параметрами реактора, включаючи АО як показник кількісної міри його безпеки;

– використанні методу автоматизованого управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000, який покращив стабільність енерговиділення в АКЗ при маневруванні її потужністю за нормальних умов експлуатації реактора;

– вдосконаленні існуючих статичних ПУ за допомогою запропонованого методу автоматизованого управління потужністю ЯЕУ з ВВЕР–1000 за рахунок використання трьох контурів регулювання.

Результати дисертаційного дослідження впроваджені в ДП НАЕК «Енергоатом» і використовуються при підготовці бакалаврів та магістрів за напрямом «Автоматизоване управління технологічними процесами» на кафедрі автоматизації теплоенергетичних процесів ОНПУ в курсах: «Автоматизовані системи керування», «Моделювання теплоенергетичних систем з розподіленими параметрами», «Математичне забезпечення АСУ ТП».

Особистий внесок здобувача. Дисертація є самостійно виконаною науковою роботою, в якій викладено авторський підхід до розробки методів та моделей автоматизованого управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000. Всі наукові результати, які наведені в дисертації та виносяться на захист, отримані автором самостійно.

З робіт, опублікованих у співавторстві, дисертанту належить: [31, 32] – удосконалення АСУ зміною потужності енергоблоку з ВВЕР, яка здійснює ПУ при постійному тиску пари в ДК, аналіз впливів такої системи управління на АО; [33, 34, 35] – проведено аналіз впливів АСУ й методів управління зміною потужності енергоблоку з ВВЕР при різних ПУ на сталість АО; [36, 37] – запропоновано вдосконалені АСУ зміною потужності енергоблоку з ВВЕР–1000, які дозволяють автоматизовано змінювати регламентну потужність реактора у маневреному режимі при різних ПУ; [38, 39] – отримані якісні показники прихованих закономірностей та взаємозв'язків між змінними у великих масивах необроблених даних технологічних параметрів, для різних ПУ зміною потужністю ВВЕР–1000, а також запропоновані та приведені регресійні моделі технологічних параметрів для різних ПУ; [40, 41] – наведено та описано рівняння розподілу тепловиділення у кожному твелі всієї АКЗ ВВЕР–1000, що дозволяє удосконалити існуючу математичну модель реактора з розподіленими параметрами, а також запропоновано спрощену модель енерговиділення у багатозонній математичній моделі ЯЕУ з ВВЕР–1000; [42] – приведено

доповнену математичну модель кінетики реактора ЯЕУ з ВВЕР–1000, яка дозволяє враховувати виділення енергії при поділі ядер ^{235}U і ^{239}Pu ; [43, 44] – приведено удосконалені моделі та метод зміни потужності блоку АЕС з ВВЕР–1000.

Апробація результатів дисертації. Основні положення й результати дисертаційного дослідження доповідалися, обговорювалися й одержали схвалення на МНПК і семінарах: «VI ВНПК Інформаційні технології та автоматизація – 2013» (м. Одеса, 2013), «МНПК Инновационное развитие отраслевой автоматизации, информационных и энергосберегающих технологий – 2013. Современное состояние, проблематика и перспективы» (м. Москва, 2013), «МНПК Актуальні проблеми автоматизації та управління» (м. Луцьк, 2014), «I ВНПК Автоматизація, контроль та управління: пошук ідей та рішень» (м. Красноармійськ, 2015), «XXII МНПК з автоматичного управління Автоматика–2015» (м. Одеса, 2015), «Автоматизація та комп'ютерно–інтегровані технології. МНПК молодих учених, аспірантів і студентів – 2016» (м. Одеса, 2016), «IX МНПК інформаційні технології і автоматизація – 2016» (м. Одеса, 2016), «Procedia Computer Science – CENTERIS 2016 – Applied Computational and Artificial Intelligence» (Porto, Portugal, 2016), XXIV щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України (м. Київ, 2017).

Публікації. Результати наукових досліджень опубліковані у 14 друкованих працях, з яких 5 – у фахових виданнях та виданнях інших держав (3 публікації – у міжнародній наукометричній базі даних SCOPUS, 2 – у спеціалізованих наукових виданнях, рекомендованих МОН України), а також 9 доповідей і тез міжнародних та національних конференцій.

Структура і об'єм дисертації. Дисертація складається зі вступу, основного змісту, який включає 4 розділи, висновків, списку використаної літератури з 130 найменувань та 2 додатків. Загальний обсяг роботи становить 142 сторінки (з них 134 основного тексту). В роботу входять також 66 рисунків і 6 таблиць.

РОЗДІЛ 1. ВЛАСТИВОСТІ ЯДЕРНО–ЕНЕРГЕТИЧНОЇ УСТАНОВКИ З ВВЕР–1000 ЯК ОБ’ЄКТА УПРАВЛІННЯ

17 % всієї глобальної поставки електрики сьогодні припадає на ядерну енергію. З урахуванням такої перспективи ядерної енергетики, очікується зростання частки електроенергії, яку виробляють атомні електричні станції. Відповідно до одного з прогнозів, наведеного Міжнародним інститутом прикладного та системного аналізу і Світовою енергетичною радою, на 2050–й рік очікується частка вироблення електроенергії в діяльності АЕС на рівні 38 % [45].

Підвищення в енергосистемах частки потужності, яку виробляють АЕС, призводить до необхідності для них брати участь в регулюванні виробленої потужності згідно з добовим трафіком навантажень і ліквідації аварійних ситуацій в енергосистемах.

Зокрема, у Франції загальна частка АЕС серед всієї виробленої електроенергії становить понад 70 %, з систематичною участю енергоблоків з ВВЕР в добовому регулюванні змінної частини графіків електричних навантажень, з розвантаженням до рівня 30 % номінальної потужності [4].

На території країн зі значною часткою потужності АЕС в енергосистемі неможлива стабільна енергосистема без участі АЕС в процесі регулювання виробленої потужності згідно з добовим графіком. Зокрема, в Україні зі значною частиною вироблення електроенергії на АЕС (понад 40 %), в порівнянні з ГЕС і ТЕС, ОЕС не має в своєму розпорядженні необхідний обсяг маневрових потужностей, через що виникають режими роботи із значним коливанням різниці між електроенергією, яку виробляють з тою, яку споживають на протязі доби.

1.1 Енергоблоки АЕС в енергосистемі

Розвиток української атомної енергетики почався у 1977–му році, після запуску першого енергоблоку Чорнобильської АЕС. Відповідно до планів розвитку атомної енергетики в Союзі Радянських Соціалістичних Республік на території України потрібно було збудувати 9 АЕС. Планувалося за період 1977–1989 рр. введення в експлуатацію 16 енергоблоків сумарною потужністю 14800 МВт на п'яти атомних станціях: Рівненська, Запорізька, Чорнобильська, Хмельницька та Южно–Українська.

В умовах зростання потреби в електроенергії збільшувалося і будівництво атомних енергоблоків. У квітні 1986–го р. до моменту техногенної аварії на четвертому енергоблоці ЧАЕС на території України діяли 10 енергоблоків, для 8 з них потужність становила 1000 МВт (4 ВВЕР–1000 і 4 РБМК–1000). Введено в експлуатацію в період 1986–1990 рр. ще 6 активних енергоблоків потужністю 1000 МВт кожен: 3 на Запорізькій АЕС, по одному на Рівненській, Південно–Українській та Хмельницькій АЕС.

Але при цьому в серпні 1990–го року після аварії на ЧАЕС Верховною Радою України був оголошений мораторій на будівництво і введення в експлуатацію нових атомних енергоблоків. Через це були припинені роботи з будівництва нових енергоблоків Запорізької, Хмельницької, Рівненської АЕС.

Після того, як Верховна Рада скасувала мораторій, виникли відповідні питання щодо відновлення та реконструкції недобудованих енергоблоків. Потрібні спорудження і введення в експлуатацію, в першу чергу, з метою компенсації потужності енергоблоків, які відпрацювали ресурс, або заміни блоків, які не відповідають чинним нормам безпеки.

У грудні 1991 року відбулося об'єднання підприємств атомної енергетики в концерн «Укратоменергопром», реорганізований в 1993 р. до Державного комітету України по використанню ядерної енергії – Держкоматом України. Пуск 6 блоку Запорізької АЕС відбувся в жовтні 1995 р. При цьому Запорізька атомна станція з потужністю 6 млн. КВт виявилася найбільшою в Європі.

Згідно з постановою Кабміну України № 1268, 17 жовтня 1996 року затверджене рішення про створення Національної атомної енергогенеруючої компанії «Енергоатом».

Після того, як була закрита Чорнобильська АЕС, продовжують діяти на території України чотири атомні електростанції з 15 енергоблоками. При цьому 2 з них працюють з реакторними установками ВВЕР–440, а 13 – з установками ВВЕР–1000. Діючі українські енергоблоки мають загальну встановлену потужність 13835 МВт. Загальна характеристика діючих АЕС України наведена в таблиці 1.1.

Таблиця 1.1 – Загальна характеристика діючих АЕС України

Назва АЕС	Блок №	Тип реактора	Встановлена електрична потужність (млн. кВт)	Дата пуску енергоблоку
Запорізька	1	ВВЕР–1000/320	1000 МВт	10.12.1984
	2	ВВЕР–1000/320	1000 МВт	22.07.1985
	3	ВВЕР–1000/320	1000 МВт	10.12.1986
	4	ВВЕР–1000/320	1000 МВт	18.12.1987
	5	ВВЕР–1000/320	1000 МВт	14.08.1989
	6	ВВЕР–1000/320	1000 МВт	19.10.1995
Рівненська	1	ВВЕР–440/213	440 МВт	22.12.1980
	2	ВВЕР–440/213	440 МВт	22.12.1981
	3	ВВЕР–1000/320	1000 МВт	21.12.1986
	4	ВВЕР–1000/320	1000 МВт	16.10.2004
Южно–Українська	1	ВВЕР–1000/302	1000 МВт	31.12.1982
	2	ВВЕР–1000/338	1000 МВт	06.01.1985
	3	ВВЕР–1000/320	1000 МВт	20.09.1989
Хмельницька	1	ВВЕР–1000/320	1000 МВт	22.12.1987
	2	ВВЕР–1000/320	1000 МВт	08.08.2004

Україна займає 5–те місце в Європі і 8–ме в світі з встановленою потужністю АЕС. Починаючи з 2002 року, регулюючим органом відповідно до Закону України «Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії» на підставі всебічної оцінки безпеки ядерних установок та оцінки спроможності експлуатуючої організації виконувати усі заходи щодо забезпечення безпеки ДП НАЕК «Енергоатом» видано ліцензії з експлуатації

ядерних установок на майданчиках Запорізької, Южно–Української, Хмельницької та Рівненської АЕС.

Але при цьому, відповідно до Закону України «Про використання ядерної енергії та радіаційної безпеки», уся відповідальність за безпеку роботи ядерних установок, фінансове покриття відповідальності за ядерну шкоду на умовах і в розмірі, які встановлює чинне українське законодавство, покладається на організацію, яка експлуатує. Визначають умови ліцензій види операцій або робіт на етапі життєвого циклу, які можуть бути виконані лише при отриманні окремих письмових дозволів, наданих установою «Держатомрегулювання».

ДП НЕАК «Енергоатом» надає дозвіл на пуск енергоблоків після планово попереджувального ремонту з перевантаженням АКЗ, якщо в повному обсязі виконуються заходи, які визначаються умовами діючих ліцензій та попереднім дозволом, зокрема, після впровадження заходів для зростання безпеки.

Одним з варіантів приєднання України і країн СНД до загальноєвропейського електроенергетичного ринку стає об'єднання енергетичних систем цих країн і енергосистем країн в центральній і західній Європі.

Відомо, що встановлені в СКВПЕ серйозніші норми щодо якості регулювання частоти, активної потужності в аварійних і стаціонарних режимах в порівнянні з українською практикою. Поліпшення якості стабілізації частоти в електроенергетичній системі є обов'язковою умовою об'єднання для синхронної паралельної роботи з заходом, згідно з умовами СКВПЕ щодо діючих і нових членів [46].

1.1.1 Основні принципи участі АЕС в регулюванні потужності енергосистеми

Енергоблоки використовуються в сучасній українській енергосистемі з метою покриття базового навантаження в добовому графіку навантаження енергосистеми. Покриття пікових і напівпікових навантажень енергосистеми

забезпечується гідроакumuлюючими електростанціями, але цього сьогодні недостатньо (рисунок 1.1). Тому, одним з рішень цього питання є будівництво безлічі гідроакumuлюючих електростанцій, здійснення якого важко уявити, або експлуатувати енергоблоки АЕС в маневреному режимі, щоби частково регулювати електроенергію. Наприклад, розвантаження на 20 % АЕС, на якій знаходяться 6 блоків по 1000 МВт, дозволяє домогтися ефекту, аналогічного повної зупинки блоку теплової електростанції 1200 МВт. Отже, за рахунок маневрування потужності енергоблоку АЕС, можлива підтримка балансу в чинній українській енергосистемі.

Отже, можна говорити про певну невідповідність вироблення і споживання електроенергії протягом доби (рисунок 1.1). Тому, актуальною є задача підтримки добового балансу споживання і вироблення електроенергії.

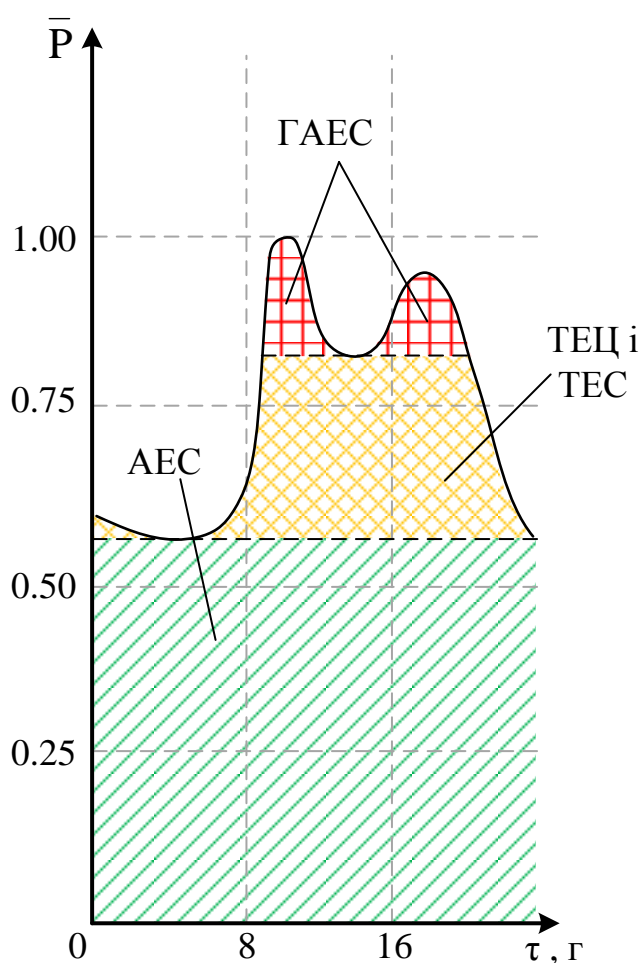


Рисунок 1.1 – Графік навантаження енергосистеми: τ – доба, год., \bar{P} – потужність, яка споживається

Ускладнює поточний стан справ та обставина, що значна частина в структурі енергогенеруючих потужностей припадає на АЕС, які функціонують в базовому режимі (рисунок 1.1). Отже, напівпікові та пікові електричні навантаження змушені підтримувати фізично зношені енергоблоки ТЕС, через що погіршуються надійність і економічність електрозабезпечення, приводячи до загальної загрози для цілісності української енергосистеми.

На основі вищезгаданого можна говорити про актуальність завдання підвищувати маневреній діапазон АЕС для ефективного регулювання добових графіків навантажень і частоти струму в енергосистемі [47, 48].

Щоб виконати зазначені вимоги для енергоблоків необхідні належні маневрені властивості. Сукупність характеристик енергоблоку визначає його маневрені можливості, які впливають на ефективність участі в рамках регулювання потужністю в енергосистемі швидкістю зміни навантаження і регульовальним діапазоном. Мобільність характеризує швидкість зміни навантаження блоку.

Наслідком підвищення маневреності стає робота енергоблоків в змінних режимах, для чого необхідно вирішити ряд важливих інженерних і наукових задач. До числа цих яких, в першу чергу, відносяться підвищення стандартів надійності, безпеки, економічності нового обладнання і обладнання, яке вже використовується на атомних енергоблоках з ВВЕР. Рішення даних задач повинно бути пов'язане з адаптацією таких енергоблоків до експлуатації в умовах перспективних і сучасних енергосистем. Особливо важливою умовою при підвищенні частки вироблення енергії на АЕС з ВВЕР є об'єднання у великі енергооб'єднання [49].

1.1.2 Регулювання графіка навантаження енергосистеми

АЕС доводиться функціонувати в регулюючому режимі в міру підвищення частки атомних енергоблоків в енергосистемах. АЕС в роботі

малопотужних енергосистем можуть виступати як основні джерела. Відповідно, їм необхідно буде працювати в змінній частині графіка.

Основний показник, за яким визначаються графіки електричних навантажень, представлений коефіцієнтом нерівномірності. Він є відношенням мінімального добового навантаження до максимального. При цьому слід зазначити значні відмінності коефіцієнтів нерівномірності графіків електричних навантажень за окремими ЕЕС.

На рисунку 1.2 наводяться добові графіки навантажень ЕЕС підвищеної нерівномірності [4, 75], на яких можна помітити, що для робочого дня різниця мінімальних і максимальних навантажень становить 44 % і 33 % в грудні та липні відповідно.

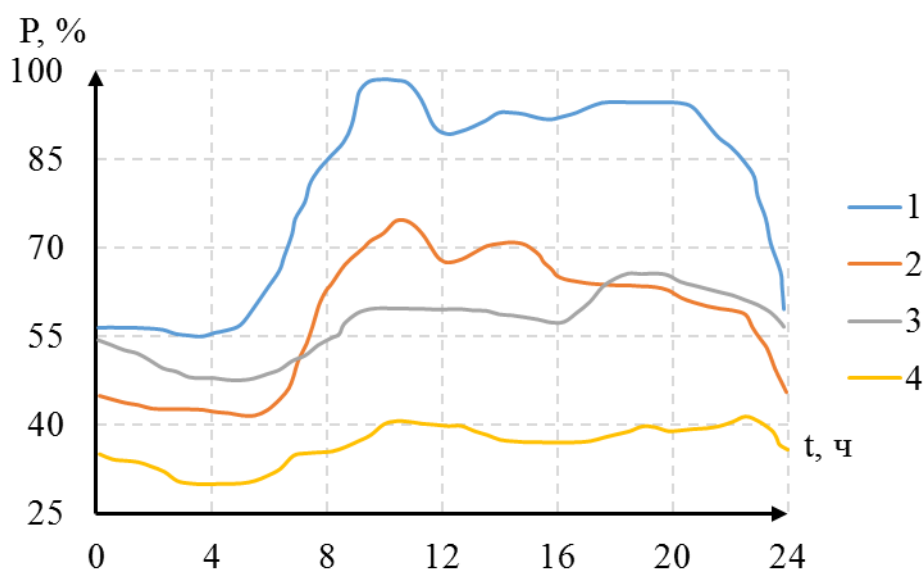


Рисунок 1.2 – Характер зміни добових графіків навантажень ЕЕС підвищеної нерівномірності: 1 – робочий день грудня, 2 – робочий день липня, 3 – вихідний день грудня, 4 – вихідний день липня.

Як вважає автор [4], щоб покрити пікові навантаження в даній ЕЕС, можливе залучення спеціальних пікових агрегатів, які працюють кілька годин протягом доби. При цьому, термін експлуатації ряду енергоблоків найближчим часом закінчиться.

Наведена нерівномірність графіка навантажень енергосистеми ускладнює забезпечення балансу попиту і пропозиції на електроенергію у вузлах її споживання та недопущення зміни частоти мережі змінного струму і розрахункового рівня напруги (тобто недопущення переходу енергосистеми до аварійного стану). Крім того, через технологічні вимоги генеруючих станцій не можливо оперативно та оптимально чітко забезпечити покриття графіка навантажень енергосистеми у кожній її точці доби. Це призводить до значних втрат на використання ресурсів при генерації електричної енергії.

Постає дуже важливе питання оптимального управління графіком навантажень енергосистеми з метою його вирівнювання у добовому інтервалі часу.

Основні заходи з ущільнення графіку навантажень включають в себе:

- Підвищення маневреності існуючих електростанцій;
- Зняття піку графіком навантажень і перенесення вивільненої при цьому частини енергії в нічний провал (для виробництв з циклічним характером роботи);
- Розосередження в часі процесів включення і відключення електроприймачів;
- Обґрунтоване використання енергії в години нічного провалу (з урахуванням пропускної здатності існуючих електричних мереж);
- Створення спеціальних енергоємних споживачів-регуляторів і накопичувачів енергії.
- Регулювання добових графіків навантажень за допомогою споживачів-регуляторів приводить до зниження:
 - нерівномірності графіків навантажень енергосистеми;
 - втрат активної потужності й електроенергії в мережах;
 - втрат напруги в мережах і її відхилення від номінального значення на зажимах електроприймачів протягом доби;
 - витрат на оплату електроенергії.

Графік навантаження енергосистеми являє собою суму безлічі графіків навантаження споживачів, отже, вирівняти його можна тільки за допомогою методів, які здатні використовувати значиму потужність АЕС України.

Витрати на виробництво, передачу і розподіл електроенергії залежать від графіка споживання. Чим нерівномірніше споживання, тим вони більші. Перед енергосистемою виникає проблема покриття піків електричних навантажень, а також забезпечення економічного режиму роботи агрегатів в години нічних провалів. Крім покриття дефіциту потужності вирівнювання графіків навантажень енергосистем приводить до зменшення втрат електроенергії і напруги в мережах, а також питомих витрат палива на виробництво електроенергії.

Енергія, вироблена на електростанціях у формі електрики, пари та гарячої води, споживається на цих же станціях установками власних потреб. У цьому випадку вирішальне значення набуває використання в якості споживачів-регуляторів акумуляційних електродвигунів і електродвигунів на теплоелектроцентралі, використання електричної енергії і тепла на АЕС, електричної енергії на гідроакумулювальних електростанціях. Електрична енергія споживається численними і різноманітними споживачами на стадії кінцевого використання. Ці споживачі включають до себе і комунально-побутове навантаження. Споживачів-регуляторів споживають електричну енергію, а виробляють ту продукцію, яка потрібна в цілому.

1.2 Стійкість працездатності реактора АЕС

Експлуатація АЕС вимагає забезпечення безпеки і надійності. Надійність передбачає властивість ЯЕУ збереження в часі здатності вироблення електричної та/або теплової енергії запропонованих параметрів за необхідним графіком навантаження в радіаційних умовах, допустимих для нормальної експлуатації, при заданій системі ремонтів обладнання і технічного обслуговування обладнання [50].

Надійність ЯЕУ представляє собою складну властивість, до складу якої входить довговічність, безвідмовність і ремонтпридатність. Безвідмовність полягає у властивості безперервного збереження працездатності ЯЕУ протягом встановленого періоду. Довговічність передбачає властивість збереження працездатності ЯЕУ аж до моменту, коли настане граничний стан при дотриманні встановленої системи ремонтів і техобслуговування [4].

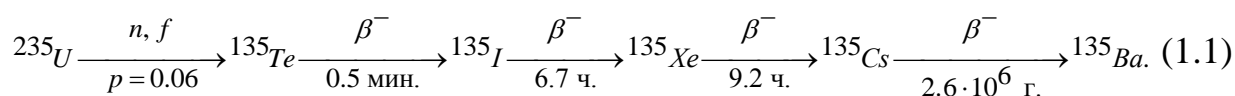
Коли закінчується ресурс головної системи енергоблоку і обладнання АЕС, управління і продовження терміну служби ЯЕУ є важливими проблемами, які потребують вирішення. Особливої уваги при цьому вимагає безпека енергоблоку, з огляду на підвищення ймовірності відмови обладнання. Виникає при цьому необхідність дослідження умов експлуатації енергоблоку, підтримуючи прохання терміну служби АЕС, з підвищенням безпеки, маневреності та довговічності [51].

Щоб забезпечити надійну і стійку працездатність реактора АЕС, потрібно, перш за все, підтримувати стійкість розподілу нейтронів по всій висоті АКЗ і стабільність поля енерговиділення. Вигорання ядерного палива супроводжується утворенням нуклідів, що мають різні перетини поглинання нейтронів, що впливає на діючі процеси, які відбуваються в реакторі. Процес, коли виділяються сильно поглинаючі продукти поділу, які впливають на процеси, і, отже, на характеристики АКЗ, називають «отруєнням» реактора. Накопичення інших продуктів поділу, при цьому, називається «шлакуванням». Практично повністю визначають отруєння реактора ядра ^{135}Xe та ^{149}Sm оскільки для їхніх нуклідів характерний найбільший перетин поглинання теплових нейтронів $\sigma_{a,\text{Xe}}^T \approx 2.6 \times 10^{-18} \text{ см}^2$ та $\sigma_{a,\text{Sm}}^T \approx 5 \times 10^{-20} \text{ см}^2$ на відміну від інших.

Відомо при цьому, що перехідні процеси ксенону і самарію в часі є дуже розсіяними [52, 53, 54]. Оскільки період напіврозпаду прометія, який є основним джерелом самарію, в сім разів перевищує характерне значення для йоду, що представляє собою основне джерело ксенону. При цьому процеси перетворення самарія практично не позначаються на стабільності і стійкості

енергорозподілу реактора, завдяки чому можна відносно завжди розглядати ксенонові перехідні процеси окремо від перехідних процесів самарія.

^{135}Xe накопичується за рахунок радіоактивного розпаду за такою схемою:



При стаціонарній роботі реактора АКЗ містить отруйник ^{135}Xe , який сприяє забезпеченню постійної негативної реактивності. В результаті будь-якої зміни потужності в порівнянні зі стаціонарним значенням, змінюється і концентрація ^{135}Xe . Це призводить до зміни реактивності, яка впливає на загальну надійність і нестабільність реактора [55, 56].

1.2.1 Кількісна міра стійкості реактора

Будь-яка зміна стану АКЗ або його енерговиділення призводить до проблеми сталості та надійності реактора, до якої призводять ксенонові перехідні процеси з позитивним зворотним зв'язком. В результаті множинної зміни енерговиділення АКЗ при маневруванні потужністю реактора можливий швидкий знос, з порушенням надійності паливних елементів або виникнення напруги на окремих ділянках цілісності оболонок твелів [57, 58].

Щодня витрачається запас реактивності в ядерному паливі за рахунок збільшення глибини вигоряння та накопичення «отруйників», через що змінюється розподіл нейтронного поля.

АСУ енергорозподілу реактора ВВЕР–1000 в умовах стаціонарної роботи реактора є задовільно ефективною при придушенні невеликих коливань, які пов'язані з появою накопичення ^{135}Xe . Але при маневруванні потужністю реактора від одного рівня до іншого відзначаються ксенонові коливання або ксенонова нестабільність, що буде позначатися на зміні розподілу енерговиділення по висоті АКЗ (рисунок 1.3).

Періодичний перерозподіл енерговиділення по висоті АКЗ реактора під дією ксенонових коливань є однією з ключових проблем при забезпеченні

безпечної експлуатації, стійкості АКЗ реактора енергоблоку з ВВЕР–1000 в діючих стаціонарних АСУ [59, 60]. Отже, головне завдання при забезпеченні стійкості реактора ВВЕР–1000 при роботі в маневреному режимі полягає в забезпеченні стабільності поведінки поля енерговиділення або його аксіального офсету.

Привести до зміни розподілу енерговиділення в радіальному, аксіальному і азимутному напрямках можуть ксенонові коливання.

Для опису аксіальних коливань використовується аксіальний офсет (АО) – азимутальні та радіальні коливання, за допомогою величини відносної потужності енерговиділення в АКЗ. Кількісна міра сталості реактора полягає в рівномірності енерговиділення по висоті АКЗ, при цьому величина аксіального офсету є показником рівномірності.

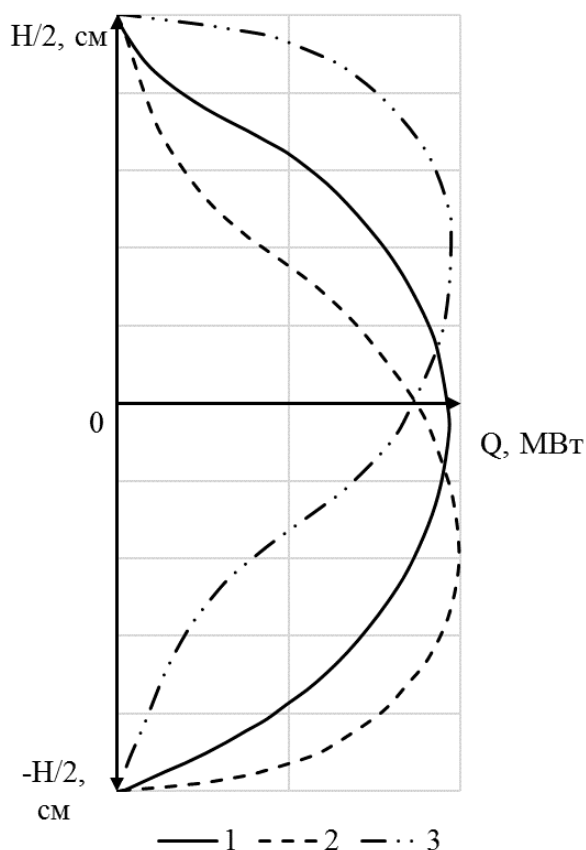


Рисунок 1.3 – Зміна розподілу енерговиділення Q по висоті АКЗ реактора ВВЕР–1000 під час ксенонових коливань: 1 – на номінальному рівні потужності; 2, 3 – під час ксенонових коливань

Для розрахунку величини АО використовується формула, зазначена роботою [61]

$$AO = \frac{Q_B - Q_H}{Q_B + Q_H} \cdot 100\%, \quad (1.2)$$

де Q_B – теплова потужність верхньої половини АКЗ реактора, МВт; Q_H – енерговиділення нижньої половини АКЗ реактора, МВт.

Уявити відхилення цієї величини від рівноважного значення, відповідного рівноважного розподілу ^{135}Xe , можна у вигляді

$$A(t) \approx A(t_0) \exp(\alpha\tau) \cos(\nu\tau), \quad (1.3)$$

де $\nu = 2\pi/T$, T – період вільних ксенонових коливань, $\tau = t - t_0$, t_0 – момент досягнення першого екстремуму.

Після фіксації екстремумів A_0, A_1, \dots, A_i у відповідні моменти часу t_0, t_1, \dots, t_i і враховуючи, що при досягненні екстремуму $|\cos(\nu\tau)| = 1$, можливо одержати:

$$\alpha_i = \frac{1}{\tau_i} \ln \frac{|A_i|}{|A_0|}, \quad \tau_i = t_{i-1} - t_0, \quad T_i = 2(t_{i-1} - t_i) \quad (1.4)$$

Щоби визначити індекс стабільності α і період вільних коливань T , передбачається усереднення величин α_i та T_i , де якщо $\alpha < 0$, реактор є стійким (із загасанням коливань), при $\alpha \geq 0$ реактор є нестійким (не загасають коливання).

Таблиця 1.2 містить значення періодів і індексів стабільності, які характерні для ксенонових коливань ВВЕР–1000 на рівнях потужності, наближених до номінального.

Таблиця 1.2 – Періоди та індекси стабільності ксенонових коливань

Напрямок	$\alpha_i, \text{ч}^{-1}$		$T_i, \text{ч}$	
	Початок кампанії	Кінець кампанії	Початок кампанії	Кінець кампанії
Аксіальні	– 0.04	+ 0.03	30	29
Радіальні	– 0.1	– 0.1	38	50
Азимутальні	– 0.1	аперіод.	34	аперіод.

За таблицею 1.2 можна визначити, що наслідком аксіальної нестійкості енерговиділення в кінці кампанії реактора можуть стати коливання АО, які розходяться, через що виникає нестабільність висотного розподілу енерговиділення в АКЗ. Раніше було відзначено, що рівномірність енерговиділення по висоті АКЗ розглядається як кількісна міра стійкості реактора. При цьому величина аксіального офсету є показником рівномірності.

Необхідною умовою безпечної роботи енергоблоку повинна бути рівномірність енерговиділення в активній зоні реактора. Отже, для забезпечення стійкості реактора в маневреному режимі головне завдання полягає в підтримці рівномірності енерговиділення в АКЗ [62, 30, 63, 64].

1.3 Програми управління потужності енергоблоків АЕС з ВВЕР–1000

Маневрування потужністю енергоблоку відбувається за статистичними ПУ. Даними програмами відображається залежність технологічних параметрів енергоблоку від потужності у сталих режимах.

Переведення енергоблоку від одного рівня потужності до іншого супроводжується частим переміщенням регулюючої групи ОР СУЗ. Отже, через це виникає проблема швидкого зносу, можливого порушення цілісності оболонок твелів реактора [57, 58], зі зниженням загального ресурсу оболонки реактора і вигорянням палива [65].

Звичайно, можлива робота з різними методами забезпечення довговічності реактора [66, 67], з переставлянням тепловиділяючих збірок [68] для тимчасового виключення проблем, пов'язаних з ресурсом реактора в режимі маневрування. Від усього зазначеного безпосередньо залежить загальна стійкість реактора.

Вибір певної ПУ, яка характеризує зміну технологічних параметрів енергоблоку при переході до іншого стаціонарного режиму в значній мірі буде впливати на економічність функціонування енергоблоку при змінних режимах, його характеристики маневрування та надійності [69, 70, 71]. В силу різних

обставин потрібна робота енергоблоків АЕС певний період часу в умовах режимів, які відрізняються від номінального. З одного боку, це зумовлюють відповідні умови роботи ЕЕС. З іншого ж боку, до цього призводять вимушені обмеження в режимах роботи або відмови певних елементів блоку [72].

Від вибору певної ПУ для проектованої установки залежать і характеристики основного обладнання. Отже, такий вибір є складним і відповідальним техніко–економічним завданням.

Обрана ПУ безпосередньо впливає на ряд характеристик обладнання [73]:

- розрахунковий тиск в першому і другому контурах;
- ефективність органів регулювання реактора;
- розміри системи компенсації обсягу;
- характер використання акумулюючої ємності при зміні навантаження об'єкта;
- процеси розширення пари в турбіні та ефективність термодинамічного циклу.

Нижче наведено аналіз ПУ по відношенню до енергоблоків з реакторами ВВЕР.

Дослідження передбачає розгляд статистичних ПУ енергоблоків з ВВЕР–1000 як:

- 1) ПУ потужності енергоблоку з постійною середньою температурою теплоносія в ПК;
- 2) ПУ потужності енергоблоку з постійним тиском у ДК;
- 3) ПУ потужності енергоблоку зі змінним тиском у ДК;
- 4) компромісний–комбінована ПУ потужності енергоблоку.

1.3.1 Програма управління потужністю енергоблоку з постійною середньою температурою теплоносія в 1-му контурі

ПУ з постійною середньою температурою теплоносія в ПК ($t_{cp}=\text{const}$) стала широко поширеною для різних ЯЕУ з ВВЕР, особливо для першого етапу розвитку атомної енергетики.

Рисунок 1.4 містить характеристики технологічних параметрів енергоблоку з ВВЕР-1000, які властиві при даній програмі. Вже згадана ПУ забезпечує перевагу у вигляді незмінності середньої температури теплоносія в ПК.

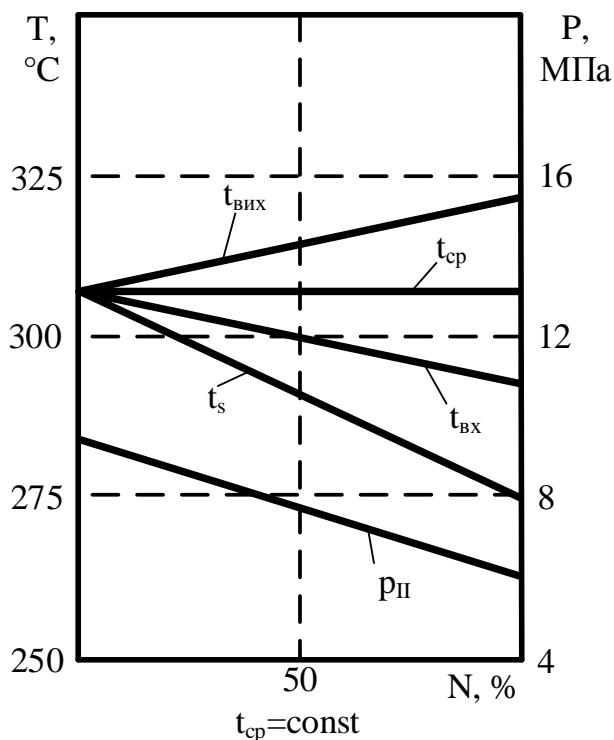


Рисунок 1.4 – Характеристики технологічних параметрів енергоблоку з постійною середньою температурою теплоносія в АКЗ реактора: $t_{вих}$ – температура теплоносія на виході з АКЗ, $t_{ср}$ – середня температура теплоносія в АКЗ, $t_{вх}$ – температура теплоносія на вході в АКЗ, t_s – температура насиченої пари ДК, p_{II} – тиск пари ДК.

Завдяки цьому підтримуються найменші зміни температурного стану корпусу реактора та інших елементів ПК при переході від одного режиму до іншого, в порівнянні з іншими програмами. Проектувалися і запускалися перші блоки АЕС в США і СРСР для роботи за даною програмою (зокрема, блок № 1 Нововороніжської АЕС в СРСР або Шиппінгпорт в США) [74].

На рисунку 1.5 наведено схему АСУ потужністю реактора згідно з цією програмою, для роботи енергоблоку в регулюючому режимі.

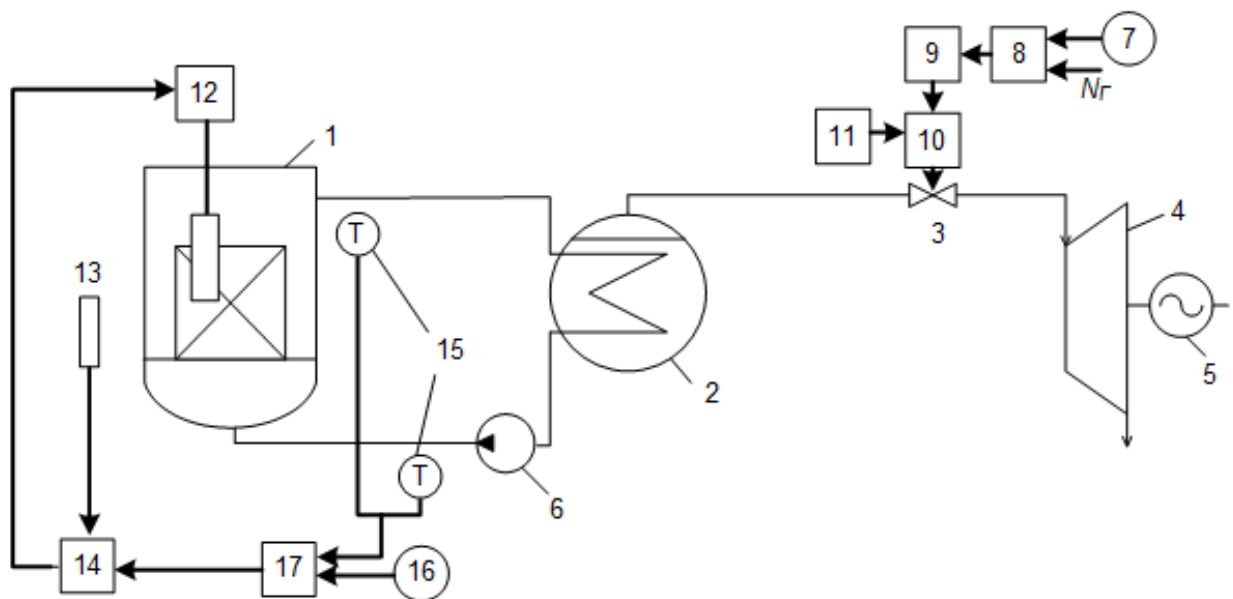


Рисунок 1.5 – Принципова схема АСУ ВВЕР–1000, що реалізує програму управління з постійною середньою температурою теплоносія в АКЗ реактора

На рисунку 1.5 зображено: 1 – реактор; 2 – ПГ; 3 – регулюючі клапани турбіни; 4 – турбіна; 5 – генератор; 6 – головний циркуляційний насос; 7 – пристрій, в якому задається значення електричної потужності генератора; 8 – регулятор потужності енергоблоку; 9 – механізм керування турбіною; 10 – сервомотор; 11 – регулятор частоти обертання турбіни; 12 – приводи регулюючих стрижнів; 13 – іонізаційна камера; 14 – регулятор нейтронної потужності реактора; 15 – датчики температури теплоносія ПК; 16 – пристрій, в якому задається значення середньої температури теплоносія ПК; 17 – регулятор середньої температури теплоносія ПК.

Для того, щоб визначити як відбувається функціонування ПУ з постійною середньою температурою теплоносія в АКЗ, далі буде описана її робота.

Експлуатаційним персоналом енергоблоку з метою зниження або підвищення потужності задатчиком 7 проводиться зміна заданого значення, при цьому регулятором потужності енергоблоку буде формуватися керуюча команда, в залежності від надходження сигналу неузгодженості – буде передаватися механізму управління турбіною 9. За допомогою сервомотора 10 механізмом управління турбіною 9 закриватимуться і відкриватимуться регулюючі клапани 3 турбіни 4. Отже, буде відбуватися зміна електричної потужності генератора до моменту, поки сигнал неузгодженості стане дорівнювати нулю. У процесі закриття і відкриття регулюючих клапанів турбіни відбувається відповідно збільшення або зниження тиску пара перед турбіною і в ПГ 2. Через це підвищується або знижується тиск пари і температури насичення в ПГ – кількість теплоти, яку відводить ДК, зменшується або збільшується. В результаті раніше зазначених процесів відбувається зростання або зниження температури теплоносія ПК на виході з ПГ. При цьому разом з нею відбувається зростання або зниження середньої температури теплоносія.

Для регулювання нейтронної потужності використовується АРП, що складається з «коригуючого» регулятора середньої температури теплоносія ПК 17 і регулятора нейтронної потужності 14. Задатчиком і датчиками 15 середньої температури теплоносія ПК проводиться формування сигналу неузгодженості. Регулятор середньої температури теплоносія ПК тим самим виробляє коригуючий сигнал на регулятор нейтронної потужності. Потім регулятором нейтронної потужності виробляється зміна положень регулюючих стрижнів 12, через що підтримується стабільна, постійна середня температура теплоносія ПК при переході до іншого рівня потужності.

Викладена інформація дозволяє стверджувати: розглянута ПУ є найсприятливішою для ПК. При цьому вона не позбавлена і ряду певних недоліків [4, 75, 73]:

– у їх числі головним недоліком стає збільшення тиску пари p_{II} у ДК при зниженні потужності енергоблоку. Обумовлює це необхідність проектувати ПГ і головні паропроводи для роботи з тиском, який перевищує номінальне значення, через що зростають необхідні витрати матеріалу, з порушенням маневрених властивостей теплоенергетичного обладнання ДК;

– за рисунком 1.4 можна визначити, що зміна режиму роботи енергоблоку супроводжується і зміною температури теплоносія при виході з АКЗ;

– $t_{\text{вих}}$, а, отже, і температурний стан корпусу реактора в зоні максимальних температур, тобто в найбільш термонапруженій частині корпусу. Отже, на думку деяких фахівців, для енергообладнання кращою є ПУ при $t_{\text{вх}}=\text{const}$ [4];

– наслідком підвищення тиску p_{II} при зменшенні потужності блоку стає необхідність в більшій мірі прикривати регулюючі клапани турбіни, через що зростає дроселювання пари в них, а також вологість в паровпускній частині турбіни. Також зменшуються показники ерозійної надійності та теплової економічності турбіни;

– при необхідності переводити енергоблок до роботи за програмою $t_{\text{ср}}=\text{const}$, який спроектовано для інших ПУ, з метою забезпечення безпеки та надійності його роботи при знижених навантаженнях вимушеним рішенням стає зниження початкового тиску пари в ДК при номінальному режимі, зменшується ступінь економічності турбоустановки і всього блоку.

В результаті зазначеного вище, ПУ $t_{\text{ср}}=\text{const}$ рідко використовується без поєднання з іншими програмами.

1.3.2 Програма управління потужністю енергоблоку з постійним тиском у другому контурі

Найбільш сприятливою для парогенеруючого обладнання ДК є ПУ з постійним початковим тиском пари у ДК ($p_{II}=\text{const}$), яка стала найбільш поширеною для роботи енергоблоків з реакторами ВВЕР. Залежно від

потужності енергоблоку закономірності зміни в його основних параметрах наведено на рисунку 1.6.

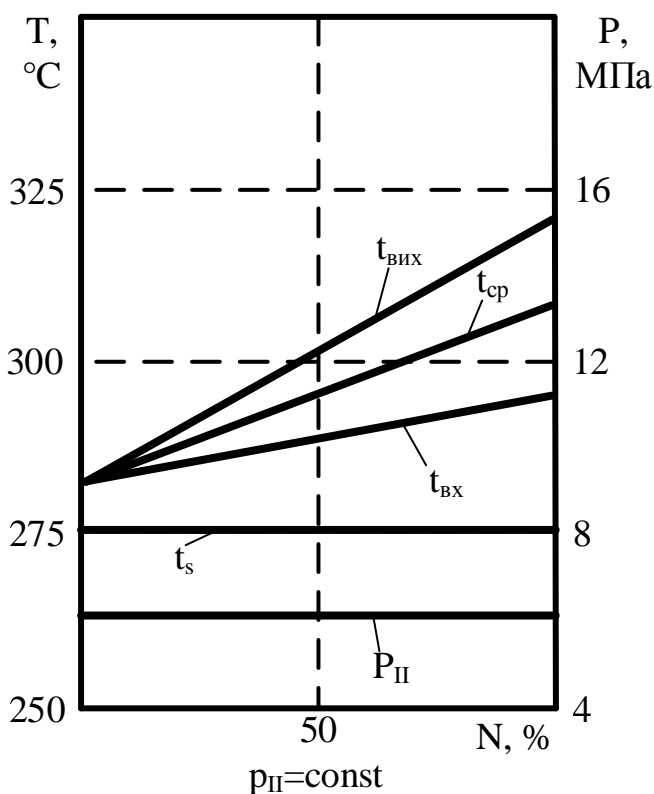


Рисунок 1.6 – Характеристики технологічних параметрів енергоблоку з постійним початковим тиском пари у ДК

Збереження при всіх режимах постійного початкового тиску r_{II} , а, отже, і температури насиченої пари t_s у ДК забезпечує практично незмінний температурний стан ПГ, паропроводів і корпусів стопорно–регулюючих клапанів турбіни. Незмінність тиску r_{II} дозволяє використовувати при номінальному режимі більш високі параметри пари перед турбіною, що підвищує теплову економічність турбоустановки.

На рисунку 1.7 показана схема АСУ потужністю реактора відповідно до програми $r_{II}=\text{const}$ при роботі блоку в регулюючому режимі. Ця програма більш характерна для ЯЕУ з ВВЕР і зазвичай реалізується на блоках з реакторами ВВЕР–440 [75, 82].

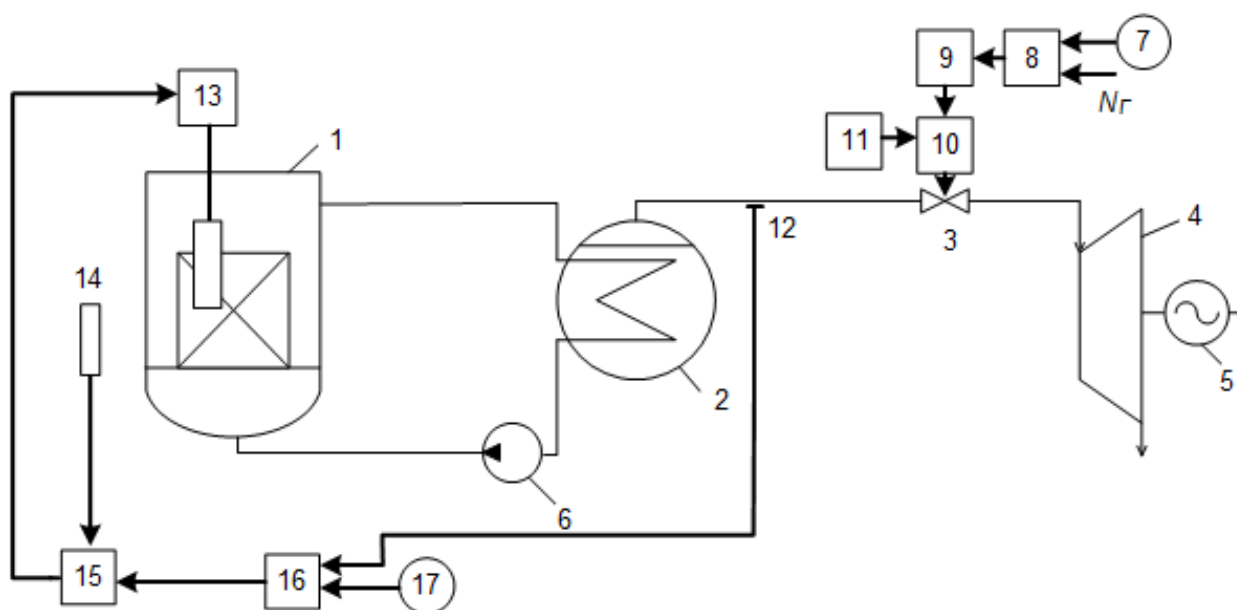


Рисунок 1.7 – Принципова схема АСУ потужністю ВВЕР–1000, що реалізує ПУ з постійним тиском в ДК p_{II} і постійною температурою насиченої пари в ДК t_s

На рисунку 1.7 зображено: 1 – реактор; 2 – ПГ; 3 – регулюючі клапани турбіни; 4 – турбіна; 5 – генератор; 6 – головний циркуляційний насос; 7 – пристрій, в якому задається значення електричної потужності генератора; 8 – регулятор потужності енергоблоку; 9 – механізм керування турбіною; 10 – сервомотор; 11 – регулятор частоти обертання турбіни; 12 – первинний вимірювальний перетворювач тиску пара в ДК; 13 – приводи регулюючих стрижнів; 14 – іонізаційна камера; 15 – регулятор нейтронної потужності реактора; 16 – регулятор тиску пари в ДК; 17 – пристрій, в якому задається значення тиску пари в ДК.

Функціонування ПУ з постійним тиском в ДК p_{II} подібно роботі ПУ з постійною середньою температурою теплоносія в активній зоні реактора, крім того, що формування коригуючого сигналу на регулятор нейтронної потужності виробляється сигналом неузгодженості первинного вимірювального перетворювача тиску пари в ДК 12 і задатчика тиску пари в ДК 17.

Програма при цьому не позбавлена ряду наступних недоліків [4, 75, 73, 74]:

- змінюється середня температура теплоносія, яка призводить до ряду температурних напружень в корпусі реактора з погіршенням маневрених властивостей.

- оскільки не підтримується постійна середня температура теплоносія в ПК при даній ПУ, до чого призводить зміна обсягу теплоносія, тому потрібні збільшені розміри компенсатора тиску.

- для компенсації зміни реактивності реактора, яка супроводжується відхиленням температури, за рахунок температурного ефекту, для її компенсації необхідний відповідний вплив органів управління реактором, через що можлива нерівномірність поля енерговиділення в активній зоні реактора.

1.3.3 Програма управління потужністю енергоблоку в режимі змінного тиску 2–го контуру

Дана ПУ широко поширена для енергоблоків теплових енергоносіїв й припускає знаходження регулюючих клапанів турбін при всіх стаціонарних режимах, де в одному положенні регулює витрату пари і зміну тиску пари в ДК. Для розрахунку взаємозв'язку тиску свіжої пари p_{II} і витрати пари G використовується формула Стодоли [78, 79]

$$P_{II} / P_{II,ном} \approx G / G_{ном} \quad (1.5)$$

При експлуатації енергоблоку за даною програмою не йдеться про зменшення тиску до нуля. Можливе зниження тиску до мінімально допустимого значення, яке обмежує надійність ЯЕУ.

Проводиться подальше зниження потужності турбіни при даному мінімальному допустимому тиску з прикриттям регулюючих клапанів турбіни. Сьогодні існує перший позитивний досвід з експлуатації енергоблоків АЕС з волого–паровими турбінами при змінному тиску, але ця проблема досі лишається невирішеною в ядерній енергетиці. Адже в результаті переходу до змінного тиску відзначається радикальна зміна умов в роботі практично всіх елементів енергоблоку, про що можна судити за рисунком 1.8.

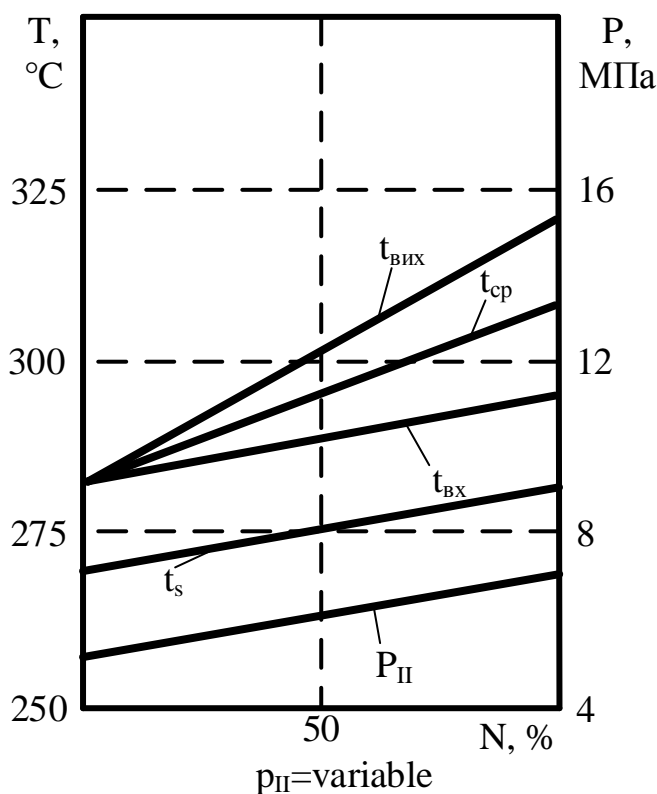


Рисунок 1.8 – Характеристики технологічних параметрів енергоблоку в режимі змінного тиску ДК

Відбувається значна зміна робочих процесів в паротурбінній і парогенеруючій установках, температурних режимів реактора, ПГ, нейтронно-фізичних характеристик реактора тощо. Можлива оцінка впливу всього цього комплексу чинників щодо маневрених характеристик, техніко-економічних показників і надійності тільки в результаті накопичення досвіду тривалої експлуатації, проведення всебічних досліджень в даному напрямку.

При змінному початковому тиску пари робота є найсприятливішою для турбінного обладнання АЕС, особливо для турбін з дросельним паророзподілом, які широко використовуються в сфері ядерної енергетики [80]. Термодинамічна ефективність в роботі при змінному тиску залежить від особливостей теплових схем АЕС, які пов'язані з використанням вологої пари, його сепарацією, паро-паровим проміжним перегрівом.

На рисунку 1.9 наведено схему АСУ потужністю енергоблоку, яка реалізує ПУ в режимі змінного тиску 2-го контуру.

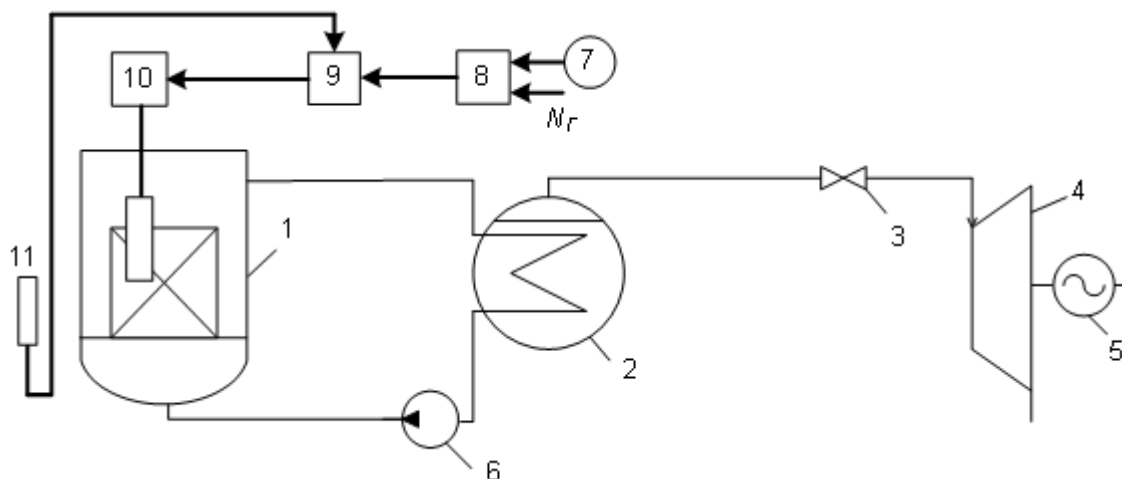


Рисунок 1.9 – Принципова схема АСУ потужністю енергоблоку з реактором ВВЕР–1000, що функціонує за ПУ зі змінним тиском пари в ДК енергоблоку

На рисунку 1.9 зображено: 1 – реактор; 2 – ПГ; 3 – регулюючі клапани турбіни; 4 – турбіна; 5 – генератор; 6 – головний циркуляційний насос; 7 – пристрій, в якому задається значення електричної потужності генератора; 8 – регулятор потужності енергоблоку; 9 – регулятор нейтронної потужності реактора; 10 – іонізаційна камера; 11 – приводи регулюючих стрижнів.

Потім описується робота функціонування ПУ зі змінним тиском пари в ДК енергоблоку.

Для регулювання нейтронної потужності використовується АРП. Складається АРП з регулятора потужності енергоблоку і регулятора нейтронної потужності 9.

Для зменшення/збільшення потужності експлуатаційним персоналом енергоблоку за допомогою задатчика 7 проводиться зміна заданого значення, в залежності від сигналу неузгодженості регулятор потужності енергоблоку буде формувати коригувальний сигнал, що передається регулятору нейтронної потужності. Проводиться за допомогою іонізаційної камери 11 формування керуючого сигналу для приводів 10, що змінюють положення регулюючих стрижнів.

Оскільки в момент маневрування потужністю регулюючі клапани турбіни 3 завжди є відкритими, а задану потужність підтримує АРП, через це

відбувається зміна вироблення теплової енергії в реакторі. Відповідно, змінюється температура теплоносія ПК. В результаті цього відбувається зміна тиску і витрата пари після ПГ.

Отже, перехід до іншого рівня потужності передбачає підтримання постійного нейтронного потоку, з режимом змінного тиску пари в ДК енергоблоку.

Дана програма при цьому не позбавлена ряду наступних недоліків [4]:

- при роботі зі змінним тиском для волого–парових турбоустановок зростає їх теплова економічність лише за умови номінального тиску свіжої пари більш 3 МПа;
- в умовах ступеневої сепарації обумовлений вигреш від переходу до змінного тиску лише першою сходинкою сепарації. При другій і наступних кроках не виникають додаткові втрати або додатковий вигреш, обумовлені змінним тиском;
- підвищення рівня втрат в результаті вологості ЦНТ, зменшується температура промперегріву, який виробляє свіжий пар.

1.3.4 Компромісно–комбінована програма управління потужністю енергоблоку

В [81] наведено інформацію про компромісно–комбіновану програму із зазначенням методу управління. Передбачається наступна реалізація компромісно–комбінованої ПУ. На номінальній потужності енергоблок працює не менше 4 годин. При отриманні заявки зміни потужності енергоблоку на ΔN_{Γ} , оператор РУ буде направлена команда вводити в ПК необхідний обсяг БК для зменшення потужності енергоблоку на $\Delta N_{\Gamma}/2$. Потім проводиться подальше зменшення потужності енергоблоку ще на $\Delta N_{\Gamma}/2$ за рахунок накопичення ксенону і реактора в АКЗ реактора. Відомо накопичення ксенону і йоду в АКЗ як отруєння реактора.

Одночасно з цим, щоб забезпечити стійкість нижньої половини АКЗ реактора, потрібно підтримувати постійною температуру теплоносія на вході в АКЗ реактора. Забезпечується постійна температура теплоносія на вході в АКЗ реактора регулюванням тиску пари в ПГ зміною положення регулюючих клапанів турбіни.

Передбачається при цьому одночасне підтримання постійним АО зміною положення регулюючої групи ОР СУЗ у верхній половині реактора.

Рисунок 1.10 містить компромісно-комбіновану ПУ потужності енергоблоку.

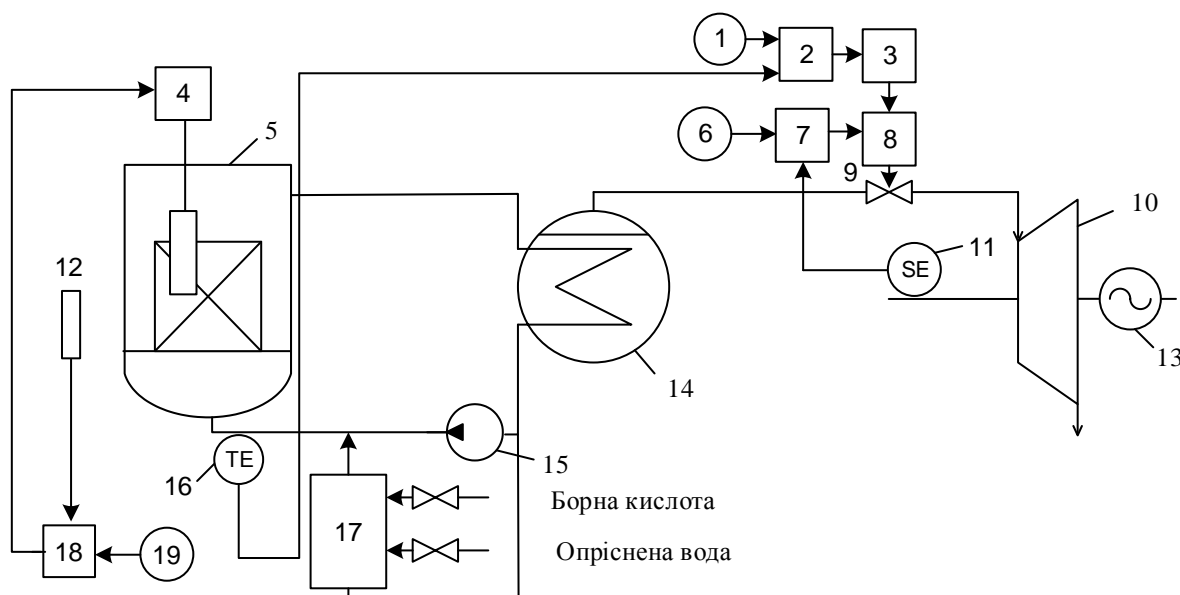


Рисунок 1.10 – Принципова схема регулювання енергоблоків з реактором ВВЕР-1000, що реалізує вдосконалену АСУ потужності енергоблоку

$$t_{\text{вх}} = \text{const}$$

На рисунку 1.10 зображено: 1 – пристрій, який задає значення електричної потужності генератора; 2 – механізм керування турбіною; 3 – регулятор потужності енергоблоку; 4 – приводи регулюючих стрижнів; 5 – реактор; 6 – пристрій, який задає значення частоти обертання турбіни; 7 – регулятор частоти обертання турбіни; 8 – сервомотор; 9 – регулюючі клапани турбіни; 10 – турбіна; 11 – датчик частоти обертання турбіни; 12 – іонізаційна

камера; 13 – генератор; 14 – ПГ; 15 – головний циркуляційний насос; 16 – датчик температури теплоносія ПК; 17 – бак підживлювальних насосів; 18 – регулятор температури теплоносія на вході в АКЗ реактора; 19 – пристрій, який задає значення температури теплоносія на вході в АКЗ реактора.

Основна відмінність компромісно–комбінованої програми від відомих полягає в тому, що підтримується постійна температура теплоносія ПК на вході в АКЗ реактора регулюванням тиску пари в ПГ зміною положення регулюючих клапанів турбіни. Рисунок 1.11 містить закономірності зміни в основних параметрах енергоблоку при компромісно–комбінованій ПУ, в залежності від потужності.

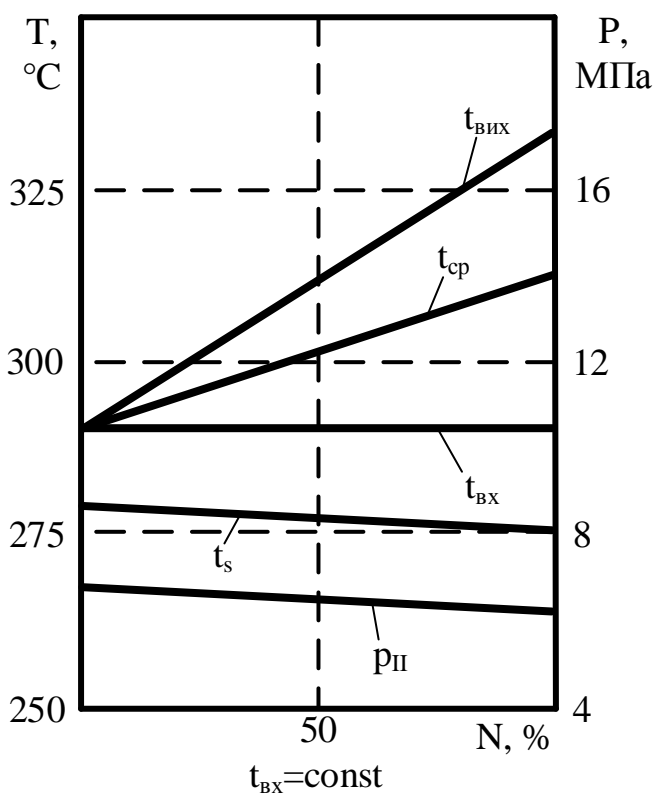


Рисунок 1.11 – Характеристики технологічних параметрів енергоблоку при компромісно–комбінованій ПУ

Здійснення алгоритму керування для реалізації компромісно–комбінованої ПУ відбувається наступним чином. [81, 83, 84]. На вимогу енергосистеми знизити рівень потужності енергоблоку буде направлена

команда оператора РУ ввести необхідну кількість БК в теплоносій ПК, щоб змінити потужність енергоблоку, в половину менше необхідної кількості для конкретних ефективних діб. Проводиться введення/виведення розчину БК через бак підживлювальних насосів 17 в теплоносій безперервно з регламентною швидкістю.

Після того, як введено/виведено борну кислоту, забезпечується подальше зниження потужності енергоблоку до необхідного рівня отруєння реактора ксеноном і йодом.

У нижньої половини АКЗ реакторів відсутні органи управління. Головним збурюючим впливом, який впливає при цьому на неї, стає зміна температури теплоносія на вході в АКЗ реактора.

Отже, щоб стабілізувати нижню половину АКЗ реактора потрібно підтримка температури теплоносія на вході в АКЗ реактора постійною. Регулятором температури теплоносія на вході в АКЗ реактора 18, виходячи з порівняння заданого 19 і фактичного 16 значень температури теплоносія на вході в АКЗ, буде формуватися керуючий вплив. Виробляється передача даного впливу на МУТ 3, а потім сервомоторами 8, змінюючи положення регулюючих клапанів 9 турбіни 10. Регулятор нейтронної потужності 18, виходячи з порівняння заданого 19 і фактичного 12 значень АО, буде формувати керуючий вплив на приводи регулюючих стрижнів регулюючої групи ОР СУЗ 4.

Отже, особливість вдосконаленої АСУ полягає в новому контурі управління з температурою теплоносія на вході в АКЗ реактора, в якому забезпечується підтримка сталості регулюванням тиску пари в ПГ. Особливість вдосконаленої АСУ також полягає в ще одному контурі управління – контурі управління офсетом з підтриманням в ньому постійного значення АО переміщенням регулюючої групи ОР СУЗ [85, 86].

Для даної програми поки що не можна сформулювати недоліки, оскільки на практиці ще не було використання поточної програми. В сфері АЕС ця програма є відносно новою, але вона може стати лідером серед інших існуючих ПУ потужності.

1.3.5 Дослідження програм управління

При порівняльному аналізі вищевказаних ПУ з позиції стійкості реактора під час маневрування потужністю ставився експеримент з розвантаженням енергоблоку від рівня 100 до 80%. Даний експеримент було проведено в Simulink програмного пакету MATLAB.

Щоб змінити завдання по електричній потужності зі 100 до 80 % номінальної потужності, реалізована модель лінійно, безперервно виробляє зміну завдання. Регламентна швидкість становить 5 МВт/хв [87].

За даними експерименту зі зміною завдання потужності енергоблоку з ВВЕР–1000 отримані наступні графіки АО (рисунки 1.12 – 1.15):

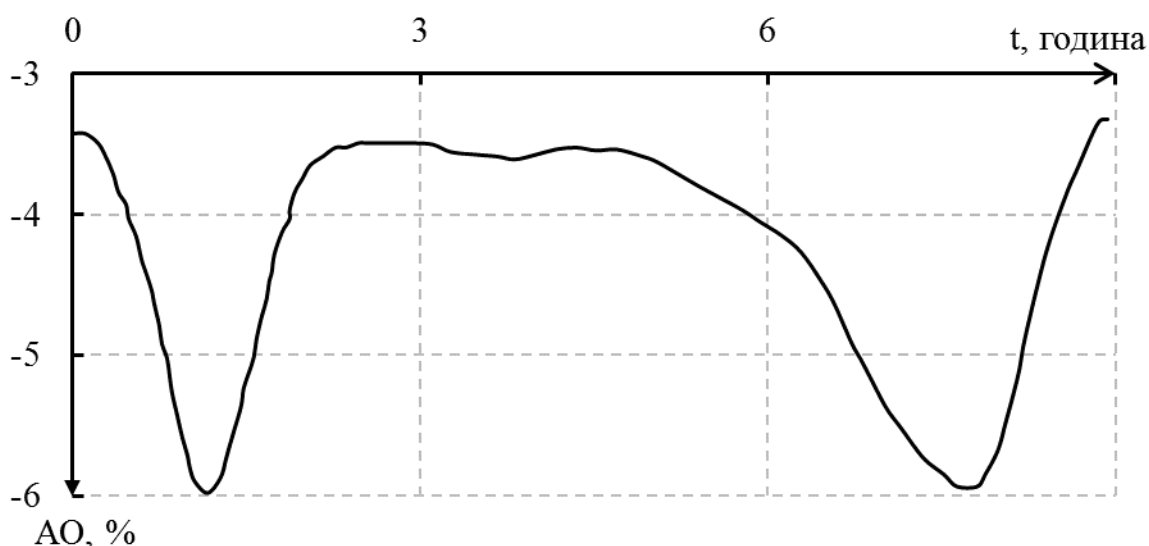


Рисунок 1.12 – Графік зміни АО за 8 годин роботи реактора, який функціонує за ПУ з постійною середньою температурою теплоносія в ПК

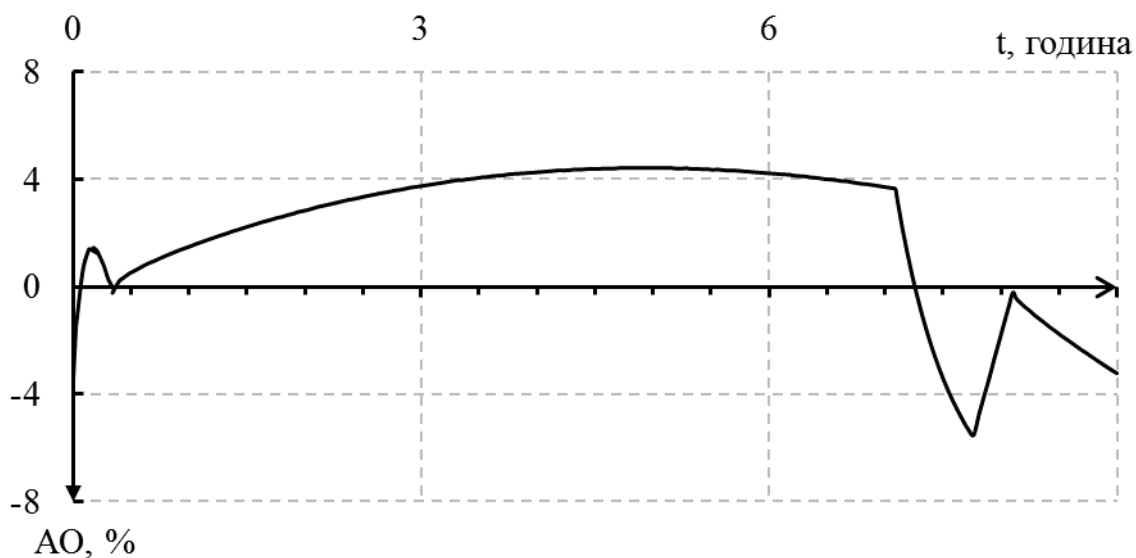


Рисунок 1.13 – Графік зміни АО за 8 годин роботи реактора, який функціонує за ПУ з постійним тиском у ДК

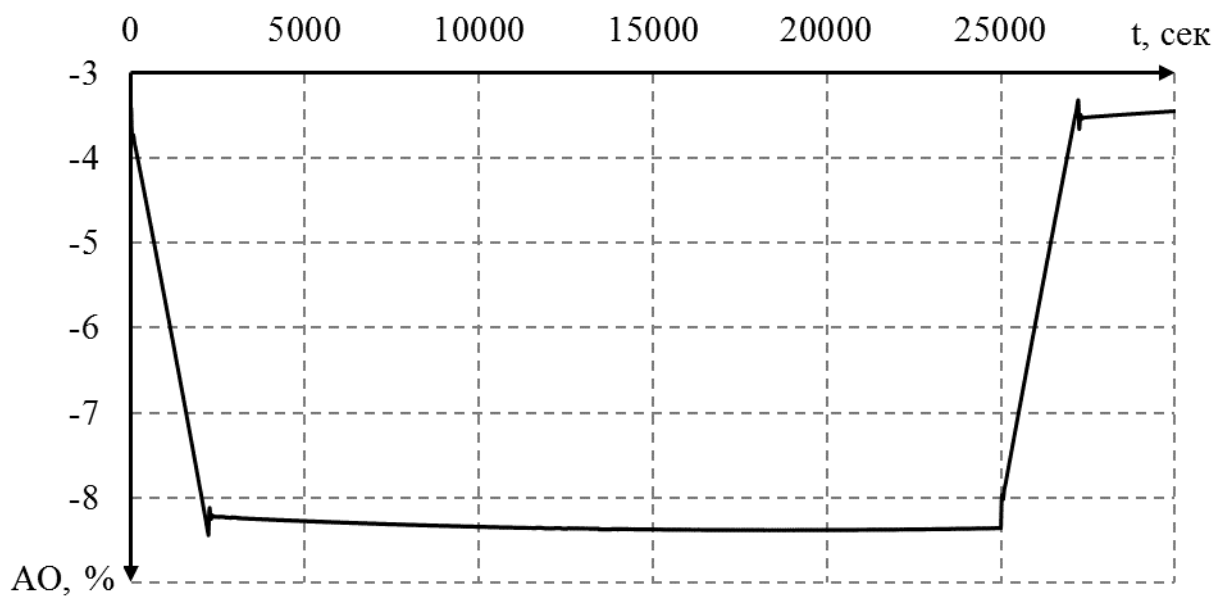


Рисунок 1.14 – Графік зміни АО за 8 годин роботи реактора, який функціонує за ПУ зі змінним тиском пари в ДК енергоблоку

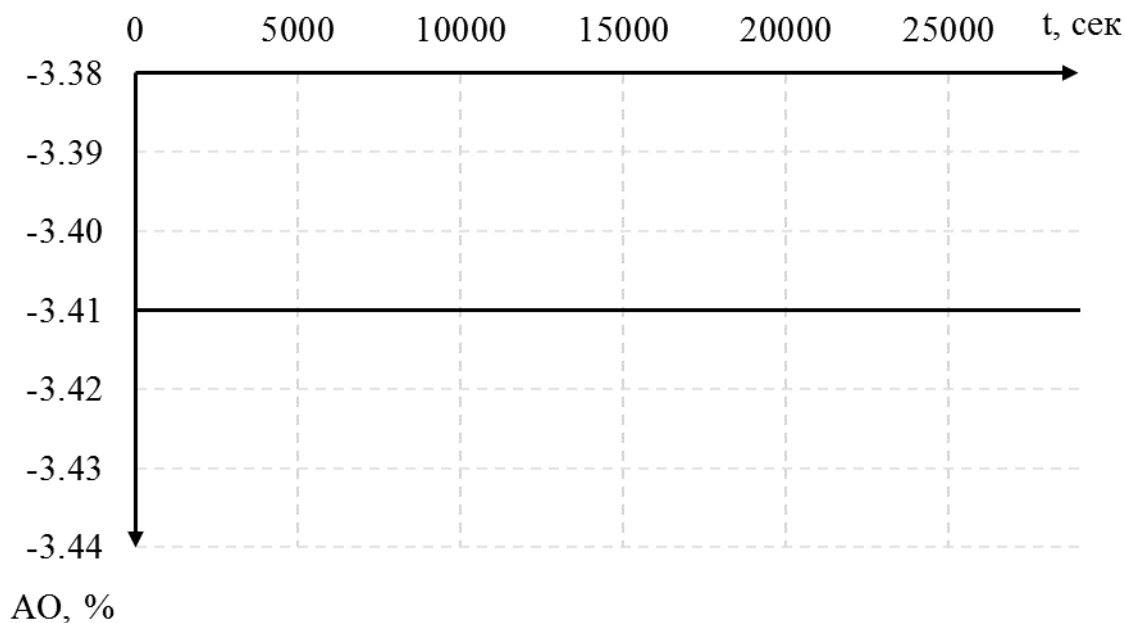


Рисунок 1.15 – Графік зміни АО за 8 годин роботи реактора, який функціонує за компромісно–комбінованою ПУ

За даними рисунками 1.12 – 1.15 можна визначити, що при маневрі потужності з 100 % до 80 % енергоблок є нестабільним, через що можливе зменшення надійності та стійкості реактора. Незмінним залишається лише в умовах компромісно–комбінованої ПУ АО (рисунок 1.15).

1.4 Постановка завдання дослідження

Основне напрямком дисертації є створення удосконаленої математичної та імітаційної моделей енергоблока ЯЕУ з АСУ зміною потужністю та методу, які дозволять в автоматичному режимі змінити потужність реактора та запобігти коливання технологічних параметрів з вимогою врахування утворення енергії з ^{235}U і ^{239}Pu . Для цього необхідно вирішити наступні допоміжні завдання:

1. Дослідити властивості реактора ВВЕР–1000 як ОУ з точки зору статичних програм управління і впливу як внутрішніх, так і зовнішніх збурень на стійкість управління.

2. Розробити математичну модель ЯЕУ ВВЕР–1000 з розподіленою активною зоною реактора в просторі як ОУ, що дозволить враховувати утворення енергії з ^{235}U і ^{239}Pu .

3. Розробити імітаційну модель ЯЕУ ВВЕР–1000 з розподіленою активною зоною і урахуванням утворення енергії з ^{235}U і ^{239}Pu як ОУ, що дозволить дослідити динамічні характеристики технологічних параметрів.

4. Розробити метод регулювання потужністю енергоблоку, який дозволить попередити виникнення коливань технологічних параметрів установки. Також необхідно удосконалити АСУ потужністю енергетичного блоку і провести дослідження зміни параметрів при збуренні.

1.5 Висновки до першого розділу

1. Аналіз участі АЕС в регулюванні потужності енергосистеми України показав, що маневрування потужністю є достатньо обґрунтованим завданням і дозволить надати економічний приріст показників і забезпечити подальший розвиток напрямку в бік участі регулювання загальної потужності енергосистеми.

2. Аналіз літератури показав, що все більше застосовують режим маневрування потужністю енергоблоками, що дозволяє тим самим використовувати поточні енергоблоки АЕС в регулюванні графіка навантаження енергосистеми як ланки для маневрування.

3. Показано, що однією з найбільш важливих проблем, що виникають при експлуатації енергоблоку в маневреному режимі, є проблема стійкості і працездатності реакторної установки в цілому, так і підтримки рівномірності кількісної міри стійкості як аксіального офсету при розподілі енерговиділення в АКЗ реактора.

4. Проаналізовано існуючі чотири статичні ПУ потужності енергоблоку АЕС з ВВЕР–1000 і показані їх відповідні переваги та недоліки у використанні на реальному об'єкті. Також показано, що першочерговим завданням таких

програми є підтримання необхідного параметра в межах норми для забезпечення найкращого перебігу процесів відповідної програми.

5. Проведено кратне дослідження вищевказаних статичних ПУ на тему підтримки аксіального офсету в режимі маневрування потужністю енергоблоків АЕС з ВВЕР–1000 і показано, що аксіальний офсет змінюється, за винятком компромісно–комбінованої ПУ, протягом усього маневру потужністю, що говорить про необхідність його стабілізації.

РОЗДІЛ 2. МАТЕМАТИЧНЕ МОДЕЛЮВАННЯ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИЧНОЇ УСТАНОВКИ З ВВЕР–1000

У наступній час існують диференціальні рівняння та математичні моделі ядерної установки з ВВЕР–1000 [88, 89, 15, 90, 19]. Розглянемо коротко далі деякі математичні моделі.

У літературі [91, 92] розроблено багатоточкову математичну модель реактора, в якій авторами роботи запропоновано розділити АКЗ реактора по висоті на декілька характерних ділянок. У роботі вказано, що для знаходження аксіального офсету досить створити двоточкову модель реактора, тобто розділити АКЗ реактора по висоті на дві зони. Проте, реактор типу ВВЕР–1000 є нелінійним об'єктом, і така модель, як і традиційна одноточкова модель, також адекватно не описуватиме реактор як ОУ. Тим більше, автори вказують, що для створення адекватної математичної моделі необхідно розділити АКЗ реактора по висоті на нескінченно малу кількість ділянок (зон), проте, з точки зору створення слідом за математичною моделлю імітаційної моделі з реалізацією в середовищі моделювання, таке розбиття важко реалізувати. Тому було створено багатоточкову математичну модель реактора типу ВВЕР–1000 з активною зоною реактора, яку розділено по висоті на 10 зон.

У джерелах [93, 94, 95] вказана математична модель, закладена в ПЗ FEMAXI, яка призначена для аналізу зміни властивостей твела реактора типу ВВЕР–1000 в режимі змінного навантаження, оскільки використовує метод кінцевих елементів, що дозволяє коректно оцінювати зміни в стані твела не лише в стаціонарних, але і в перехідних режимах, а також застосовує алгоритм спільного рішення рівнянь теплопровідності та механічної деформації для обчислення еквівалентних деформації повзучості та напруги залежно від режиму навантаження. Синтез математичної моделі, закладеної в ПЗ FEMAXI, і моделі оцінки довговічності оболонки твела на основі енергетичного варіанту теорії повзучості дозволив уперше описати зміну властивостей твела РУ з ВВЕР–1000 залежно від режиму змінного вантаження. При використанні

запропоновану математичну модель зміни властивостей твела РУ з ВВЕР–1000 в різних експлуатаційних режимах, необхідно виконати оцінку довговічності оболонки твела в змінному режимі вантаження та провести аналіз отриманих результатів.

У роботі [82, 78] розроблено метод прогнозування розгерметизації оболонок по механізму накопичення пошкодженості, що враховує для кожної ТВЗ історію вантаження і розподіл параметра пошкодженості серед твелів. Так званий ЕВТП метод, описаний наступною системою:

$$\begin{cases} \omega(\tau) = \frac{A(\tau)}{A_0} < \frac{1}{K_{SC4}}; \\ A(\tau) = \int_0^{\tau} \sigma_e \cdot p_e \cdot d\tau; \end{cases} \quad (2.1)$$

де $A_0 = 55 \text{ МДж} / \text{м}^3$; $K_{SC4} = 10$; $\nu \ll 1 \text{ Гц}$. А основною умовою відсутності деформаційної розгерметизації оболонок в маневрених режимах ВВЕР є:

$$\sigma_0(\tau) < \frac{250}{K_{SC1}} \text{ МПа}, \quad (2.2)$$

де $K_{SC1} = 1.2$.

Крім цього, в роботі виведені умова допустимості алгоритму перестановок ТВЗ і критерій мінімальності вірогідності розгерметизації оболонок, які можна використати в автоматизованій системі забезпечення герметичності оболонок твелів ВВЕР. Умова допустимості алгоритму перестановок ТВЗ:

$$\sum_{i=1}^6 \sum_{k=1}^{n_i} \frac{n_i!}{(k)! \cdot (n_i - k)!} \cdot (P)^k \cdot (1 - P)^{n_i - k} \cdot k < \frac{n^{\text{lim}}}{6}. \quad (2.3)$$

Критерій мінімальності вірогідності розгерметизації:

$$\left\{ \begin{array}{l} \min \left[\sum_{i=1}^6 \sum_{k=1}^{n_i} \frac{n_i!}{(k)! (n_i - k)!} \cdot (P)^k \cdot (1 - P)^{n_i - k} \cdot k < \frac{n^{\text{lim}}}{6} \right], \\ P = \int_{\omega^{\text{lim}}}^{\omega^{\text{max}}} \frac{\exp \left[-\frac{(\omega - \langle \omega \rangle)^2}{2[\sigma(\omega)]^2} \right]}{\sigma(\omega) \sqrt{2\pi}}. \end{array} \right. \quad (2.4)$$

У роботі [96] описується математична модель динаміки реактора «нульової» потужності. Під поняттям реактора «нульової» потужності розуміється реактор, який не виробляє теплової потужності, тобто зміна густини потоку нейтронів в такому реакторі не призводить до помітних відхилень температури ядерного палива від початкового значення і в усіх режимах густина потоку нейтронів недостатня для отримання відчутного енерговиділення. Автор книги ставить завдання математичного опису реактора для того, щоб знайти зв'язок між густиною нейтронів і реактивністю. Нестационарні процеси розмноження нейтронів мають місце при пуску, регулюванні потужності та зупинці реактора. Внаслідок того, що потужність реактора пропорційна середній густині теплових нейтронів і числу ядер нуклідів, які діляться в активній зоні, треба вважати постійним під час коротких перехідних процесів. При вивченні кінетики реактора однаковою мірою використовується поняття густини нейтронів N і поняття потужності реактора, тобто скрізь в подальшому вважається, що вказані величини змінюються в часі однаково.

У загальному випадку густина нейтронів в реакторі залежить від просторових координат, енергії нейтронів і часу [97, 28]. В інженерній практиці для спрощення математичного опису кінетики реактора користуються так званою точковою моделлю (не враховується просторова розподіленість параметрів), а також одногруповим наближенням спектру нейтронів. Більше того, автор книги описує кінетику реактора системою семи нелінійних диференціальних рівнянь першого порядку:

$$\left. \begin{aligned} \frac{dN}{dt} &= \frac{\rho - \beta}{l} N + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i \\ \frac{dC_1}{dt} &= \frac{\beta_1}{l} N - \lambda_1 C_1 \\ &\dots \\ \frac{dC_6}{dt} &= \frac{\beta_6}{l} N - \lambda_6 C_6 \end{aligned} \right\} \quad (2.5)$$

У наступній роботі запропоновано таку модель енергоблоку ЯЕУ $unit(R; SG; TG; PL; \delta h; \delta C_b; N_e) = AO; t_{r,w,out}; t_{r,w,in}; t_{r,w,av}; p_{st}$, яка включає наступні елементи:

модель парогенератора $SG(t_{sg,w,in}(\tau); G_{sg,w,out}(\tau)) = t_{sg,w,out}(\tau); p_{st}(\tau)$; модель, яка враховує транспортне запізнення теплоносія, що циркулює в трубопроводах від реактора до ПГ і в зворотному напрямку $PL(t_{sg,w,out}(\tau); t_{r,w,out}(\tau)) = t_{r,w,in}(\tau); t_{sg,w,in}(\tau)$; модель турбогенератора $TG(p_{st}(\tau); N_e) = G_{st}(\tau); N_t(\tau)$; модель реактора $R(\delta C_b; t_{r,w,in}; \delta h; i) = AO; Q_i, t_{i,w,in}$, яка дозволяє розраховувати зміну зазначених технологічних параметрів ОУ по секторам симетрії АКЗ, висотним шарам АКЗ і групам ТВЗ кожного сектора симетрії. В наведених моделях наступні позначки: δh – відхилення положення ОР СУЗ, см; δC_b – відхилення концентрації борної кислоти в теплоносії, г/кг; N_e – електрична потужність ЯЕУ, МВт; AO – аксіальний офсет, %; $t_{r,w,out}$ – температура теплоносія першого контуру на виході від реактора, °С; $t_{r,w,in}$ – температура теплоносія першого контуру на вході у реактор, °С; $t_{r,w,av}$ – середня температура теплоносія першого контуру, °С; p_{st} – тиск насиченої пари на вході в парову турбіну, МПа; $t_{sg,w,in}$ – температура теплоносія першого контуру на вході парогенератора, °С; G_{st} – витрата пари, кг/с; $t_{sg,w,out}$ – температура теплоносія першого контуру на виході парогенератора, °С; N_t – теплова потужність турбіни, МВт; i – значення необхідного технологічного параметра, відповідно, у ЕК АКЗ, по секторам симетрії (x), висотним шарам АКЗ (y), групам ТВЗ

кожного сектора симетрії (z); Q_i – питоме енерговиділення в паливі у ЕК АКЗ, %; $t_{i,w,out}$ – температура теплоносія першого контуру на виході ЕК АКЗ, °С.

2.1 Математична структура моделі реактора

Проаналізувавши вищезгадані джерела за початкову модель була вибрана багатоточкова структура моделі реактора, яка була раніше розроблена і відома. Така багатоточкова математичну модель реактора типу ВВЕР–1000 розділена по висоті АКЗ реактора на 10 зон для того, щоб:

- зробити похибку моделювання, яка пов'язана з кусочно–лінійною лінеаризацією нелінійного об'єкту, мінімальною;
- існувала можливість реалізації в середовищі моделювання на ПЕОМ середньої продуктивності.

Така багаточарова структура моделі реактора зображена на рисунку 2.1.

Структурно кожна зона складається з таких математичних моделей–блоків:

- точкова модель кінетики реактора, яка зв'язує густину потоку нейтронів Φ з реактивністю ρ ;
- модель енерговиділення в матеріалі, що ділиться та зв'язує кількість енергії Q , яка виділилася у результаті реакцій ділення палива;
- модель нагріву теплоносія;
- модель теплопередачі усередині твелів, що зв'язує температуру палива t_f з кількістю енергії Q , що виділилася;
- модель ефекту реактивності від отруєння ксеноном ^{135}Xe ;
- модель температурного ефекту реактивності;
- модель ефекту реактивності від потужності;

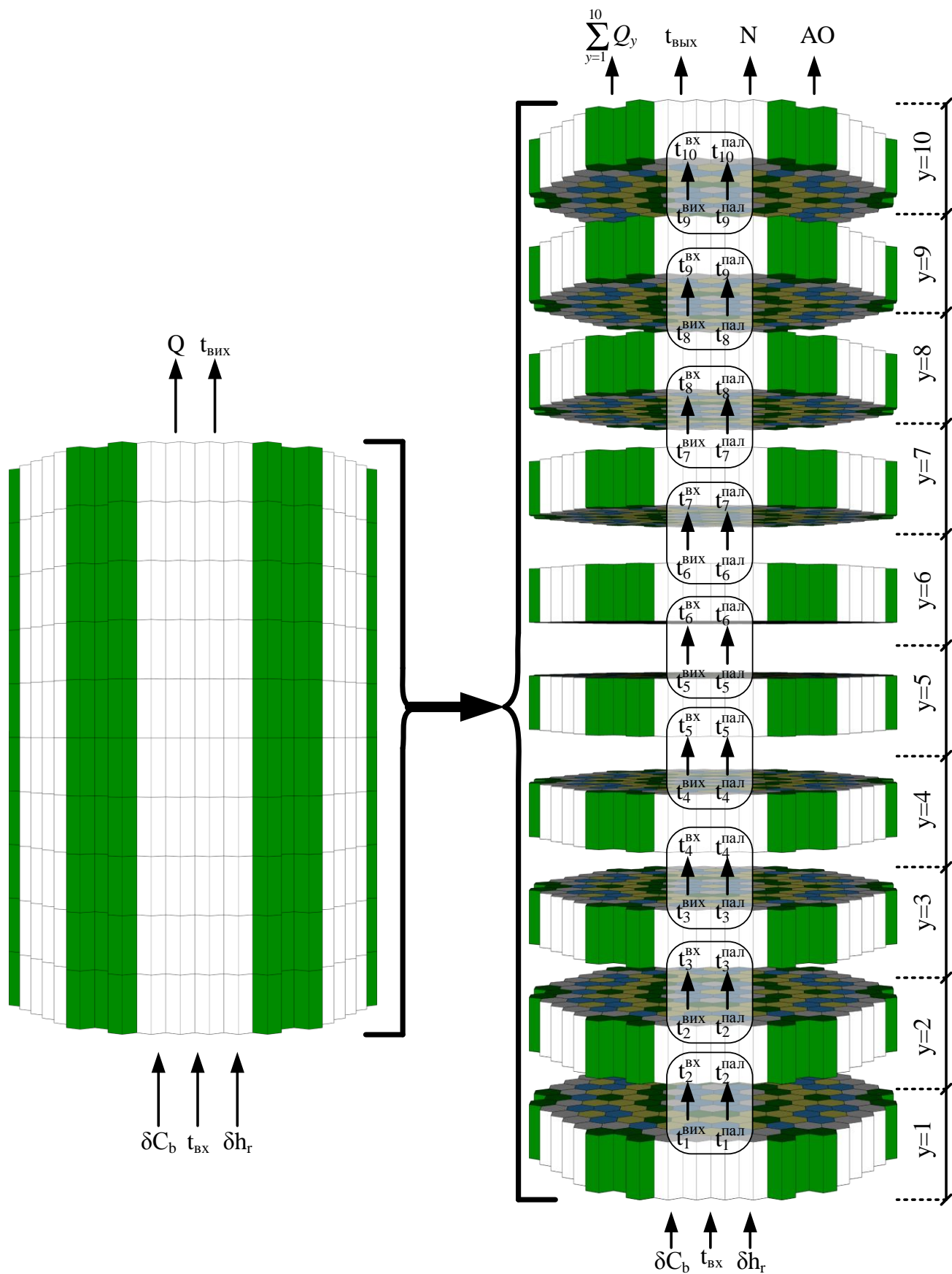


Рисунок 2.1 – Багатошарова структура АКЗ реактора з зосередженими параметрами в кожному шарі

- модель ефекту реактивності від положення регулюючої групи ОР СУЗ;
- модель ефекту реактивності від концентрації БК в теплоносії ПК.

Кожна зона в моделі має повністю однотипну структуру і відрізняється тільки в різних початкових умовах і теплогідравлічних параметрах кожної зони. Отже, на даних ділянках розрізняються динамічні та статичні властивості.

При цьому необхідно враховувати, що для ПК енергоблоку характерні 4 ідентичних циркуляційних петлі. Щоб спростити математичну модель, передбачається розгляд однієї циркуляційної петлі.

ЯЕУ з ВВЕР–1000 з позиції автоматичного управління є об'єктом з численними складними динамічними процесами – із зворотними і перехресними зв'язками. Для врахування цих зв'язків та процесів потрібно врахувати системи диференціальних рівнянь у математичній моделі, включаючи нелінійні [98, 99, 16]. Ці рівняння описані за допомогою нелінійних диференціальних рівнянь елементів енергоблоку, які представлені ПГ і реактором [100, 101, 102].

Для подальшого розвитку структури моделі реактора запропоновано розділити вищезгадану багатоточкову структуру АКЗ реактора не лише по висоті, але і радіально, так само на декілька характерних ділянок. Це дозволить точніше описувати реактор як ОУ. Для досягнення цієї мети, тобто створення адекватної математичної моделі необхідно розділити АКЗ реактора по радіусу на кількість ТВЗ, помножену на кількість твел. Це дасть змогу моделі реактора проводити імітацію з математичним моделюванням кожного твелу (усього 312) в 163 ТВЗ. Іншими словами, така модель дозволяє провести імітаційне моделювання усієї АКЗ, а саме 50856 ділянок.

Проте, з точки зору створення імітаційно–математичної моделі та її реалізації в середовищі моделювання, таке розбиття важко реалізувати. Тому в роботі спочатку прийняті такі допущення:

- 1) Кожна ділянка АКЗ по висоті повинна мати не більше 6 сегментів від усієї картограми АКЗ. Тому вибрана 60° симетрія і на рисунку 2.2 наведено приклад такої симетрії.

2) Оскільки 60° симетрія АКЗ має 6 сегментів, а загальна кількість ТВЗ 163 шт., то виходить, що залишається одна ТВЗ під номером 82, яка не входить до складу жодного з 6-ти сегментів. Тому така ТВЗ буде виключена з подальшого математичного моделювання.

3) Оскільки математичне моделювання вищезгаданого розділення АКЗ на 6 сегментів залишається важким для реалізації, тому прийнято, що кожен сегмент матиме 4 ділянки, які проводять імітаційне моделювання 4-х груп ТВЗ, які відокремлені по експлуатаційним рокам. Іншими словами, кожен сегмент АКЗ матиме 4 характерні ділянки груп ТВЗ і на рисунку 2.3 наведено приклад такого розділення.

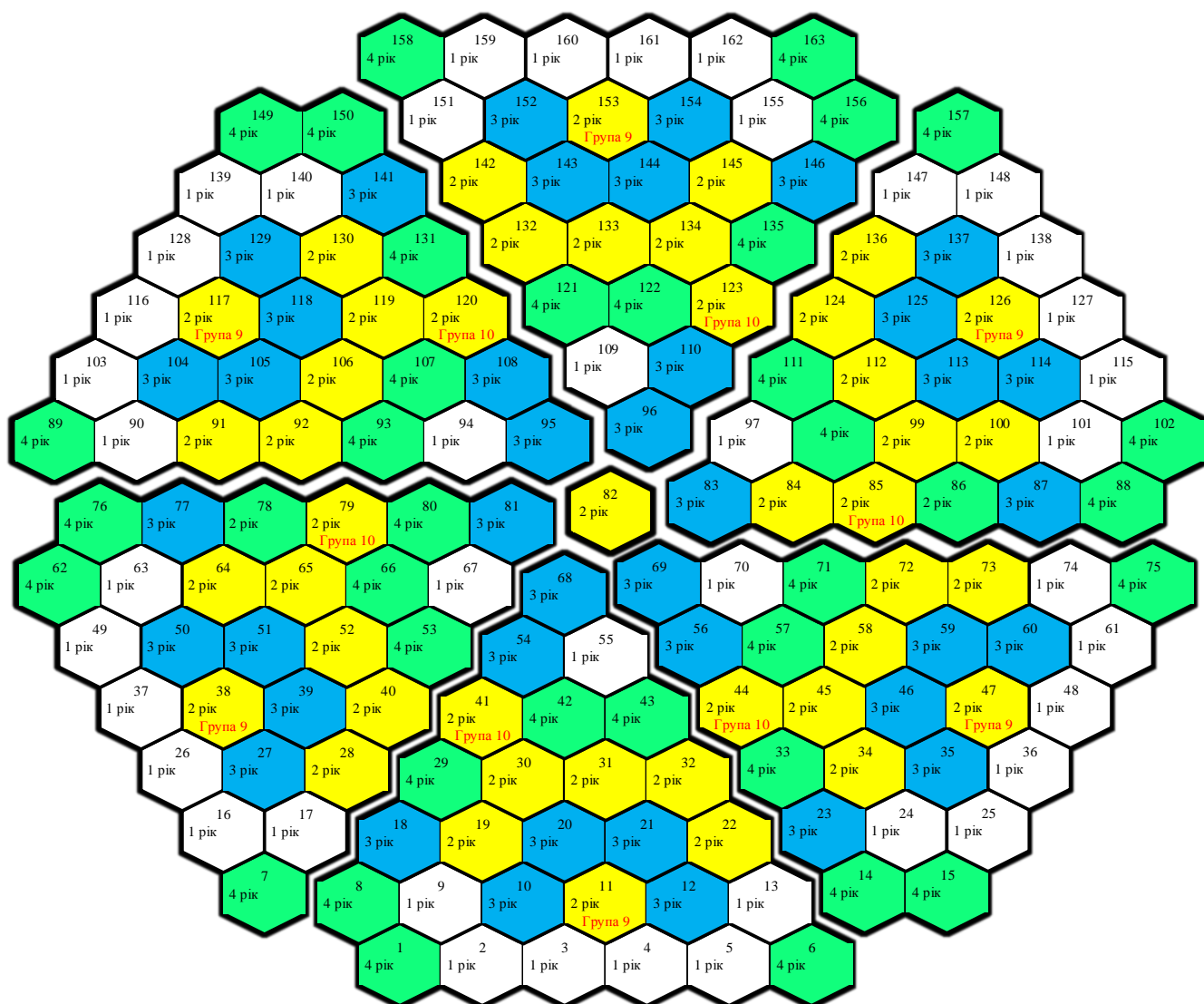


Рисунок 2.2 – Запропонована 60° симетрія АКЗ ВВЕР–1000

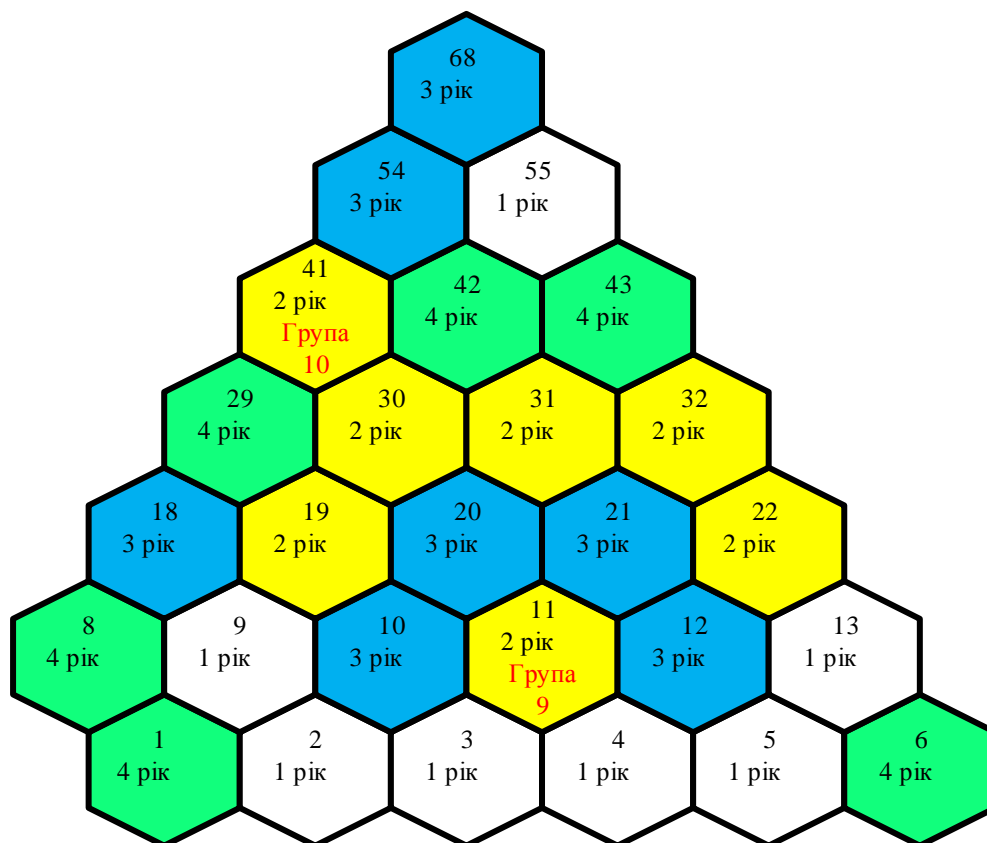


Рисунок 2.3 – Запропоновані 4 характерні ділянки груп ТВЗ в одному з 6-ти сегментів, де 1 група – всі ТВЗ першого року у(білі ділянки), 2 група – всі ТВЗ другого року (жовті ділянки), 3 група – всі ТВЗ третього року (сині ділянки), 4 група – всі ТВЗ четвертого року (зелені ділянки).

Таким чином, зважаючи на усі вищезгадані допущення і розділення АКЗ, така багатоточкова модель реактора зображена на рисунку 2.4.

Враховуючи усі вищевказані зміни АКЗ, запропонована математична модель АКЗ реактора, яка має індекс i , як відображення ЕК. А ЕК має включає в себе три індексу, де перший індекс $y(1...10)$ – відображає номер шару АКЗ реактора по висоті; другий індекс $x(1...6)$ – відображає номер сектора сегменту 60° симетрії АКЗ реактора; третій $z(1...4)$ – відображає номер ділянки групи ТВЗ у рамках сектора. Ця модель реактора записується як $R(\delta C_b; t_{r,w,in}; \delta h; i) = AO; Q_i, t_{i,w,in}$, що дозволяє розраховувати зміну зазначених технологічних параметрів ОУ по ЕК АКЗ, де

$unit(R; SG; TG; PL; \delta h; \delta C_b; N_e) = AO; t_{r,w,out}; t_{r,w,in}; t_{r,w,av}; P_{st};$ – модель енергоблоку ЯЕУ.

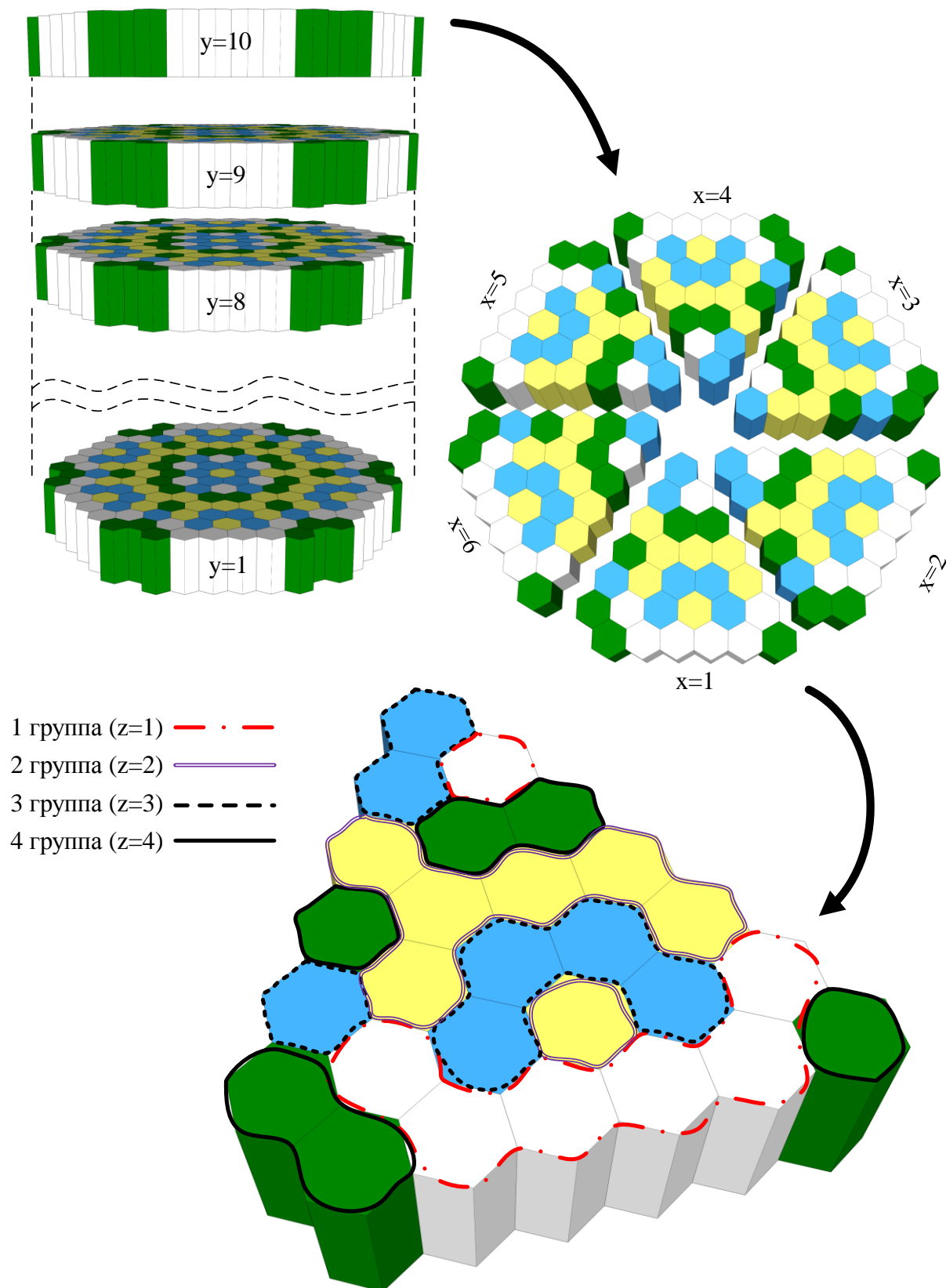


Рисунок 2.4 – Запропонована розділена АКЗ реактора з ВВЕР–1000

2.2 Розподіл параметрів між ділянками активної зони

Спочатку для розрахування у загальному вигляді використовувалась точкова математична модель реактора. Таке представлення не дозволяє розрахувати енерговиділення по висоті АКЗ, що є недоліком цієї моделі, оскільки це кількісна міра стійкості реактора.

У багатоточковій математичній моделі [92], як вже було раніше сказано, використовується розділення АКЗ по висоті на 10 характерних ділянок. Така модель використовує розподіл параметрів тільки між зонами по висоті, яка зображена на рисунку 2.5.

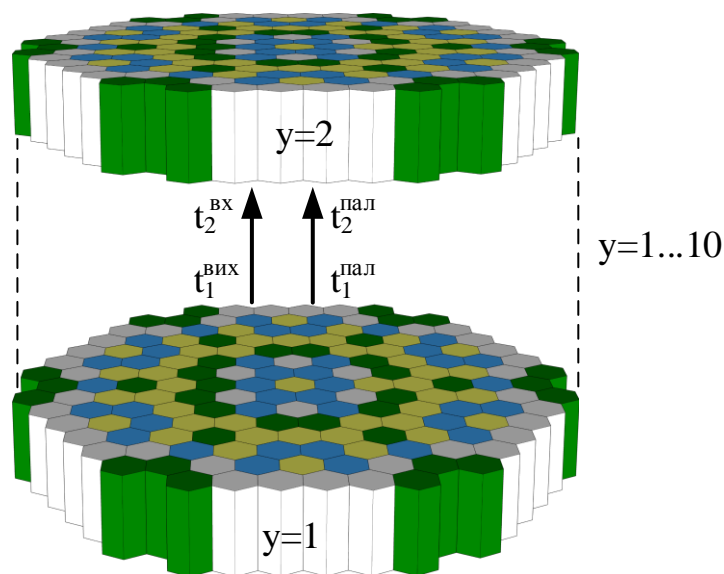


Рисунок 2.5 – Розподіл параметрів між шарами АКЗ реактора типу ВВЕР–1000

У запропонованій математичній моделі розподіл параметрів відбувається не лише між зонами по висоті, але і між сегментами 60° симетрії, так само і між ділянками в цих же сегментах. Розподіл параметрів відбувається на так званих лініях зіткнення. Для кращого уявлення, приклади ліній зіткнень наведені на рисунках 2.6 і 2.7.

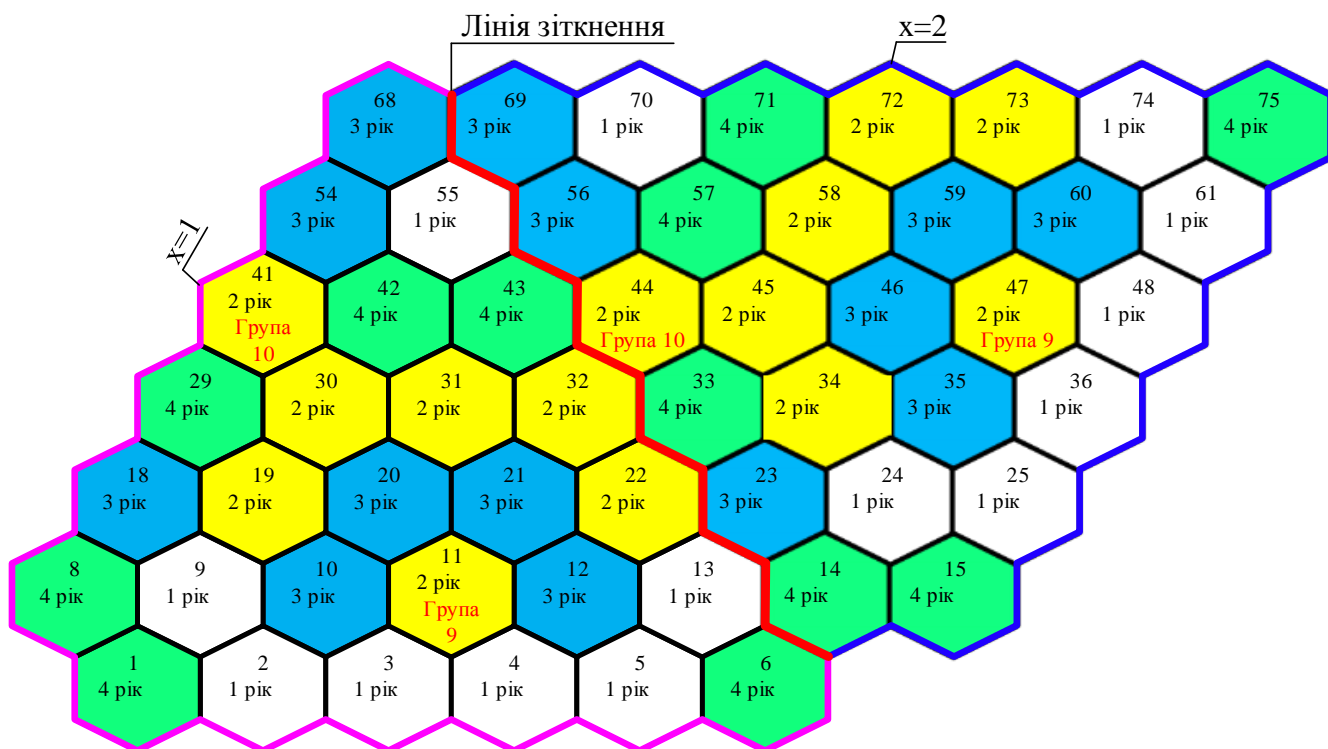


Рисунок 2.6 – Приклад лінії зіткнення при розподілі параметрів між сегментами 60° симетрії

На додаток слід врахувати те, що наведення опису розподілу параметрів між кожною ТВЗ є трудомістким завданням і на цьому етапі буде недоцільною дією. Тому, окрім вищеописаних допущень, слід прийняти ще одні, з огляду на те, що опис розподілу параметрів між ТВЗ слід провести тільки між різними роками цих ТВЗ. Іншими словами, необхідно привести опис тільки між ділянкою, наприклад, ТВЗ 1 року і трьома іншими ТВЗ, відповідно, з іншими роками.

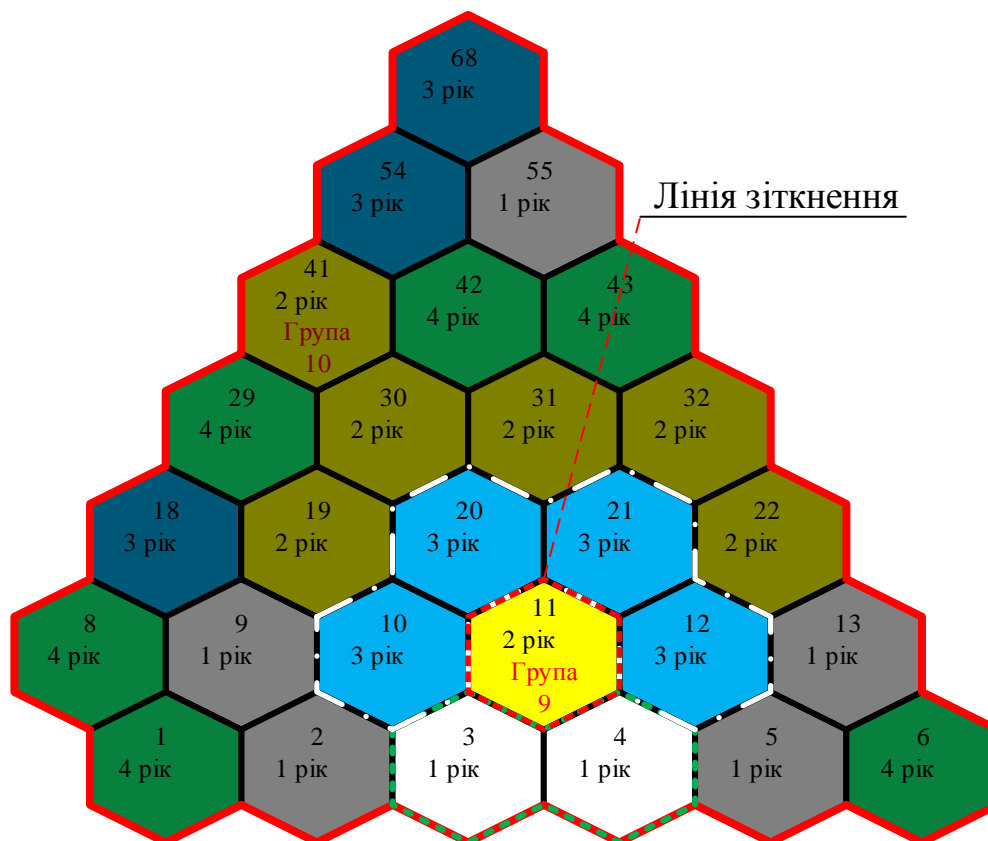


Рисунок 2.7 – Приклад лінії зіткнення при розподілі параметрів між ділянками ТВЗ по роках

З рисунка 2.7 видно, що ТВЗ 2 року, тобто група 2 ($z=2$), контактує з групою інших ТВЗ з іншими роками експлуатації (у поточному прикладі з 3 і 1 роками). У такому разі, розподіл параметрів ТВЗ відбуватиметься за таким виразом:

$$A_{con} = \frac{A_{x,1} + A_{x,2} + A_{x,3}}{3}, \quad (2.6)$$

де A_x – технологічний параметр ТВЗ.

У поточній конфігурації перерозподіл необхідного технологічного параметра буде відбуватися по одному з 6-ти рівнянь:

$$A_1 = \frac{A_{x,1} + A_{x,2}}{2}, \quad (2.7)$$

$$A_2 = \frac{A_{x,1} + A_{x,3}}{2}, \quad (2.8)$$

$$A_3 = \frac{A_{x,1} + A_{x,4}}{2}, \quad (2.9)$$

$$A_4 = \frac{A_{x,2} + A_{x,3}}{2}, \quad (2.10)$$

$$A_5 = \frac{A_{x,2} + A_{x,4}}{2}, \quad (2.11)$$

$$A_6 = \frac{A_{x,3} + A_{x,4}}{2}. \quad (2.12)$$

Звичайно ж, розподіл технологічного параметра може бути і у рамках усіх 4-х ділянок груп, наприклад, у разі ТВЗ № 9. Для повного розуміння, далі буде наведений приклад. Для визначення необхідного параметра між ТВЗ № 54 і ТВЗ № 41 вимагається використати 4-е рівняння, оскільки ТВЗ № 54 входить в ділянку 2 групи ТВЗ у рамках сектора x , а ТВЗ № 41 – в ділянку 3 групи ТВЗ і також у рамках сектора x . Таким чином можна сказати, що необхідний технологічний параметр визначатиме як сума параметра в ділянках 2 і 3 груп ТВЗ у рамках сектора x і ділиться на 2. Отже, таке рівняння дає усереднене значення необхідного технологічного параметра між ділянками 2 і 3 груп ТВЗ у рамках сектора x . Графічне представлення такого прикладу зображене на рисунку 2.8.

Застосувавши вищезгадані вирази до усієї АКЗ реактора можна отримати вираження розподілу технологічного параметра ТВЗ будь-якої ділянки груп ТВЗ у рамках сектора x . Графічне представлення розподілу необхідного технологічного параметру в рамках усіх 6-ти рівнянь наведено на рисунках 2.9 і 2.10:

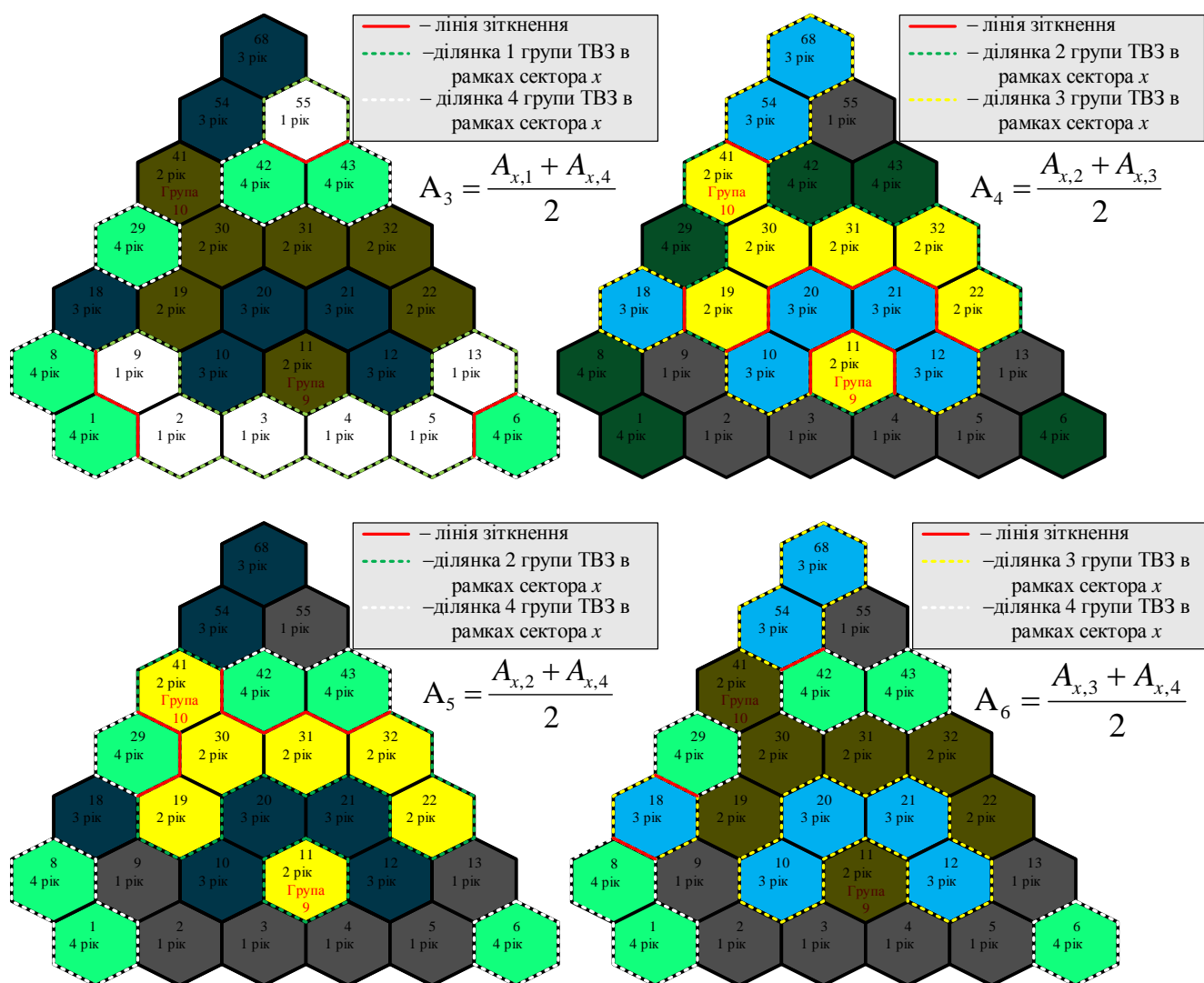


Рисунок 2.10 – Графічне представлення розподілу необхідного технологічного параметру

Більше того, вищезгадані вирази застосовні до номера сектора сегменту 60° симетрії АКЗ реактора x . Відмінностей між номерами сектора сегменту 60° симетрії АКЗ реактора x не буде, оскільки усі вони ідентичні і практично повністю повторюють себе.

Отримані вирази можна застосувати до інших математичних моделей реактора для того, щоби визначити значення необхідного параметра в конкретній ЕК та, відповідно, в y ($1...10$) номері шару АКЗ реактора по висоті; x ($1...6$) номері сектора сегменту 60° симетрії АКЗ реактора і нарешті z ($1...4$) номері ділянки групи ТВЗ у рамках сектору.

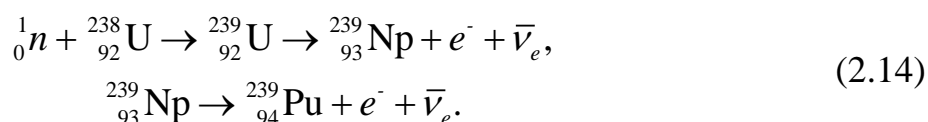
2.3 Математична модель кінетики реактора

Нанесення на реактор збурень призводить до зміни густини нейтронного потоку. При цьому відносно кожної зони закономірність цієї зміни описує система, що об'єднує сім нелінійних диференціальних рівнянь першого порядку, в яких передбачено врахування шести груп нейтронів ^{235}U , які запізнилися:

$$\begin{cases} \frac{d\Phi}{d\tau} = \frac{(\rho(\tau) - \beta_{ef}) \cdot \Phi(\tau)}{l} + \sum_{j=1}^6 \lambda_j \cdot C_j(\tau), \\ \frac{dC_j}{d\tau} = \frac{\beta_j \cdot \Phi(\tau)}{l} - \lambda_j \cdot C_j(\tau). \end{cases} \quad (2.13)$$

де Φ – усереднена густина потоку нейтронів, $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$; $\rho(\tau)$ – реактивність реактора, у відн. од.; β_{ef} – сумарна частка нейтронів, що запізнюються, у відн. од.; β_j – частка нейтронів j -ї групи, які запізнюються, у відн. од.; λ_j – постійна розпаду попередників j -го ядра–попередника нейтронів, що запізнюються, с^{-1} ; l – час життя нейтронів, с; j – номер групи нейтронів, які запізнилися $j=1\dots 6$; $C_j(\tau)$ – ефективна концентрація ядер–попередників нейтронів j -ї групи, які запізнюються, $1/\text{см}^2 \cdot \text{с}$.

Проте, як відомо ^{239}Pu утворюється у ядерному реакторі, який працює на природному або малозбагаченому урані, що містить в основному ізоотоп ^{238}U , при захопленні надмірних нейтронів. При цьому відбуваються наступні ядерні реакції:



Тому, вищезгадана система семи нелінійних диференціальних рівнянь першого порядку не враховує зміну густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu . Для отримання математичної моделі кінетики від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu була використана вищеописана система диференціальних рівнянь і така система рівнянь залишається

незмінною за винятком інших констант та частки запізнених нейтронів j -ї групи. Запропонована оновлена система зміни густини нейтронного потоку, яка об'єднує чотирнадцять нелінійних диференціальних рівнянь першого порядку, в яких передбачено врахування шести груп нейтронів ^{235}U , які запізнилися і шести груп нейтронів ^{239}Pu , які запізнилися, дозволяє контролювати зміну густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu , так і від ^{235}U .

Математична модель кінетики реактора, яка дозволяє враховувати зміну ізотопного складу від реакції поділу не тільки від ^{235}U , а й від ^{239}Pu , який утворюється в АКЗ, доповнена диференціальними рівняннями:

$$\frac{d\Phi_{i,5}}{d\tau} = \frac{(\rho(\tau) - \beta_5) \cdot \Phi_{i,5}(\tau)}{l} + \sum_{j=1}^6 \lambda_{j,5} \cdot C_{i,j,5}(\tau); \quad (2.15)$$

$$\frac{dC_{i,j,5}}{d\tau} = \frac{\beta_{j,5} \cdot \Phi_{i,5}(\tau)}{l} - \lambda_{j,5} \cdot C_{i,j,5}(\tau); \quad (2.16)$$

$$\frac{d\Phi_{i,9}}{d\tau} = \frac{(\rho(\tau) - \beta_9) \cdot \Phi_{i,9}(\tau)}{l} + \sum_{j=1}^6 \lambda_{j,9} \cdot C_{i,j,9}(\tau); \quad (2.17)$$

$$\frac{dC_{i,j,9}}{d\tau} = \frac{\beta_{j,9} \cdot \Phi_{i,9}(\tau)}{l} - \lambda_{j,9} \cdot C_{i,j,9}(\tau), \quad (2.18)$$

де $\Phi_i = \Phi_{i,5} + \Phi_{i,9}$ – сумарна усереднена густина потоку нейтронів в ЕК АКЗ, $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$; $\Phi_{i,5}, \Phi_{i,9}$ – усереднена густина потоку нейтронів в ЕК АКЗ, відповідно, для ^{235}U , ^{239}Pu , $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$; $\rho(\tau)$ – реактивність реактора, у відн. од.; β_5, β_9 – сумарна частка нейтронів, відповідно, для ^{235}U та ^{239}Pu , що запізнюються; l – час життя нейтронів, с; $\lambda_{j,5}, \lambda_{j,9}$ – постійна розпаду попередників j -го ядра-попередника нейтронів, відповідно, для ^{235}U та ^{239}Pu , що запізнюються, с^{-1} ; $C_{i,j,5}(\tau), C_{i,j,9}(\tau)$ – ефективна концентрація ядер-попередників нейтронів j -ї групи, які запізнюються, відповідно для ^{235}U і ^{239}Pu в ЕК АКЗ, $1/\text{см}^2 \cdot \text{с}$; $\beta_{j,5}, \beta_{j,9}$ – частка нейтронів j -ї групи, які запізнюються, відповідно, для ^{235}U та ^{239}Pu .

Утворення ^{239}Pu від ^{238}U описано наступною системою диференціальних рівнянь:

$$\frac{dN_{i,8}}{d\tau} = -N_{i,8} \cdot \sigma_{f,8} \cdot \Phi_i - N_{i,8} \cdot \sigma_{c,8} \cdot \Phi_i; \quad (2.19)$$

$$\frac{dN_{i,U-9}}{d\tau} = N_{i,8} \cdot \sigma_{c,8} \cdot \Phi_i - \lambda_{U-9} \cdot N_{i,U-9}; \quad (2.20)$$

$$\frac{dN_{i,Np}}{d\tau} = \lambda_{U-9} \cdot N_{i,U-9} - \lambda_{Np} \cdot N_{i,Np}; \quad (2.21)$$

$$\frac{dN_{i,9}}{d\tau} = \lambda_{Np} \cdot N_{i,Np} - N_{i,9} \cdot \sigma_{f,9} \cdot \Phi_i - N_{i,9} \cdot \sigma_{c,9} \cdot \Phi_i, \quad (2.22)$$

де $N_{i,8}$, $N_{i,U-9}$, $N_{i,Np}$, $N_{i,9}$ – усереднена атомна концентрація у ЕК АКЗ, відповідно, ^{238}U , ^{239}U , ^{239}Np і ^{239}Pu , см^{-3} ; $\sigma_{f,8}$, $\sigma_{f,9}$ – мікроскопічний переріз реакції поділу, відповідно, для ^{238}U , ^{239}Pu , 10^{-24} см^2 ; $\sigma_{c,8}$, $\sigma_{c,9}$ – мікроскопічний переріз радіаційного захоплення, відповідно, ^{238}U , ^{239}Pu , 10^{-24} см^2 ; λ_{U-9} , λ_{Np} – постійна радіоактивного розпаду, відповідно для ^{235}U та ^{239}Pu , с^{-1} .

Використано диференціальні рівняння швидкості напрацювання ^{135}Xe при розподілі ^{235}U і ^{239}Pu , які представлено як:

$$\frac{dN_{i,I,5}}{d\tau} = P_{I,5} \cdot \Phi_i \cdot \sigma_{f,5} \cdot N_{i,5} - \lambda_I \cdot N_{i,I,5}; \quad (2.23)$$

$$\frac{dN_{i,Xe,5}}{d\tau} = \lambda_I \cdot N_{i,I,5} - \lambda_{Xe} \cdot N_{i,Xe,5} - \Phi_i \cdot \sigma_{a,Xe} \cdot N_{i,Xe,5}; \quad (2.24)$$

$$\frac{dN_{i,I,9}}{d\tau} = P_{I,9} \cdot \Phi_i \cdot \sigma_{f,9} \cdot N_{i,9} - \lambda_I \cdot N_{i,I,9}; \quad (2.25)$$

$$\begin{aligned} \frac{dN_{i,Xe,9}}{d\tau} = & P_{Xe,9} \cdot \Phi_i \cdot \sigma_{f,9} \cdot N_{i,9} + \lambda_I \cdot N_{i,I,9} - \\ & - \lambda_{Xe} \cdot N_{i,Xe,9} - \Phi_i \cdot \sigma_{a,Xe} \cdot N_{i,Xe,9}, \end{aligned} \quad (2.26)$$

де $N_{i,I,5}$, $dN_{i,I,9}$ – усереднена атомна концентрація ^{135}I в ЕК АКЗ при реакції поділу, відповідно, ^{235}U і ^{239}Pu , см^{-3} ; $N_{i,Xe,5}$, $N_{i,Xe,9}$ – усереднена атомна концентрація ^{135}Xe в ЕК АКЗ при реакції поділу, відповідно, ^{235}U і ^{239}Pu , см^{-3} ; $P_{I,5}$, $P_{I,9}$ – ймовірність утворення ^{135}I під час поділу, відповідно, ^{238}U та ^{239}Pu ; $P_{Xe,5}$, $P_{Xe,9}$ – ймовірність утворення ^{135}Xe в ЕК АКЗ при реакції поділу,

відповідно, ^{235}U і ^{239}Pu , см^{-3} ; $\sigma_{a,\text{Xe}}$, $\sigma_{f,5}$ – мікроскопічний перетин поглинання та перетин поділу, відповідно, для ^{135}Xe та ^{235}U , см^2 ; $N_{i,5}$ – усереднена атомна концентрація ^{235}U в ЕК АКЗ, см^{-3} ; λ_{I} , λ_{Xe} – постійна радіоактивного розпаду, відповідно, ^{135}I та ^{135}Xe , с^{-1} .

У таблиці 2.1 наведено ймовірності розпаду ^{235}U і ^{239}Pu на осколки елемента ^{135}I і ^{135}Xe .

Таблиця 2.1 – Ймовірності розпаду ^{235}U і ^{239}Pu на осколки елемента ^{135}Xe і ^{135}I

Ізотоп	^{235}U	^{239}Pu
^{135}I	6.29 %	6.54 %
^{135}Xe	0.258 %	1.08 %

Значення констант та змінних в стаціонарному режимі для розрахунку моделі кінетики реактора знаходяться в додатку А.

2.4 Математична модель енерговиділення

Ділення ядер палива під час роботи реактора обумовлює виділення тепла. Іншими словами – супроводжуючий процес передачі кінетичної енергії від осколків енергії молекулам, що оточують їх, і атомам середовища, відбувається за рахунок уповільнення та радіаційного захоплення нейронів. Це характерне для усіх компонентів АКЗ. Цей процес обумовлюється поглинанням миттєвого γ - випромінювання, а також β та γ -випромінювання уламків поділу з відповідними продуктами розпаду.

Свій кількісний вклад в розподіл енергії вноситься за рахунок кожної складової при певному тимчасовому розподілу.

Внесення основної долі теплової енергії забезпечує кінетична енергія уламків поділу (85 %). Відбувається практично миттєве перетворення цієї енергії в теплову. Одночасно цей процес супроводжується виділенням енергії,

яке пов'язане з випромінюванням (0.7 %). Уповільнення нейтронів ділення супроводжується виділенням близько 2.6 % теплової енергії.

Прийнято рішення використовувати вже раніше відому імітаційну модель енерговиділення, яка для розрахунку енерговиділення АКЗ реактора використовує рівняння:

$$Q_i(\tau) = \Phi_i(\tau) \cdot V_i \cdot \Sigma_f \cdot E_f, \quad (2.27)$$

де V_i – об'єм ЕК АКЗ, см³; Σ_f – макроскопічний переріз поділу, см⁻¹; E_f – енергія ділення одного ядра, Дж.

При цьому цей вираз включав тільки енерговиділення розпаду ²³⁵U в активній зоні реактора. Для проведення розрахунку енерговиділення в АКЗ реактора при розпаді ²³⁹Pu використано вищезгадане рівняння з іншими коефіцієнтами рівняння.

Отримана математична модель енерговиділення з урахуванням виділення енергії як при поділі ядер ²³⁵U, так і ²³⁹Pu у ЕК АКЗ:

$$Q_i(\tau) = \Phi_i(\tau) \cdot V_i \cdot (\Sigma_{f,5} \cdot E_{f,5} + \Sigma_{f,9} \cdot E_{f,9}), \quad (2.28)$$

де $\Sigma_{f,5}, \Sigma_{f,9}$ – макроскопічний переріз поділу, відповідно, ²³⁵U та ²³⁹Pu см⁻¹; $E_{f,5}, E_{f,9}$ – енергія ділення одного ядра, відповідно, ²³⁵U, ²³⁹Pu, Дж.

Значення констант та змінних в стаціонарному режимі для розрахунку моделі енерговиділення знаходяться в додатку А.

2.5 Математична модель передачі енергії паливу і теплоносію

У роботі [91] пропонується рівняння балансу тепла для твелів АКЗ реактора. Проте, застосувавши розподіл АКЗ на шари по висоті, сектори сегменту 60° симетрії та ділянки групи ТВЗ у рамках сектора, де має вигляд:

$$Q_i(\tau) = c_{p,f} \cdot m_{i,f} \cdot \frac{dt_{i,f}}{d\tau} + \alpha \cdot F_i(t_{i,f} - t_{i,w}); \quad (2.29)$$

$$\alpha \cdot F_i(t_{i,f} - t_{i,w}) = c_{p,w} \cdot m_{i,w} \cdot \frac{dt_{i,w}}{d\tau} + \frac{2 \cdot c_{p,w} \cdot m_{i,w}}{\tau_0} \cdot (t_{i,w} - t_{i,w,in}), \quad (2.30)$$

де $c_{p,f}$, $c_{p,w}$ – питома теплоємність, відповідно, палива та теплоносія, Дж/(кг·К); $m_{i,f}$, $m_{i,w}$ – маса, відповідно, палива та теплоносія у ЕК АКЗ, кг; $t_{i,f}$, $t_{i,w}$ – температура, відповідно, палива та теплоносія у ЕК АКЗ, °С; $t_{i,w,in}$ – температура теплоносія на вході в ЕК АКЗ, °С; α – коефіцієнт теплопередачі від поверхні твелів до теплоносія, Вт/(м²·К); F_i – площа поверхні твелів у ЕК АКЗ, яка передає тепло, м²; τ_0 – час проходження теплоносія через ЕК АКЗ, с.

Рішення диференціального рівняння представлене зміною середньої температури теплоносія в кожній ЕК. Щоб отримати значення зміни температури теплоносія на виході з ЕК може використовуватися останнє рівняння.

При розрахунку абсолютних значень зміни температури теплоносія в АКЗ реактора по зонах приймаємо, що температура на вході в АКЗ реактора в початковий момент часу складатиме $t_{r,w,in}=287$ °С.

2.6 Математична модель ефектів реактивності

Збурення реактивності АКЗ складається з суми ефектів [103, 104]:

$$\delta\rho_i = \delta\rho_{i,r} + \delta\rho_{i,b} + \delta\rho_{i,N} + \delta\rho_{i,Xe} + \delta\rho_{i,t}, \quad (2.31)$$

де $\delta\rho_{i,r}$, $\delta\rho_{i,b}$, $\delta\rho_{i,N}$, $\delta\rho_{i,Xe}$, $\delta\rho_{i,t}$ – ефект реактивності, внесений, відповідно, регулюючою групою ОР СУЗ, концентрацією БК в теплоносії ПК, зміною потужності реактора, концентрацією отруйників у паливі, зміною температури теплоносія ПК.

Для розрахунку реактивності, що вноситься регулюючою групою ОР СУЗ, використано рівняння:

$$\delta\rho_{i,r} = \frac{\partial\rho_i}{\partial h_{i,r}} \delta h_{i,r}, \quad (2.32)$$

де $\frac{\partial \rho_i}{\partial h_{i,r}}$ – коефіцієнт реактивності від положення ОР СУЗ; $\delta h_{i,r}$ – відхилення положення ОР СУЗ.

Для розрахунку ефекту реактивності, яка була внесена зміною концентрації БК у теплоносії ПК, використано рівняння:

$$\delta \rho_{i,b} = \frac{\partial \rho_i}{\partial C_{i,b}} \delta C_{i,b}, \quad (2.33)$$

де $\frac{\partial \rho_i}{\partial C_{i,b}}$ – коефіцієнт реактивності від концентрації БК; $\delta C_{i,b}$ – відхилення концентрації БК.

Ефект реактивності від зміни потужності реактора [18, 76, 19] знаходиться як

$$\delta \rho_{i,N} = \frac{\partial \rho_i}{\partial N} \delta N, \quad (2.34)$$

де $\frac{\partial \rho_i}{\partial N}$ – коефіцієнт реактивності від потужності реактора; δN – відхилення потужності реактора.

Зміну реактивності в результаті отруєння АКЗ ксеноном визначено як

$$\delta \rho_{i,Xe} = \frac{\partial \rho}{\partial N_{Xe}} \delta N_{i,Xe}, \quad (2.35)$$

де $\frac{\partial \rho}{\partial N_{Xe}}$ – коефіцієнт реактивності від концентрації ^{135}Xe ; $\delta N_{i,Xe}$ – відхилення концентрації ^{135}Xe .

Для розрахунку ефекту реактивності, внесеного зміною температури теплоносія ПК [18, 76, 19], використано диференціальне рівняння:

$$\delta \rho_{i,t} = \frac{\partial \rho_i}{\partial t_w} \delta t_{i,w}, \quad (2.36)$$

де $\frac{\partial \rho_i}{\partial t_w}$ – коефіцієнт реактивності від температури теплоносія; $\delta t_{i,w}$ – відхилення температури теплоносія.

Крім того, до рівнянь (2.15–2.36) застосовано розподіл АКЗ на ЕК (i) за рахунок виділення шарів по висоті (y), секторів симетрії АКЗ (x) і груп ТВЗ (z) в рамках кожного сектора.

Значення констант та змінних в стаціонарному режимі для розрахунку моделі ефектів реактивності знаходяться у додатку А.

2.7 Математичні моделі енергетичного устаткування енергоблока

Моделі ЯЕУ з ВВЕР–1000 складається з:

- багатозонна, розподілена у просторі модель реактора;
- модель, що враховує запізнювання теплоносія в трубопроводах від реактора до ПГ і назад;
- модель парогенератора;
- модель турбогенератора.

Відомо, що ПК енергоблока має чотири ідентичні циркуляційні петлі. Для спрощення математичної моделі розглядатиметься одна циркуляційна петля. З точки зору автоматичного управління, ЯЕУ з ВВЕР–1000 є об'єктом, в якому відбуваються складні динамічні процеси з перехресними і зворотними зв'язками. Щоб врахувати ці процеси і зв'язки, математична модель енергоблоку повинна складатися з системи диференціальних рівнянь, у тому числі і нелінійних. Елементи енергоблоку, які описуються нелінійними диференціальними рівняннями – реактор і ПГ.

Щодо моделі, яка враховує запізнювання теплоносія в трубопроводах від реактора до ПГ і назад, то зважаючи на кінцеву швидкість теплоносія ПК, необхідно враховувати запізнювання в теплопередачі між реактором і парогенератором в обидві сторони. Це запізнювання представляється в експоненціальному вигляді [96, 90, 105].

$$\begin{aligned}
 T_{PL_1} \frac{dt_{sg,w,in}}{d\tau} + t_{sg,w,in}(\tau) &= t_{r,w,out}(\tau); \\
 T_{PL_2} \frac{dt_{r,w,in}}{d\tau} + t_{r,w,in}(\tau) &= t_{sg,w,out}(\tau),
 \end{aligned}
 \tag{2.37}$$

де $t_{sg,w,in}(\tau)$, $t_{sg,w,out}(\tau)$ – температура теплоносія ПК на вході та виході ПГ, відповідно, °C; T_{PL_1} , T_{PL_2} – постійні часу, залежні від швидкості теплоносія ПК і довжини трубопроводу від реактора до ПГ в обидві сторони, відповідно; $t_{r,w,in}(\tau)$, $t_{r,w,out}(\tau)$ – температура теплоносія ПК на вході та виході АКЗ реактора, відповідно, °C.

У номінальному режимі, якщо нехтувати втратами теплоти в довкілля, то

$$\begin{aligned} t_{sg,w,in}(\tau) &= t_{r,w,out}(\tau); \\ t_{sg,w,out}(\tau) &= t_{r,w,in}(\tau). \end{aligned} \quad (2.38)$$

Математична модель парогенератора описується як система диференціальних рівнянь, де математична динаміка ПГ використовує рівняння [96, 106, 107]:

$$\left\{ \begin{aligned} \frac{dM_{ПВ}}{d\tau} &= G_{ПВ}(\tau) - G_{П}(\tau) - D_{Г}(\tau), \\ \frac{dV_{ПВ}}{d\tau} &= \frac{1}{\rho'} \cdot \frac{dM_{ПВ}}{d\tau}, \\ T \frac{dV_{П}}{d\tau} + V_{П}(\tau) &= \frac{T}{\rho''} \cdot D_{Г}(\tau) - \frac{T}{\rho''} \cdot V_{П}(\tau) \cdot \frac{d\rho''}{dP} \cdot \frac{dP}{d\tau}, \\ D_{Г}(\tau) &= \frac{1}{r} \cdot \left[Q_{BH}(\tau) - G_{ПВ}(\tau) \cdot (i' - i_{ПВ}) - (V_{ПВ}(\tau) \cdot \rho' \cdot \frac{di'}{dP} + V_{П}(\tau) \cdot \rho'' \cdot \frac{di''}{dP}) \cdot \frac{dP}{d\tau} \right], \\ Q_{BH}(\tau) &= k \cdot F_e \cdot (t_{SR}(\tau) - \frac{dt_S}{dP} \cdot P(\tau)), \\ T_2 \cdot \frac{dt_{2\exists}}{d\tau} + t_{2\exists}(\tau) &= t'(\tau), \\ T_P \cdot \frac{dP}{d\tau} + P(\tau) &= -K_1 \cdot G_{П}(\tau) + K_2 \cdot t_{2\exists}(\tau) - K_3 \cdot G_{ПВ}(\tau). \end{aligned} \right. \quad (2.39)$$

Перше рівняння системи (2.39) є рівнянням збереження маси речовини в ПГ, де $M_{ПВ}(\tau)$ – маса живильної води в ПГ, кг; $G_{ПВ}(\tau)$ – витрата живильної води, кг/с; $G_{П}(\tau)$ – витрата пари, кг/с; $D_{Г}(\tau)$ – кількість генерованої пари, кг.

Друге рівняння в системі (2.38) описує залежність зміни об'єму живильної води від її маси в ПГ, де $V_{ПВ}(\tau)$ – об'єм живильної води в ПГ, м³; ρ' – густина живильної води на лінії насичення, кг/м³.

Третє рівняння системи (2.38) описує залежність між масою генерованої пари і його об'ємом в ПГ, де:

$$T = \frac{V_{\text{ПГ}} \cdot \rho''}{G_{\text{ПГ}}}, \quad (2.40)$$

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

Четверте рівняння системи (2.38) показує як зміна підведення теплоти від ПК, об'єму пари і живильної води в ПГ вплине на кількість генерованої пари, 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, яка передана з ПК до ДК, МВт.

П'яте рівняння системи (2.38) описує, як зміниться кількість теплоти, яка передана з ПК до ДК при зміні середньої температури теплоносія ПК і температури живильної води на лінії насичення в ДК, де F_e – сумарна ефективна площа поверхонь нагріву в ПГ, м²; k – коефіцієнт теплопередачі, Вт/м²·К; $t_{\text{SR}}(\tau)$ – середня температура теплоносія ПК, °С; $t_s(\tau)$ – температура теплоносія на лінії насичення, °С.

Шосте рівняння системи (2.38) враховує запізнювання теплового потоку при зміні температури теплоносія ПК, де T_2 – еквівалентна постійна часу труб, які нагрівають теплоносії, с; $t_{2\text{Э}}(\tau)$ – еквівалентна температура, °С; $t'(\tau)$ – температура теплоносія на вході в ПГ, °С.

Сьоме рівняння системи (2.38) описує, як зміну витрати пари, еквівалентної температури і витрата живильної води впливають на зміну тиску пару в ДК [108], де $i'_{\text{ПВ}}$ – ентальпія живильної води, кДж/кг;

$$T_P = B_0 \cdot \frac{\rho' \cdot \rho''}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{1}{A}, \quad (2.41)$$

$$A = \frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{G_{\Pi 0}}{P_0} + \frac{1}{r} \cdot G_{TH} \cdot C_{TH} \cdot \frac{dt_s}{dP}, \quad (2.42)$$

$$B_0 = \frac{M_{II}}{(\rho')^2} \cdot \frac{d\rho'}{dP} + \frac{M_{II}}{(\rho'')^2} \cdot \frac{d\rho''}{dP} + \frac{1}{r} \cdot \left(\frac{1}{\rho''} - \frac{1}{\rho'} \right) \cdot \left(M_{\Pi B} \cdot \frac{di'}{dP} + M_{II} \cdot \frac{di''}{dP} \right), \quad (2.43)$$

$$K_1 = \frac{\rho'}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{1}{A}, \quad (2.44)$$

$$K_2 = \frac{1}{r} \cdot \frac{G_{TH} \cdot C_{PB}}{A}, \quad (2.45)$$

$$K_3 = \left(\frac{i' - i_{\Pi B}}{r} - \frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \right) \cdot \frac{1}{A}, \quad (2.46)$$

де G_{TH} – витрата теплоносія ПК, кг/с.

В описаній вище математичній моделі турбогенератора слід вказати, що процеси, які протікають в ТГ, в порівнянні з процесами, що відбуваються в парогенеруючих установках, відносяться до швидких процесів. Це дозволяє використати наближений математичний опис.

ТГ включає два основні елементи: турбіну і генератор. Динамічні процеси в генераторі практично без інерційні. Тому електрична потужність, що віддається в енергосистему (за винятком втрат енергії в генераторі), дорівнює механічній енергії ротора турбіни [96]. Втрати енергії в генераторі складають близько 5 %, отже, $N_G = 0.95 \cdot N_T$.

На ТГ можуть бути нанесені наступні збурення:

- зміною потужності генератора;
- зміною тиску пари перед ГПК;
- зміною завдання по частоті обертання ротора турбіни.

Зміна кожного з перерахованих параметрів впливає на потужність турбіни.

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 [109, 110]:

$$G_{\Pi_1}(\tau) = \frac{G_{\Pi_0}}{P_0} \cdot P(\tau) \quad (2.47)$$

$$\alpha_1 \cdot T_{\Pi} \cdot \frac{dG_{\Pi_2}}{d\tau} + G_{\Pi_2}(\tau) = \frac{G_{\Pi_0}}{N_{\Gamma_0}} \cdot \left(1 - \frac{1}{\alpha}\right) \quad (2.48)$$

$$G_{\Pi_3}(\tau) = \frac{G_{\Pi_0}}{N_{\Gamma_0}} \cdot \frac{1}{\alpha} \cdot N_{\Gamma}(\tau), \quad (2.49)$$

де $T_{\Pi} = 0.95 \cdot \frac{M_{\Pi_0}}{G_{\Pi_0}}$ – постійна часу, яка враховує ККД генератора, с; α_1 –

коефіцієнт, рівний відношенню ефективного теплоперепада в частині високого тиску до сумарного ефективного теплоперепаду в частинах високого і низького тисків турбіни; N_{Γ_0} – потужність генератора в номінальному режимі, МВт; P_0 – тиск пари в ПГ в номінальному режимі, МПа;

Сумарна витрата пари [13, 77, 82]:

$$G_{\Pi}(\tau) = G_{\Pi_1}(\tau) + G_{\Pi_2}(\tau) + G_{\Pi_3}(\tau) \quad (2.50)$$

Потужність турбіни визначена з рівняння [82]:

$$N_{\Gamma}(\tau) = \frac{N_{\Gamma_0}}{G_{\Pi_0}} \cdot G_{\Pi}(\tau), \quad (2.51)$$

де $N_{\Gamma}(\tau)$ – потужність турбіни, МВт.

Значення констант і змінних в стаціонарному режимі для розрахунку динаміки ПГ [108, 17], ТГ та запізнювання теплоносія в трубопроводах від реактора до ПГ і назад знаходяться в додатку А.

Вказані вище моделі записуються як:

- модель парогенератора $SG(t_{sg,w,in}(\tau); G_{sg,w,out}(\tau)) = t_{sg,w,out}(\tau); p_{st}(\tau);$

- модель, яка враховує транспортне запізнення теплоносія, який циркулює в трубопроводах від реактора до ПГ і в зворотному напрямку $PL(t_{sg,w,out}(\tau); t_{r,w,out}(\tau)) = t_{r,w,in}(\tau); t_{sg,w,in}(\tau)$;

- модель турбогенератора $TG(p_{st}(\tau); N_e) = G_{st}(\tau); N_t(\tau)$.

2.8 Висновки до другого розділу

1. У цьому розділі отримала подальший розвиток математична модель реактора типу ВВЕР–1000 як ОУ, а саме запропоновано удосконалену математичну модель ЯЕУ, в якій застосовується розподіл параметрів між ділянками АКЗ.

2. Запропонована вдосконалена математична модель кінетики реактора ВВЕР–1000, в якій передбачено врахування шести груп нейтронів ^{235}U та ^{239}Pu , які запізнилися, дозволяє контролювати зміну густини нейтронного потоку як від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu , так і від ^{235}U .

3. Також запропоновано вдосконалені математичні моделі, в яких враховано утворення ^{239}Pu і додаткової зміни необхідних параметрів відповідно, як: модель енерговиділення, модель передачі енергії паливу і теплоносію; модель ефекту реактивностей.

4. До отриманих вдосконалених математичних моделей реактора застосовано розподілену систему параметрів для того, щоб можна визначати значення необхідного параметра у ЕК (i) за рахунок виділення шарів по висоті (y), секторів симетрії АКЗ (x) і груп ТВЗ (z) в рамках кожного сектора.

РОЗДІЛ 3. ІМІТАЦІЙНЕ МОДЕЛЮВАННЯ ЕНЕРГОБЛОКУ З ВВЕР– 1000

Програма Simulink є додатком до пакету MATLAB. При моделюванні з використанням Simulink реалізується принцип візуального програмування, відповідно до якого, користувач на екрані з бібліотеки стандартних блоків створює модель пристрою і здійснює розрахунки. При цьому, на відміну від класичних способів моделювання, користувачеві не треба досконально вивчати мову програмування і чисельні методи математики, а досить загальних знань, що вимагаються при роботі на комп'ютері та, природно, знань тієї предметної області у якій він працює.

Simulink є досить самостійним інструментом MATLAB і при роботі з ним зовсім не вимагається знати сам MATLAB та інші його застосування. З іншого боку, доступ до функцій MATLAB та іншим його інструментам залишається відкритим та їх можна використати в Simulink. Частина входять до складу пакетів має інструменти, що вбудовуються в Simulink (наприклад, LTI – Viewer додатки Control System Toolbox – пакету для розробки систем управління). Є також додаткові бібліотеки блоків для різних областей застосування (наприклад, Power System Blockset – моделювання електротехнічних пристроїв, Digital Signal Processing Blockset – набір блоків для розробки цифрових пристроїв і т. д).

При роботі з Simulink користувач має можливість модернізувати бібліотечні блоки, створювати свої власні, а також складати нові бібліотеки блоків.

При моделюванні користувач може вибирати метод розв'язання диференціальних рівнянь, а також спосіб зміни модельного часу(з фіксованим або змінним кроком). В ході моделювання є можливість стежити за процесами, що відбуваються в системі. Для цього використовуються спеціальні пристрої спостереження, що входять до складу бібліотеки Simulink. Результати моделювання можуть бути представлені у вигляді графіків або таблиць.

Перевага Simulink полягає також в тому, що він дозволяє поповнювати бібліотеки блоків за допомогою підпрограм написаних як на мові MATLAB, так і на мовах C ++, Fortran і Ada.

Для вирішення усіх диференціальних рівнянь, що описують математичні моделі, вказані в розділі 2, використовувалося середовище моделювання Simulink пакету MATLAB (1–4 АЕ К761327 ВД, № 308918). Для розв'язання представлених рівнянь як відхилення від номінальних величин необхідно встановлювати початкові умови. Після розв'язання диференціальних рівнянь додані абсолютні значення в номінальному режимі для зручного їх представлення.

3.1 Імітаційна модель розподіленої активної зони реактора

Використовуючи диференціальні рівняння (2.15–2.36) побудовані відповідні імітаційні моделі, які дозволили змоделювати необхідні процеси, пов'язані з АКЗ реактора. На рисунку 3.1 у якості ілюстрації представлена схема імітаційної моделі однієї групи ТВЗ сектора симетрії в рамках сектора симетрії та висотного шару АКЗ, яка дозволяє здійснити моделювання моделі ЯЕУ з ВВЕР–1000 з розподіленою АКЗ реактора.

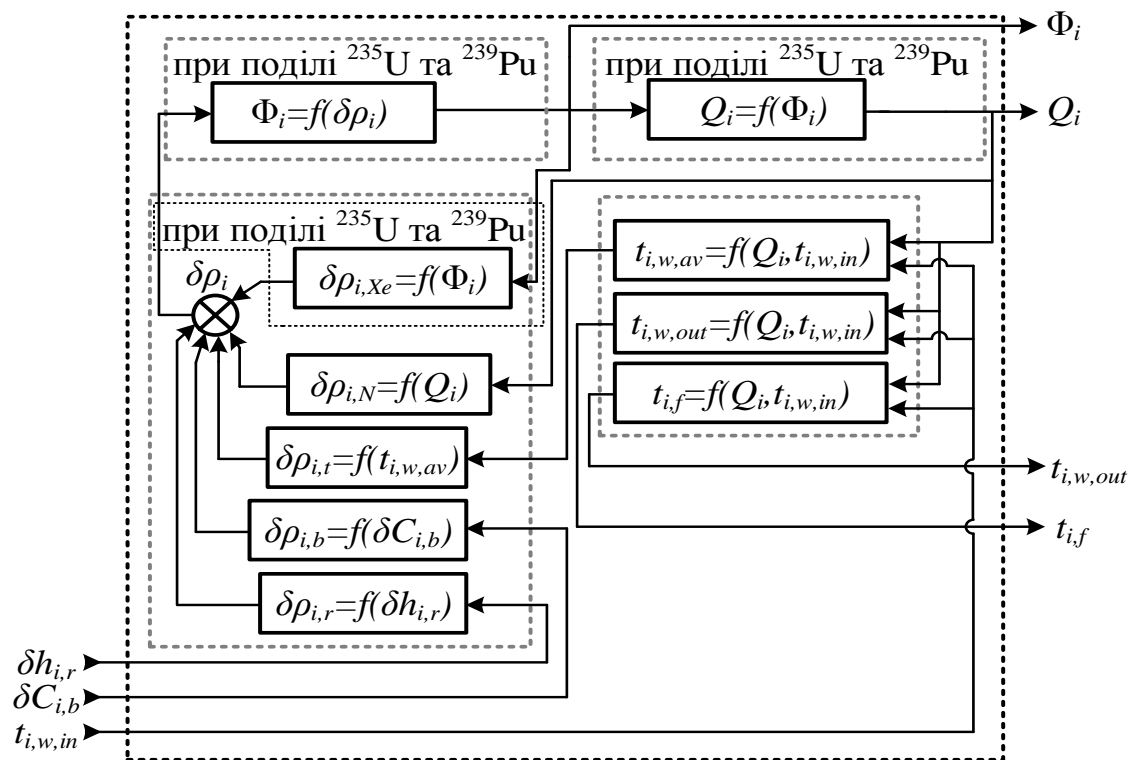


Рисунок 3.1 – Схема імітаційної моделі запропонованої ЕК

Модель однієї групи ТВЗ сектора симетрії в рамках сектора симетрії та висотного шару АКЗ (дивись рис. 3.1) складається з 21 диференціальних рівнянь, 3-х вхідних параметрів (δh , $\delta C_{i,b}$, $t_{i,w,in}$) і 4-х вихідних параметрів (Φ_i , Q_i , $t_{i,w,out}$, $t_{i,f}$). Поведінка нейтронного поля залежить від утворених ефектів реактивностей, які наведені у рисунку 3.1. Ці внутрішньо властиві ефекти реактивності здатні без системи регулювання змінювати теплову потужність, тому особливо важливо контролювати зміну таких реактивностей, тому що вони впливають на стійкість реактора при переході з одного рівня потужності на іншій.

Таким чином побудована імітаційна модель реактора з розподіленою АКЗ, яка розроблена у середовищі Simulink та яка містить необхідну кількість підсистем. Тобто імітаційна модель складає з деревоподібної структури, так званих підсистем. Хоча кожна підсистема очевидна і ідентична подальшої, але має різні початкові та вхідні значення параметрів.

На рисунку 3.2 представлена схема імітаційної моделі ЯЕУ з ВВЕР–1000 з розподіленою АКЗ, яка побудована в середовищі Simulink.

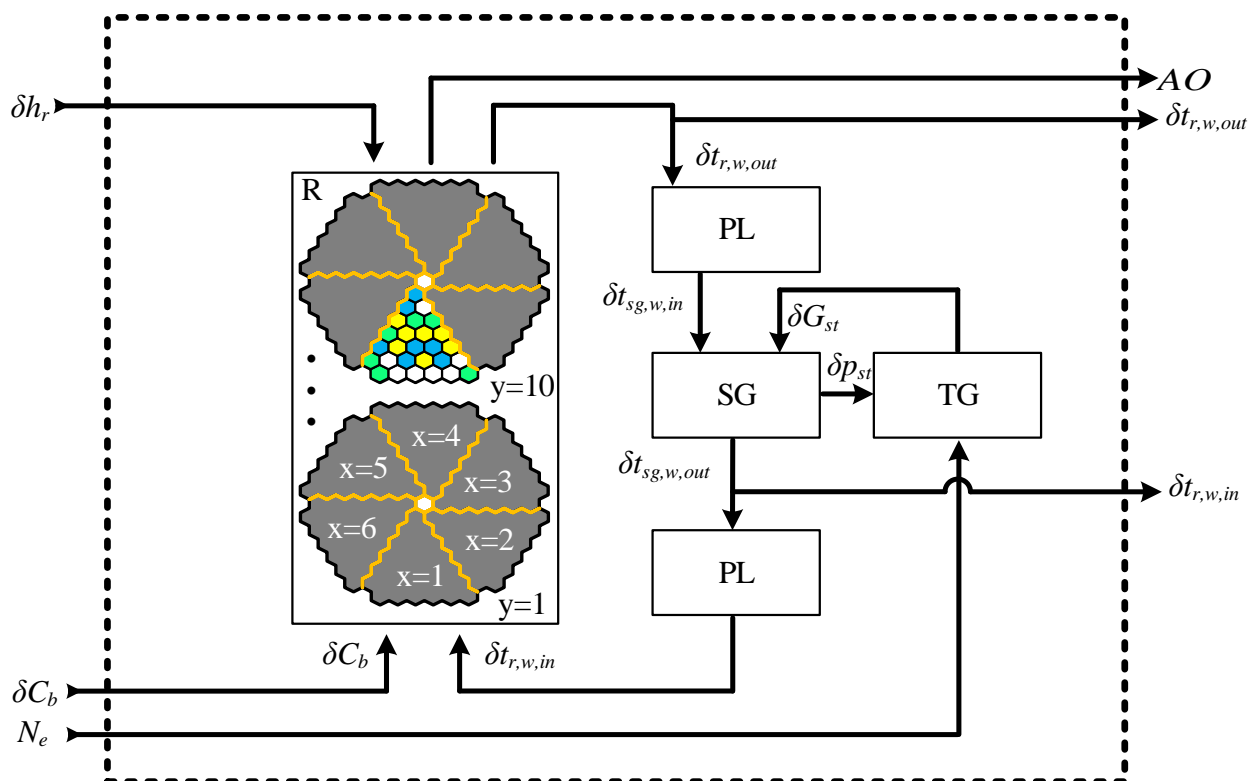


Рисунок 3.2 – Схема імітаційної моделі ЯЕУ з ВВЕР–1000 з розподіленою АКЗ без регуляторів

Для розрахування таких вихідних параметрів моделі, як AO , Φ_i , Q_i , $t_{i,w,out}$, $t_{i,f}$, використовуються рівняння, в яких

$$AO = \frac{\left(\sum_{a=6}^{10} \sum_{b=1}^6 \sum_{c=1}^4 (Q_{y_a, x_b, z_c, top}) \right) - \left(\sum_{a=1}^5 \sum_{b=1}^6 \sum_{c=1}^4 (Q_{y_a, x_b, z_c, bot}) \right)}{\left(\sum_{a=6}^{10} \sum_{b=1}^6 \sum_{c=1}^4 (Q_{y_a, x_b, z_c, top}) \right) + \left(\sum_{a=1}^5 \sum_{b=1}^6 \sum_{c=1}^4 (Q_{y_a, x_b, z_c, bot}) \right)} \cdot 100\% \quad (3.1)$$

$$\Phi_i = \sum_{a=1}^{10} \sum_{b=1}^6 \sum_{c=1}^4 (\Phi_{y_a, x_b, z_c}) \quad (3.2)$$

$$Q_i = \sum_{a=1}^{10} \sum_{b=1}^6 \sum_{c=1}^4 (Q_{y_a, x_b, z_c}) \quad (3.3)$$

$$t_{i,w,out} = \frac{\sum_{y=6}^{10} \sum_{x=1}^6 \sum_{z=1}^4 (t_{y,x,z,w,out})}{\left(\sum_{y=10}^{10} y \right) + \left(\sum_{x=1}^6 x \right) + \left(\sum_{z=1}^4 z \right)} \quad (3.4)$$

$$t_{i,f} = \frac{\sum_{y=6}^{10} \sum_{x=1}^6 \sum_{z=1}^4 (t_{y,x,z,f})}{\left(\sum_{y=10}^{10} y \right) + \left(\sum_{x=1}^6 x \right) + \left(\sum_{z=1}^4 z \right)} \quad (3.5)$$

Використовуючи структуру моделі ЯЕУ, яка представлена в другому розділі, реалізована імітаційна модель ЯЕУ з розподіленою АКЗ реактора в середовищі Simulink. Імітаційна модель має безліч підсистем.

Проте основними з них є підсистеми, які дозволяють розподілити АКЗ реактора на шари по висоті y , далі на сектори сегменту 60° симетрії x і на ділянки груп ТВЗ у рамках сектора z . Така розподілена активна зона реактора зображена на рисунках 3.3 – 3.5.

На рисунку 3.3 зображена структурна схема першої основної підсистеми розподіленої АКЗ реактора ВВРЭР–1000, яка побудована в Simulink. Як видно з рисунка, перша основна підсистема має 10 інших підсистем (1st layer – 10th layer). У кожній з 10–ти підсистем знаходяться 6 інших.

На рисунку 3.4 зображена структурна схема другої основної підсистеми розподіленої АКЗ реактора ВВЕР–1000, яка побудована в Simulink. Як видно з рисунка, друга основна підсистема має 6 інших підсистем (1st sector – 6th sector). У кожній з 6–ти підсистем знаходяться 4 інших.

На рисунку 3.5 зображена структурна схема третьої основної підсистеми розподіленої АКЗ реактора ВВРЭР–1000, яка побудована в Simulink. Як видно з рисунка, третя основна підсистема має 4 підсистем (1st area group – 4th area group). У кожній з 4–ти підсистем знаходяться 4 інших.

Побудована складна деревовидна структура, яка дозволяє розподілити АКЗ реактора на шари по висоті y (1st layer – 10th layer), далі на сектори сегменту 60° симетрій x (1st sector – 6th sector) і на ділянки груп ТВЗ у рамках сектора z (1st area group – 4th area group). Структурно ділянки груп ТВЗ у

рамках сектора z (*1st area group – 4th area group*) складаються з імітаційних підсистем і моделей–блоків: підсистеми з математичними моделями кінетики реактора від реакцій утворення та поділу ядер ^{235}U і ^{239}Pu , зв'язуючи густину потоку нейтронів Φ_i з реактивністю ρ_i ; підсистеми з математичними моделями енерговиділення в матеріалі, що ділиться, від реакцій утворення та поділу ядер ^{235}U і ^{239}Pu , які зв'язують кількість енергії Q_i , яка виділилася, в результаті реакцій ділення палива; математичної моделі нагріву теплоносія; математичної моделі теплопередачі усередині твелів, що зв'язує температуру палива $t_{i,f}$ з кількістю енергії Q_i , що виділилася; підсистеми з математичними моделями ефекту реактивностей від реакцій утворення та поділу ядер ^{235}U і ^{239}Pu .

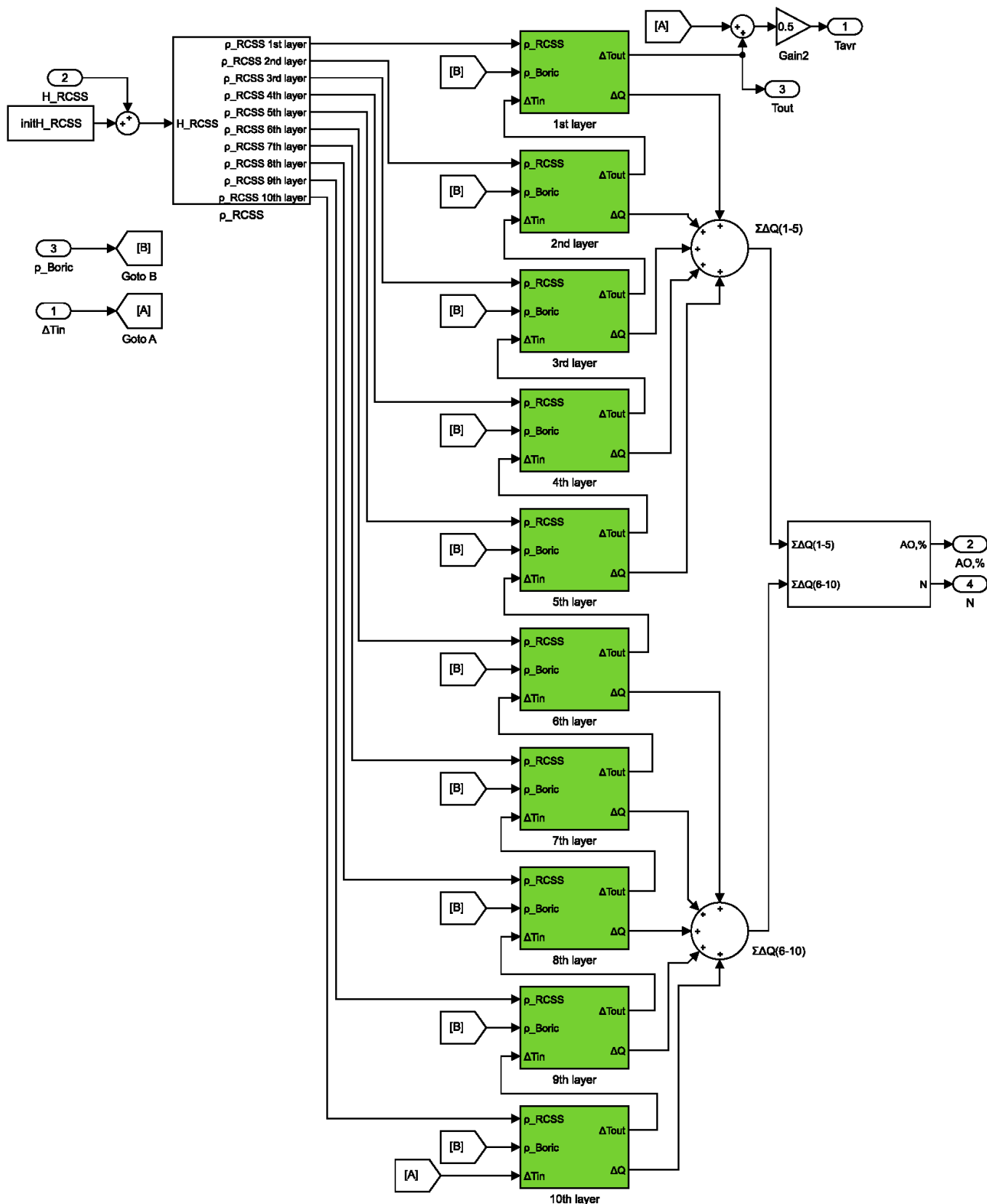


Рисунок 3.3 – Структурна схема першої основної підсистеми розподіленої АКЗ реактора ВВЕР–1000, яка побудована в Simulink

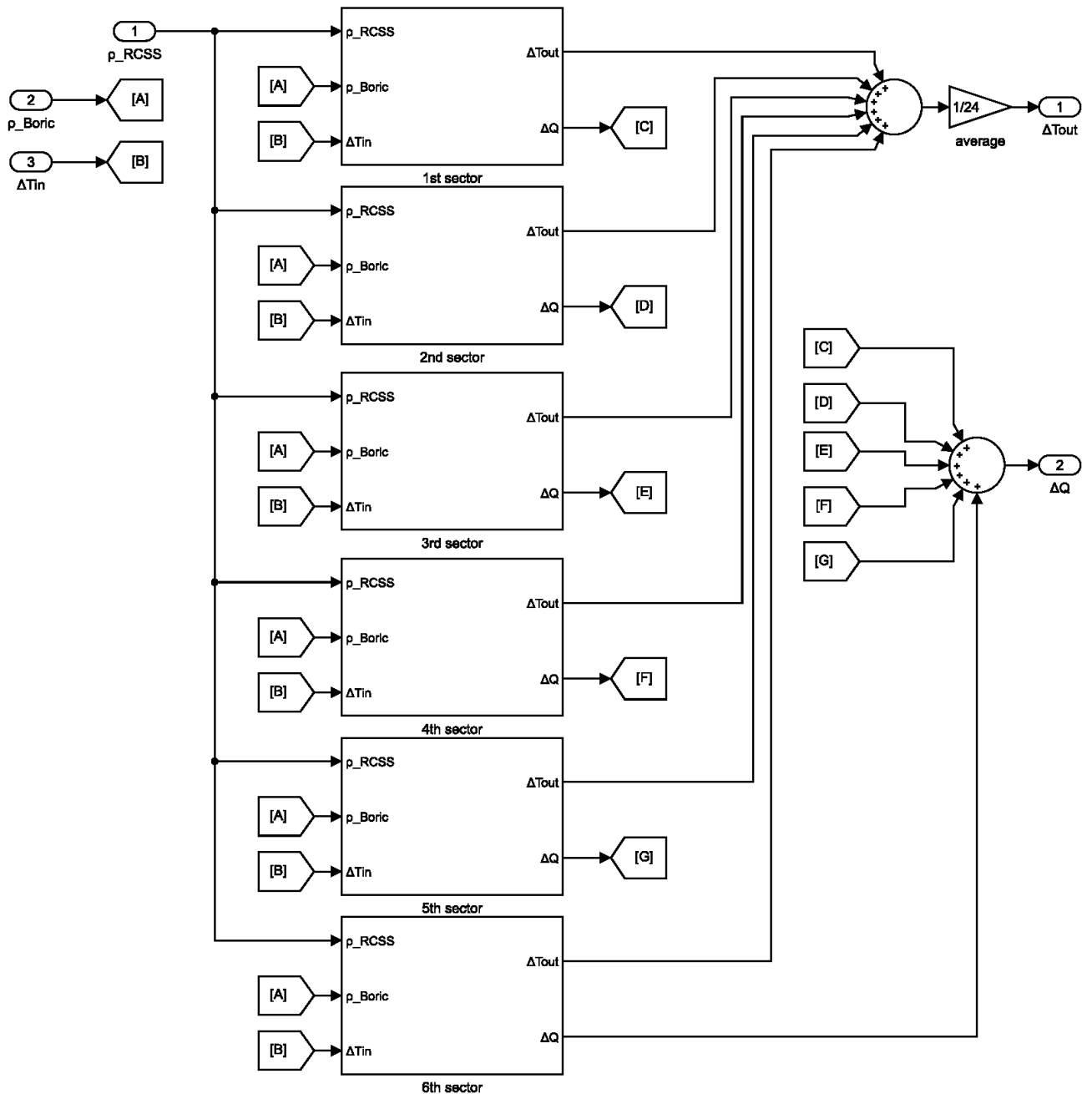


Рисунок 3.4 – Структурна схема другої основної підсистеми розподіленої АКЗ реактора ВВРЭР–1000, яка побудована в Simulink

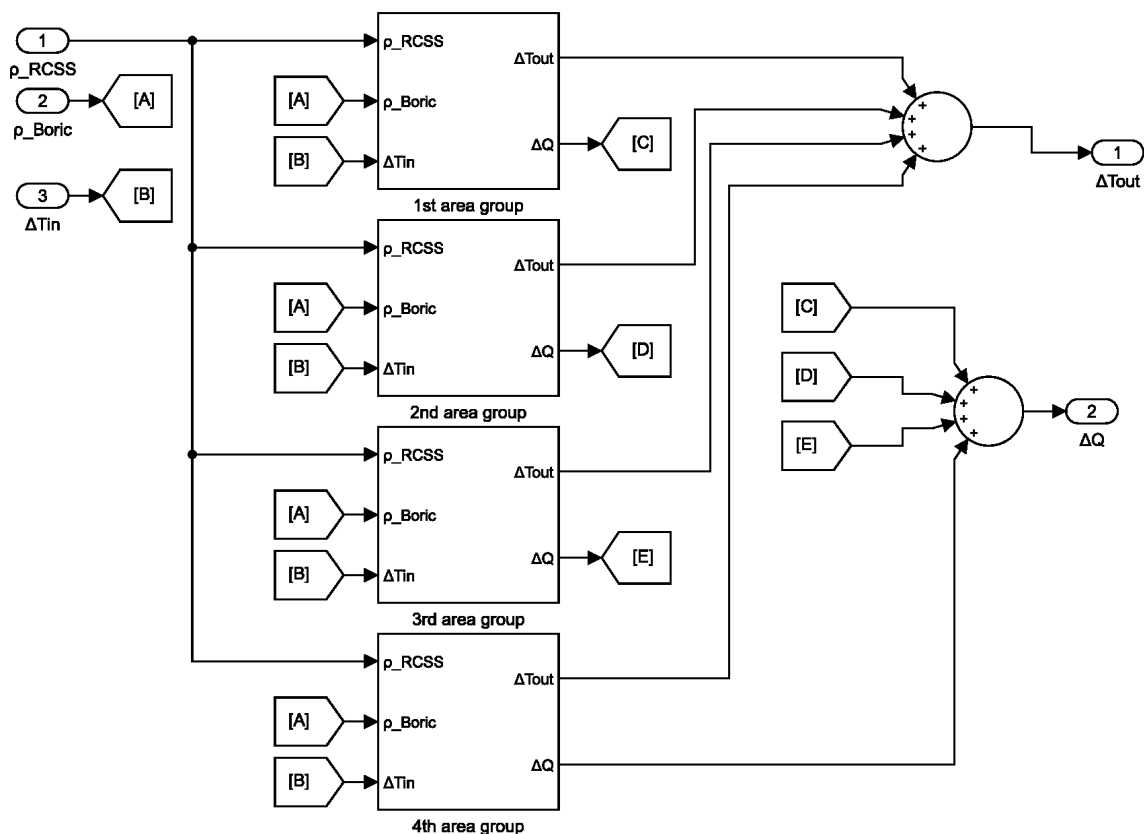


Рисунок 3.5 – Структурна схема третьої основної підсистеми розподіленої АКЗ реактора ВВЕР–1000, яка побудована в Simulink

На рисунку 3.6 зображена структурна схема ділянки груп ТВЗ у рамках сектора z (*1st area group – 4th area group*).

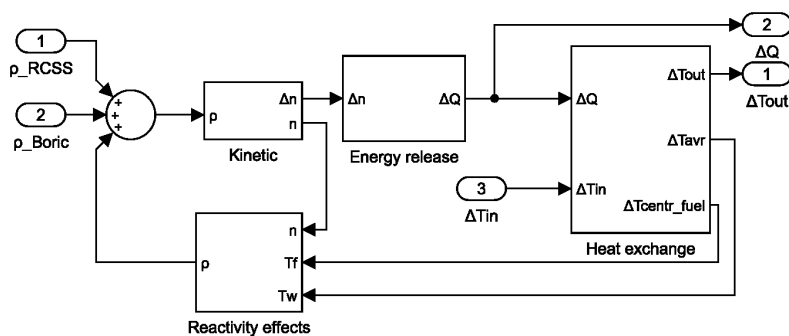


Рисунок 3.6 – Структурна схема ділянки груп ТВЗ у рамках сектора z (*1st area group – 4th area group*), яка побудована в Simulink

Далі описані структури кожної підсистеми, які зображені на рисунку 3.6.

3.2 Імітаційна модель кінетики реактора

Для розв'язання системи зміни густини нейтронного потоку, яка об'єднує чотирнадцять нелінійних диференціальних рівнянь першого порядку, побудовані 2 підсистеми. У цих підсистемах передбачене врахування шести груп запізнених нейтронів ^{235}U , а також шести груп запізнених нейтронів ^{239}Pu , які дозволяють контролювати зміну густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu , так і від ^{235}U . На рисунку 3.7 зображена структурна схема двох підсистем з імітаційними моделями зміни густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu і ^{235}U , для реалізації якої використовувалося середовище моделювання Simulink пакету MATLAB.

На рисунку 3.8 зображена структурна схема однієї підсистеми з імітаційними моделями зміни густини нейтронного потоку.

Структурна схема другої підсистеми з імітаційними моделями зміни густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu зображено на рисунку 3.9. Як видно з рисунка, така структурна схема відрізняється від першої тільки початковими умовами і різними значеннями констант. У додатку А приведені необхідні константи для розв'язання системи зміни густини нейтронного потоку.

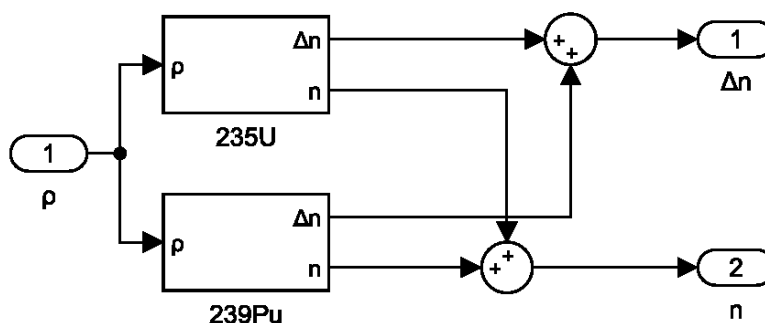


Рисунок 3.7 – Структурна схема двох підсистем з імітаційними моделями зміни густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu і ^{235}U

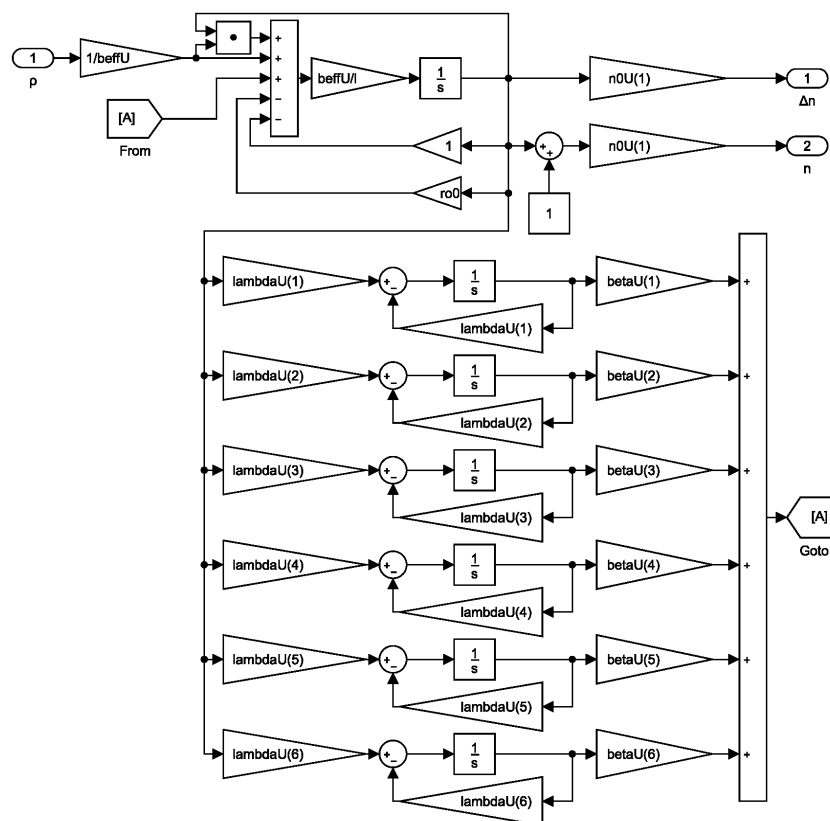


Рисунок 3.8 – Структурна схема однієї підсистеми з імітаційними моделями зміни густини нейтронного потоку з ^{235}U , яка побудована в Simulink

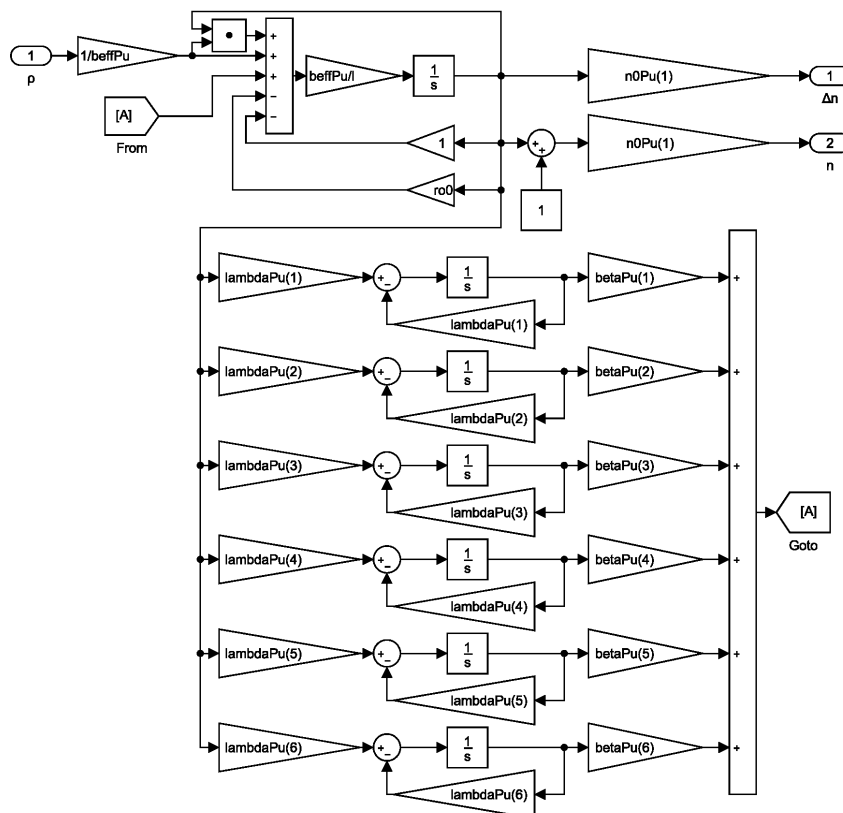


Рисунок 3.9 – Структурна схема однієї підсистеми з імітаційними моделями зміни густини нейтронного потоку з ^{239}Pu , яка побудована в Simulink

3.3 Імітаційна модель енерговиділення

Для розв'язання системи рівнянь моделі енерговиділення від реакцій утворення та поділу ядер ^{235}U і ^{239}Pu , побудовані 2 підсистеми, як і у випадку з математичною моделлю кінетики реактора. У цих підсистемах передбачений облік енерговиділення від ^{235}U , а також від утворення ^{239}Pu . Такі підсистеми дозволяють контролювати зміну енерговиділення від різного джерела палива (^{239}Pu і ^{235}U). На рисунку 3.10 зображена структурна схема двох підсистем з імітаційними моделями зміни енерговиділення від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu і ^{235}U , для реалізації якої використовувалося середовище моделювання Simulink пакету MATLAB. На рисунку 3.11 зображена структурна схема підсистеми з імітаційними моделями зміни густини нейтронного потоку.

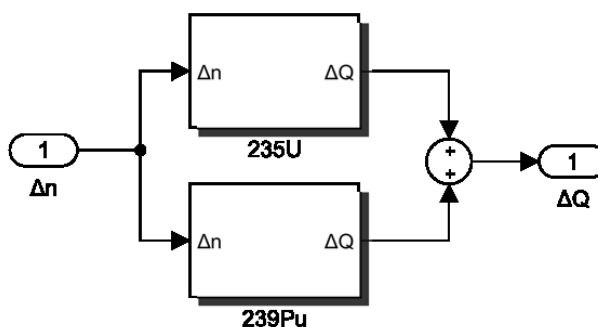


Рисунок 3.10 – Структурна схема двох підсистем з імітаційними моделями зміни енерговиділення від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu і ^{235}U

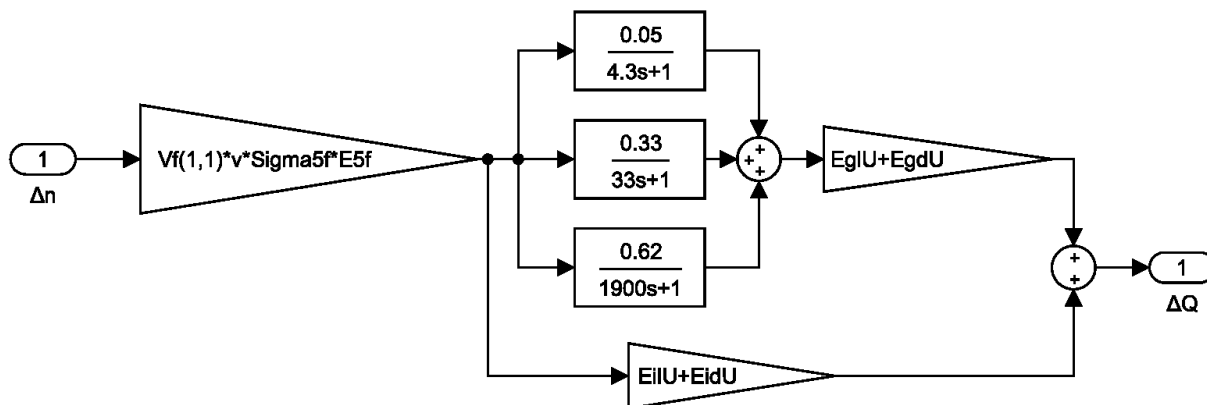


Рисунок 3.11 – Структурна схема підсистеми з імітаційними моделями зміни густини нейтронного потоку з ^{235}U , яка побудована в Simulink

Структурна схема другої підсистеми з імітаційними моделями зміни енерговиділення від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu зображено на рисунку 3.12. Як видно з рисунка, така структурна схема відрізняється від першої тільки початковими умовами і різними значеннями констант. У таблиці додатку А приведені необхідні константи для розв'язання системи зміни енерговиділення.

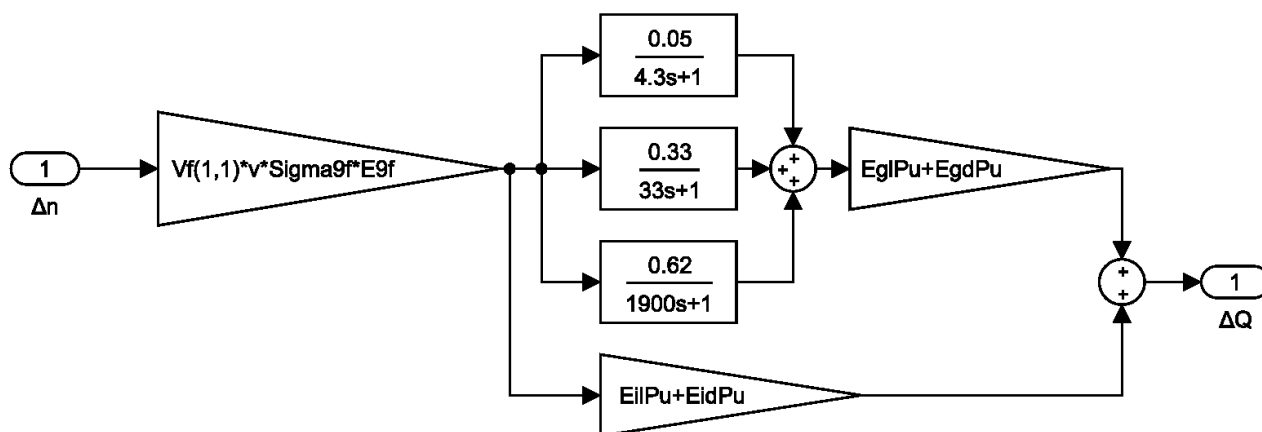


Рисунок 3.12 – Структурна схема підсистеми з імітаційними моделями зміни густини нейтронного потоку з ^{235}U , яка побудована в Simulink

3.4 Імітаційна модель передачі енергії паливу і теплоносію

Щоб розв'язання систему рівнянь моделі передачі енергії паливу і теплоносію, побудована підсистема в програмному пакеті Simulink. У цій підсистемі передбачено врахування розподілу АКЗ реактора на шари по висоті y (*1st layer – 10th layer*), далі на сектори сегменту 60° симетрії x (*1st sector – 6th sector*) і на ділянки груп ТВЗ у рамках сектора z (*1st area group – 4th area group*).

На рисунку 3.13 зображена структурна схема підсистеми з імітаційними моделями для розв'язання моделі передачі енергії паливу і теплоносію, для реалізації якої використовувалося середовище моделювання Simulink пакету MATLAB.

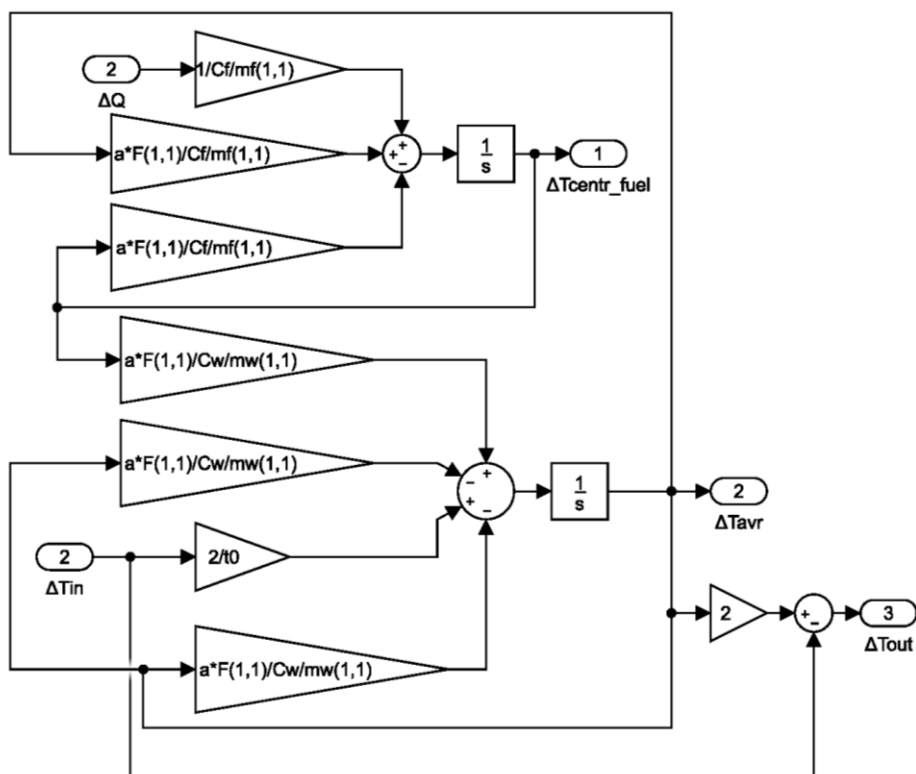


Рисунок 3.13 – Структурна схема підсистеми з імітаційними моделями передачі енергії паливу і теплоносію, яка побудована в Simulink

На рисунку 3.13 зображена структурна схема підсистеми з імітаційними моделями для розв'язання моделі передачі енергії паливу і теплоносію, яка спрощена в цілях прискорення процесу ініціалізації та імітації моделі у рамках пакету Simulink в цілому. Експериментальним шляхом з'ясовано, що час передачі енергії паливу і теплоносію дорівнює менш 1 секунди. Тому прийнято допущення, що передача енергії паливу і теплоносію відбувається миттєво.

Для реалізації спрощеної моделі використана структурна схема, яка зображена на рисунку 3.14.

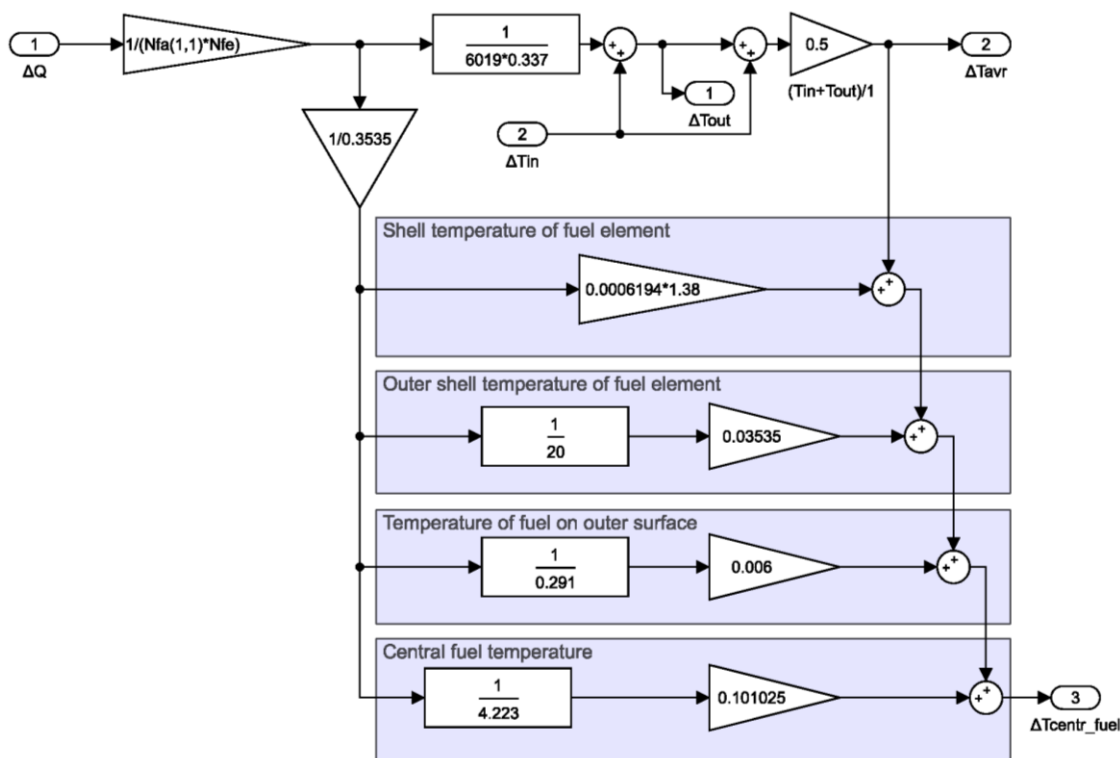


Рисунок 3.14 – Структурна схема підсистеми з імітаційними моделями передачі енергії паливу і теплоносію, яка побудована в Simulink

Така підсистема дозволила скоротити час моделювання у декілька разів в пакеті Simulink.

3.5 Імітаційна модель ефектів реактивності

Імітаційна модель ефектів реактивності є сума ефектів:

- 1) Реактивності, внесений концентрацією отруйників (^{135}Xe) у паливі;
- 2) Реактивності, внесений регулюючою групою ОР СУЗ;
- 3) Реактивності, внесений концентрацією БК в теплоносії ПК;
- 4) Реактивності, внесений зміною потужності реактора;
- 5) Реактивності, внесений зміною температури теплоносія ПК.

На рисунку 3.15 зображена структурна схема підсистеми з імітаційними моделями зміни реактивностей.

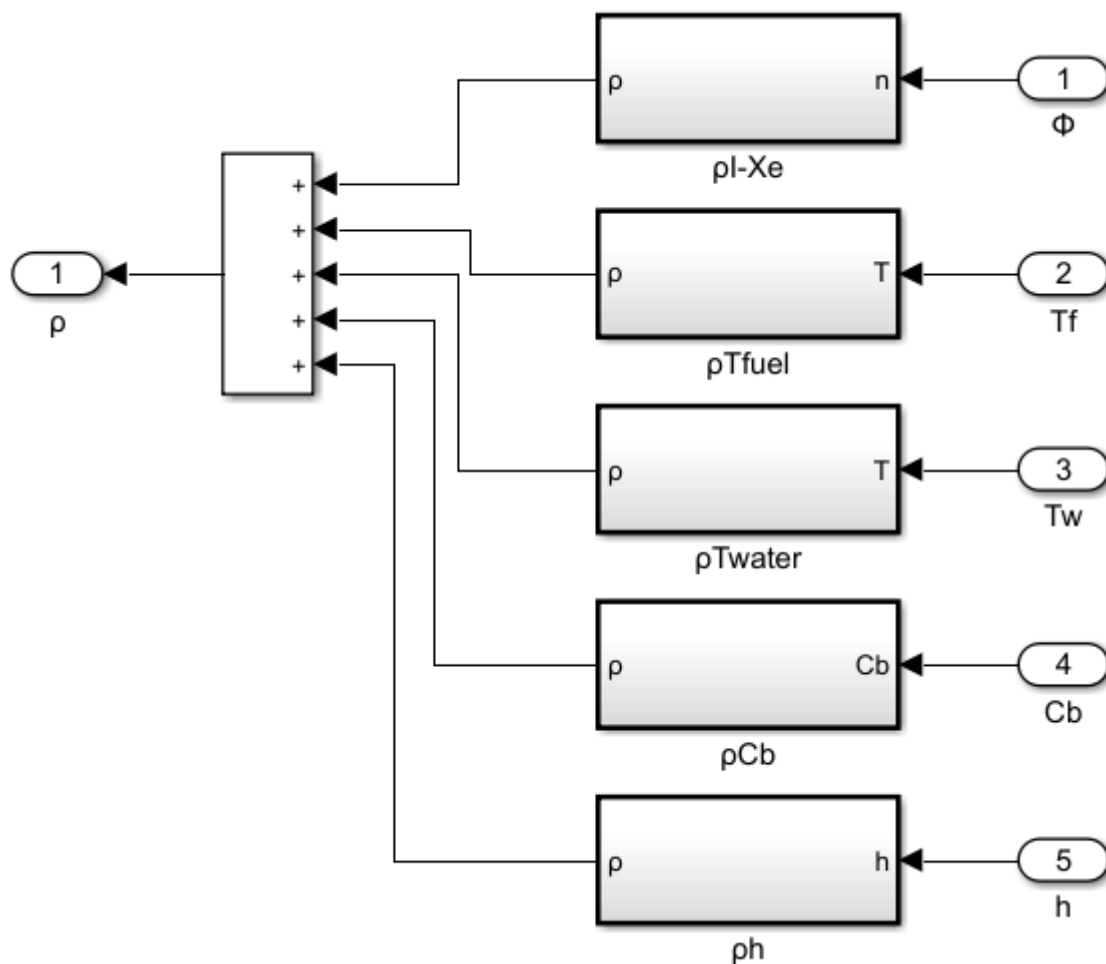


Рисунок 3.15 – Структурна схема підсистеми з імітаційними моделями ефектів реактивностей, яка побудована в Simulink

Для розв'язання системи зміни реактивності від отруєння ксеноном реактора також побудовані 2 підсистеми. У цих підсистемах передбачено врахування реактивності від отруєння ксеноном реактора, який утворюється в результаті від реакції поділу ядер ^{235}U і ^{239}Pu . Відомо, що ^{239}Pu має велику вірогідність розпаду на осколки ^{135}Xe .

У блоках і моделях інтеграторів задані значення рівноважних концентрацій ^{135}I та ^{135}Xe .

На рисунку 3.16 зображена структурна схема підсистеми з імітаційною моделлю зміни реактивності від отруєння ксеноном реактора при розпаді ^{235}U .

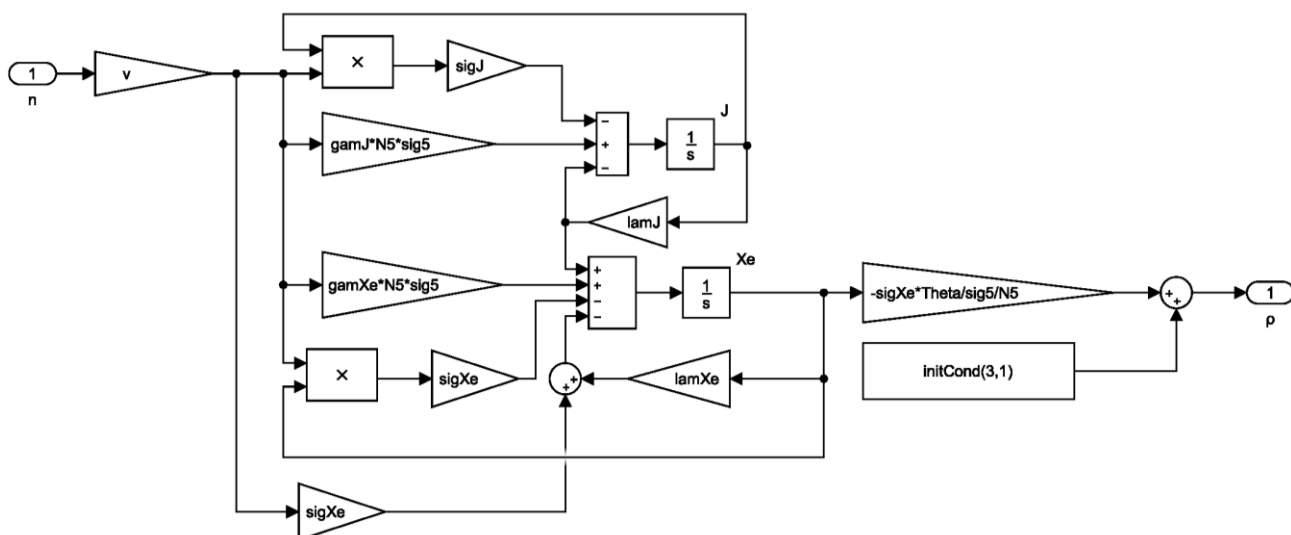


Рисунок 3.16 – Структурна схема підсистеми з імітаційними моделями передачі енергії паливу і теплоносію, яка побудована в Simulink

На рисунку 3.17 зображена однотипна структурна схема однієї підсистеми з імітаційною моделлю зміни реактивності від отруєння ксеноном реактора при розпаді ^{239}Pu .

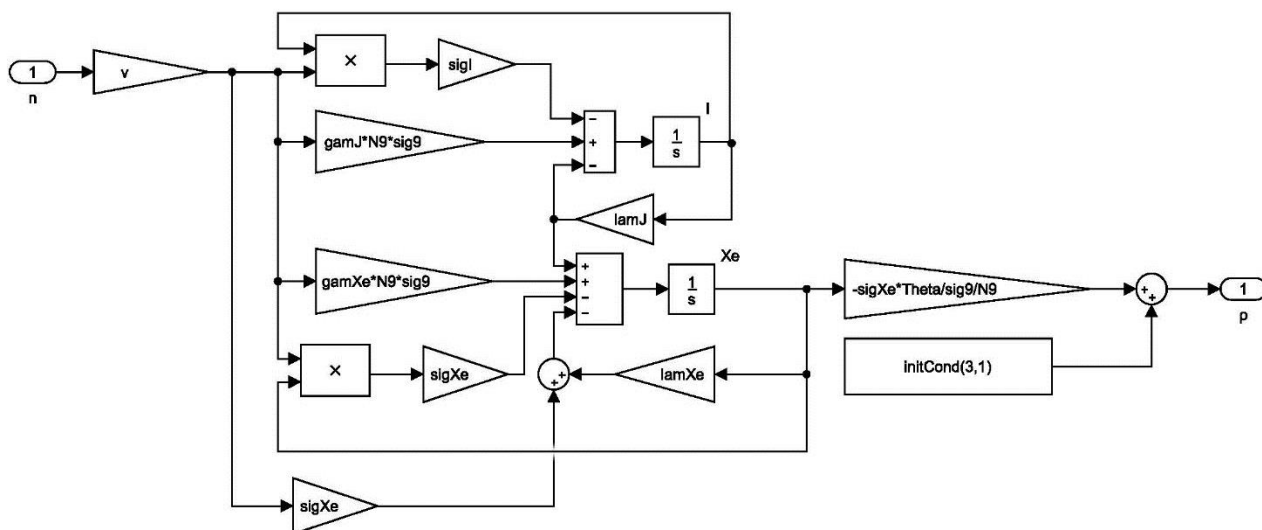


Рисунок 3.17 – Структурна схема підсистеми з імітаційними моделями передачі енергії паливу і теплоносію, яка побудована в Simulink

Такі структурні схеми відрізняються значеннями рівноважних концентрацій ^{135}I і ^{135}Xe , мікроскопічним перерізом поглинання теплових нейтронів атомами ^{239}Pu , концентрацією атомів ^{239}Pu .

Більш того, також побудовані інші моделі ефектів реактивностей:

– імітаційна модель ефекту реактивності, внесений регулюючою групою ОР СУЗ, яка зображена на рисунку 3.18.

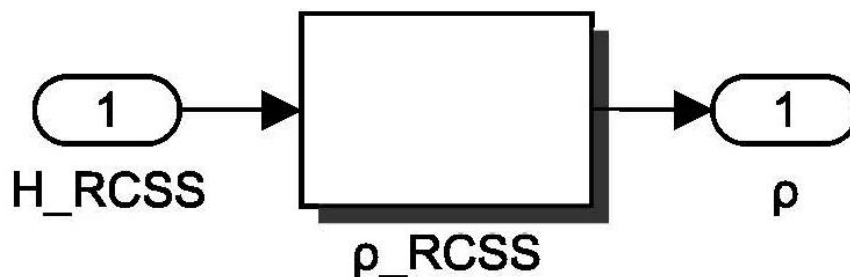


Рисунок 3.18 – Структурна схема підсистеми з імітаційною моделлю ефективності регулюючої групи ОР СУЗ, яка побудована в Simulink, де H_{RCSS} – висота занурення ОР СУЗ, см; ρ – ефект реактивності, отн. ед.

– імітаційна модель ефекту реактивності, внесений концентрацією БК в теплоносії ПК, яка зображена на рисунку 3.19.

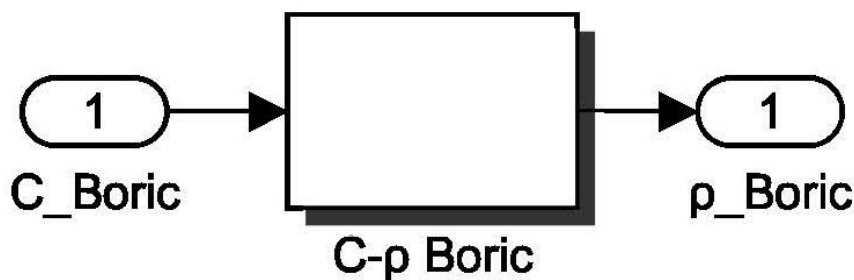


Рисунок 3.19 – Структурна схема підсистеми з імітаційною моделлю борного регулювання, яка побудована в Simulink, де C_{Boric} – концентрація БК в АКЗ, г/кг; ρ_{Boric} – ефект реактивності, отн. ед.

– імітаційна модель ефекту реактивності, внесений зміною потужності реактора, яка зображена на рисунку 3.20.

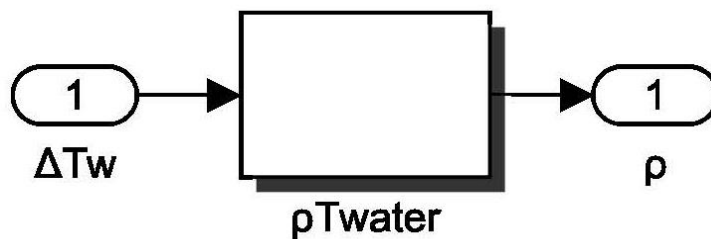


Рисунок 3.20 – Структурна схема підсистеми з імітаційною моделлю температурного ефекту реактивності, яка побудована в Simulink, де ΔT_w – відносна середня температура теплоносія, °C; ρ – ефект реактивності, від. од.

– імітаційна модель ефекту реактивності, внесений зміною температури теплоносія ПК. Ця модель зображена на рисунку 3.21.

Побудована модель ефекту реактивності, внесений зміною потужності реактора, яка зображена на рисунку 3.21.

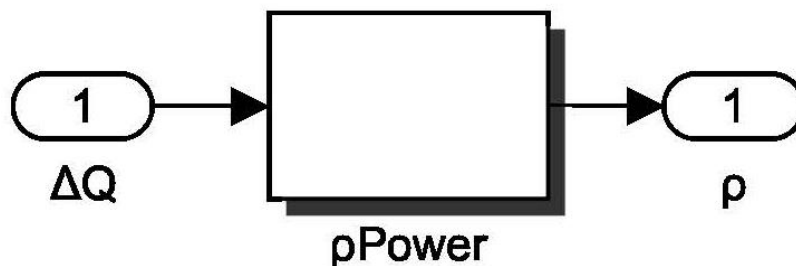


Рисунок 3.21 – Структурна схема підсистеми з імітаційною моделлю ефекту реактивності, внесений зміною потужності реактора, яка побудована в Simulink, де ΔQ – відносне енерговиділення, МВт; ρ – ефект реактивності, від. од.

3.6 Імітаційні моделі енергетичного устаткування енергоблока

Окрім вищевказаних моделей для створення ЯЕУ з ВВЕР–1000 використані додаткові імітаційні моделі, які є допоміжними і тим самим забезпечують імітацію практично усіх вузлів в ЯЕУ. Допоміжними імітаційними моделями є:

- модель парогенератора, яка зображена на рисунку 3.22.

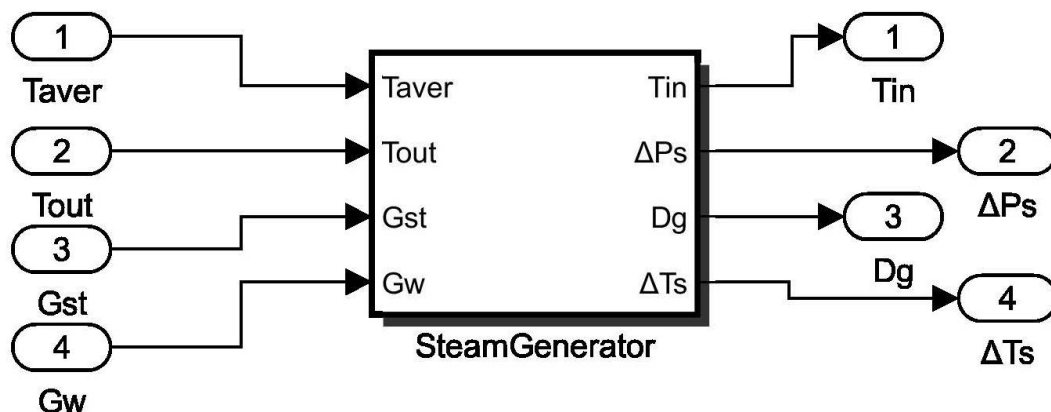


Рисунок 3.22 – Структурна схема підсистеми з імітаційною моделлю ПГ, яка побудована в Simulink, де T_{aver} – середня температура теплоносія, °C; T_{out} – температура теплоносія на виході з реактора, °C; G_{st} – витрата пари, кг/с; G_w – витрата живильної води, кг/с; T_{in} – температура теплоносія на вході в реактор, °C; ΔP_s – відносний тиск насиченої пари, МПа; D_g – кількість генерованої пари, кг; ΔT_s – відносна температура насиченої пари, від. од.

- модель, яка враховує запізнювання теплоносія в трубопроводах від реактора до ПГ і у зворотному напрямі, яка зображена на рисунку 3.23

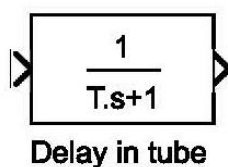


Рисунок 3.23 – Імітаційний блок інерційної ланки 1-го порядку, який реалізує ефект запізнювання теплоносія в трубопроводі, побудований в Simulink.

- модель турбогенератора, яка зображена на рисунку 3.24.

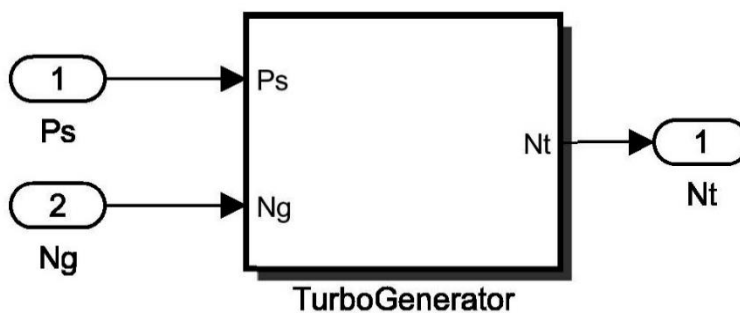


Рисунок 3.24 – Структурна схема підсистеми з імітаційною моделлю ТГ, яка побудована в Simulink, де P_s – тиск пари після ПГ, МПа; N_g – потужність генератора в номінальному режимі, МВт; N_t – потужність турбіни, МВт.

Такі математичні моделі відомі та використані в роботі як допоміжні вузли для побудови повного складу моделі ЯЕУ з ВВЕР–1000, для більш детальнішої інформації слід звернутися до літератури [111, 23].

3.7 Висновки до третього розділу

1. Отримано подальший розвиток імітаційної моделі реактора ВВЕР–1000 як ОУ в середовищі Simulink, яке забезпечує систему визначення значення технологічного параметра в конкретному y ($1 \dots 10$) номері шару АКЗ реактора по висоті; x ($1 \dots 6$) номері сектора сегменту 60° симетрії АКЗ реактора і z ($1 \dots 4$) номері ділянки групи ТВЗ у рамках сектора.

2. Отриманий подальший розвиток імітаційної моделі кінетики реактора ВВЕР–1000 в середовищі Simulink, в якому передбачено врахування шести груп запізнілих нейтронів ^{235}U і шести груп нейтронів ^{239}Pu , що запізнилися, та яка дозволяє контролювати зміну густини нейтронного потоку від реакцій утворення та поділу ядер ^{239}Pu і ^{235}U .

3. Подальший розвиток імітаційних моделей в середовищі Simulink, в яких врахована утворення ^{239}Pu і додаткова зміна необхідних параметрів: модель енерговиділення, модель передачі енергії паливу і теплоносію; модель ефектів реактивності.

4. Описані і приведені додаткові імітаційні моделі в середовищі Simulink, які є допоміжними і потрібні для створення ЯЕУ з ВВЕР–1000. Такі моделі забезпечують імітацію практично усіх вузлів в ЯЕУ.

РОЗДІЛ 4. МЕТОД АВТОМАТИЗОВАНОГО УПРАВЛІННЯ ЗМІНОЮ ПОТУЖНОСТІ ЯЕУ З ВВЕР–1000

Аналіз літератури [112, 113, 114, 115] показав, що стандартні методи управління при статичних ПУ у момент маневрування ЯЕУ з ВВЕР–1000 має недоліків . Такі недоліки впливають на процеси в АКЗ реактора, що приводить до зміни поля енерговиділення та відповідно до зміни АО. Недоліки можна описати як противонаправленість управління двох стандартних контурів регулювання по відношенню друг до одного. Наприклад, у випадку з програмою управління, яка забезпечує постійну середню температуру теплоносія в ПК, відбувається управління відкриттям регулюючих клапанів турбіни, що збільшить пропуск пари і, відповідно, тиск пари в ПГ зменшиться. Зменшення тиску пари в ПГ приведе до зменшення температури насичення. Кількість теплоти, що відводиться 2–м контуром, збільшиться. Це приведе до того, що температура теплоносія ПК на виході з ПГ, яка одночасно є температурою теплоносія на вході в АКЗ реактора, зменшиться. Разом з нею зменшиться і середня температура теплоносія. Регулювання тепловою потужністю здійснюється автоматичним регулятором потужності, який включає регулятор середньої температури теплоносія ПК і регулятор нейтронної потужності. При регулюванні тепловою потужністю, програма управління з постійною середньою температурою теплоносія в ПК включає другий контур регулювання, який відповідає за підтримку заданого значення електричної потужності генератора. Усі статичні програми включають тільки два контури регулювання.

4.1 Автоматизоване управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000

У деяких джерелах запропоновано використання БК в якості керуючого впливу для зниження номінальної потужності реактора за рахунок підвищення/пониження концентрації БК, відповідно. Такий підхід дозволяє забезпечити рівномірну зміну поля енерговиділення у порівнянні з переміщенням стрижнів ОР СУЗ. Згідно правил ядерної безпеки [116] ОР СУЗ призначено:

- для управління реактивністю і потужністю РУ;
- для контролю густини нейтронного потоку, швидкості його зміни, технологічних параметрів, необхідних для захисту та управління реактивністю і потужністю РУ;
- для переходу АКЗ реактора в підкритичний стан і підтримання її в цьому стані.

До переваг управління потужністю ОР СУЗ можна віднести їх швидкодію і легкість автоматизації. Хоча існують деякі недоліки:

- викривлення поля енерговиділення і, відповідно, зміниться величина АО;
- переміщення ОР СУЗ може послужити причиною виникнення ксенонових коливань;
- виникнення значних напружень в оболонках твелів знаходяться поблизу ОР СУЗ, які обумовлені стрибками потужності при переміщенні ОР СУЗ.

Зміна концентрації БК в теплоносії здійснюється за допомогою системи підживлення та водоочищення ПК [117, 118]. Згідно ГОСТ 24693–81 «Реактори ядерні енергетичні корпусні з водою під тиском. Загальні вимоги до системи борного регулювання», система борного регулювання, яка працює за принципом зміни концентрації БК в теплоносії ПК, шляхом розведення його знесоленою водою або розчином БК, повинна забезпечувати [22]:

– компенсацію повільних змін реактивності, які пов'язані з вигоранням ядерного палива, отруєнням ^{135}Xe і ^{149}Sm , розігрівом–розхолоджуванням ПК із заданими швидкостями і зміною потужності реактора;

– створення і підтримання в 1–у контурі концентрації БК, необхідної для безпечного проведення перевантаження реактора і ремонтних робіт;

– компенсацію витоків теплоносія з ПК до значень, що не вимагають включення систем аварійного введення бору.

Перевагою управління потужністю реактора БК є тим, що зміна її концентрації в теплоносії ПК не впливає на поле енерговиділення [119].

Недоліками використання БК є:

– низька швидкодія;

– через те, що БК в теплоносії вводять/виводять дискретно через відсутність достовірної інформації про розподіл та концентрацію БК в контурі [120], утворюється велика кількість рідких радіоактивних відходів.

Для забезпечення стійкого стану реактора ЯЕУ з ВВЕР–1000 необхідно підтримувати постійне значення АО і при цьому контролювати зміну поля енерговиділення, яке може негативно вплинути на реакторну установку в цілому за рахунок внутрішньо–притаманних збурень. Тому вперше запропонований метод автоматизованого управління зміною потужності енергоблоку ЯЕУ з ВВЕР–1000 у якому використовується три контури управління:

– перший підтримує регламентну зміну потужності реактора за рахунок регулювання концентрації БК в теплоносії;

– другий підтримує необхідне значення АО шляхом зміни положення стрижнів СУЗ;

– третій підтримує температурний режим теплоносія за рахунок управління положенням головних клапанів ТГ.

Положення методу автоматизованого управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000 є:

– на ОР СУЗ повинен впливати регулятор аксіального офсету, а потужність повинна підтримуватися за допомогою регулятора концентрації БК;

– для отримання ефекту «йодної ями» концентрація БК повинна залишатися незмінною під час зниження потужності, тобто регулятор не повинен реагувати на зміну потужності;

– при поверненні енергоблоку на максимальну потужність, концентрація БК повинна відрізнятися від початкового значення, яке було перед маневром. Це необхідно для компенсації зміни концентрації ^{135}Xe та ^{135}I , яке викликане маневром.

– участь оператора не потрібна при роботі регуляторів.

Під методом автоматизованого управління зміни потужності ЯЕУ розуміється сукупність прийомів, способів здійснення цілеспрямованого впливу на технологічне обладнання для вирішення завдання управління. Послідовність всіх прийомів виконується в автоматичному режимі, проте саме оператор приймає рішення по деяким з них. Тому метод є автоматизованим

На рисунку 4.1 відображено покрокова сукупність прийомів для автоматизованого зміни потужності ЯЕУ.

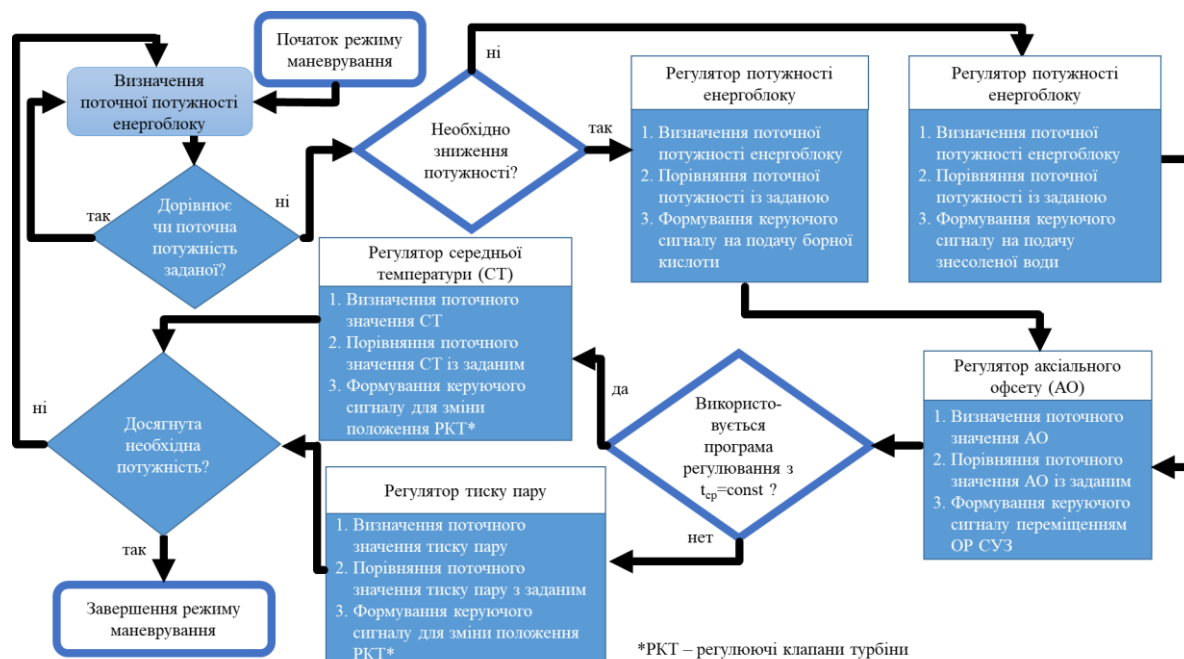


Рисунок 4.1 – Покрокова сукупність прийомів для автоматизованого зміни потужності ЯЕУ

4.2 Удосконалена схема автоматизації двох програм управління

У результаті використання запропонованого методу автоматизованого управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000 удосконалена функціональна схема автоматизації двох ПУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора та з постійним тиском пари в ДК, яка зображена на рисунку 4.2.

Імітаційне моделювання вдосконаленої математичної моделі реактора ВВЕР–1000 з розподіленими параметрами відбувається у рамках середовища Simulink в програмному пакеті MATLAB. На відміну від багатоточкової математичної моделі реактора ВВЕР–1000 з розподіленій АКЗ, для завдання початкових керуючих параметрів використовувалися початкові змінні, значенні яких вказані в окремому скрипт–файлі під назвою "initial.m". А у властивостях моделі задана команда ініціалізації на попередньо завантаженій скрипт–файлу "initial.m". Таким чином необхідні початкові керуючі параметри завантажуються до початку роботи в режимі симуляції та існує можливість їх зміни, що є зручною умовою.

Імітаційне моделювання відбувається в умові зміни завдання номінальної потужності зі 100 % до 80 % і назад до 100 % протягом 8 годин роботи реактора. Дві вдосконалені ПУ дозволяють змінити номінальну потужність за допомогою введення/виведення БК в/з АКЗ реактора і одночасно з цим АСУ підтримує постійний температурний режим теплоносія в ПК або режим постійного тиску в ДК, щоб забезпечити стійкість нижньої половини АКЗ. Передбачається при цьому одночасне підтримання постійного значення АО, зміною положення регулюючої групи ОР СУЗ у верхній половині реактора. При цьому регулятор концентрації БК здійснює процес зниження/зростання потужності реактора та енергоблоку в цілому.

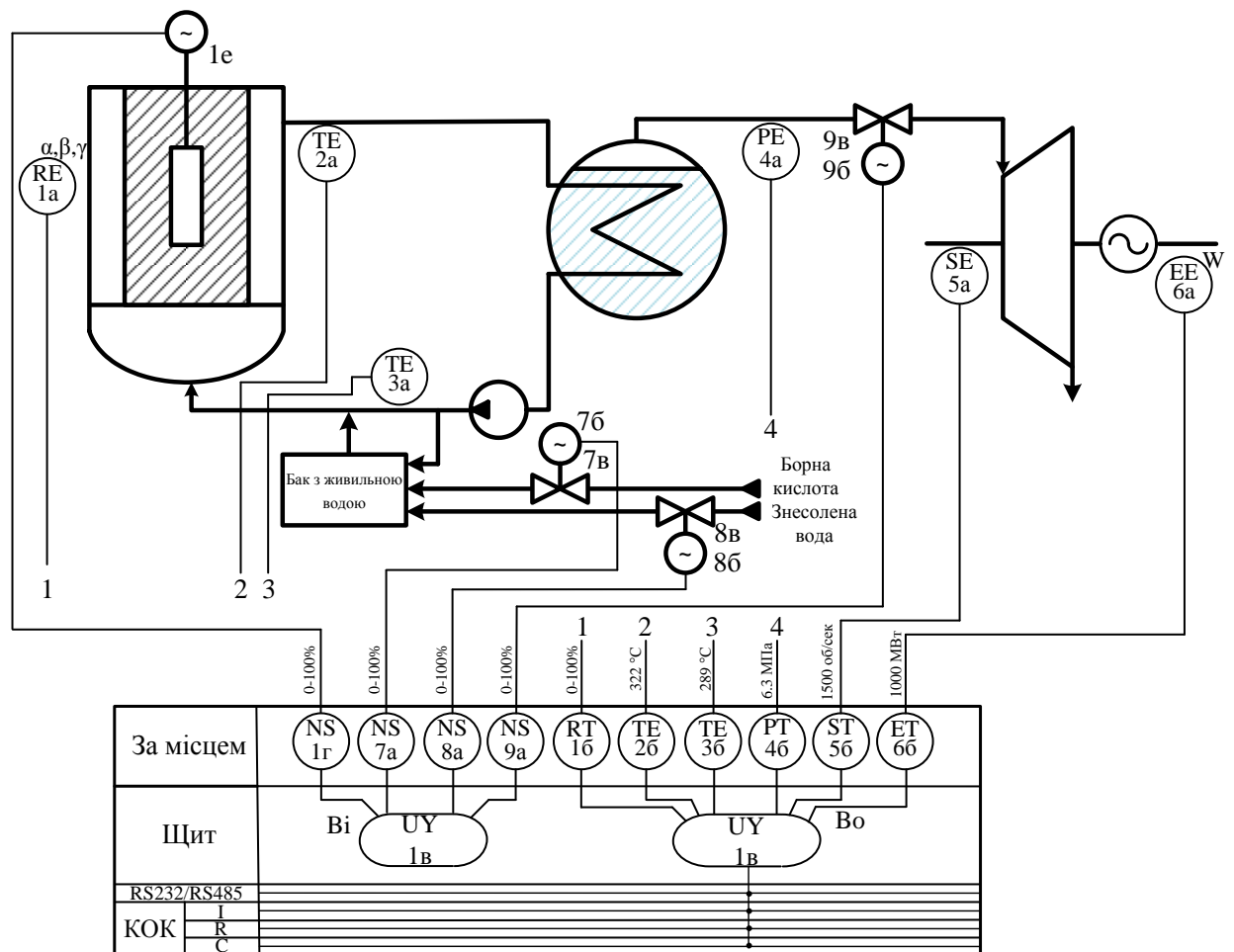


Рисунок 4.2 – Удосконалена функціональна схема автоматизації двох ПУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора та з постійним тиском пари в ДК

4.3 Налаштування регуляторів

Для реалізації удосконалених АСУ потужністю енергоблоку для двох ПУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора та з постійним тиском пари в ДК розраховано параметри регуляторів АО, регулятора середньої температури теплоносія у ПК, регулятора тиску пари у ДК та регулятора потужності ЯЕУ за методом Копеловича О. П. Усі регулятори мають ПІ закон регулювання [121, 122, 123].

4.3.1 Налаштування регулятора аксіального офсету

Для налаштування регулятора АО на реактор подано стрибкоподібне обурення ΔM введенням ОР СУЗ на 10 % (-31.815 см) в АКЗ реактора при використанні ПУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора.

Крива розгону по каналу «реактивність ОР СУЗ – АО» зображена на рисунку 4.3.

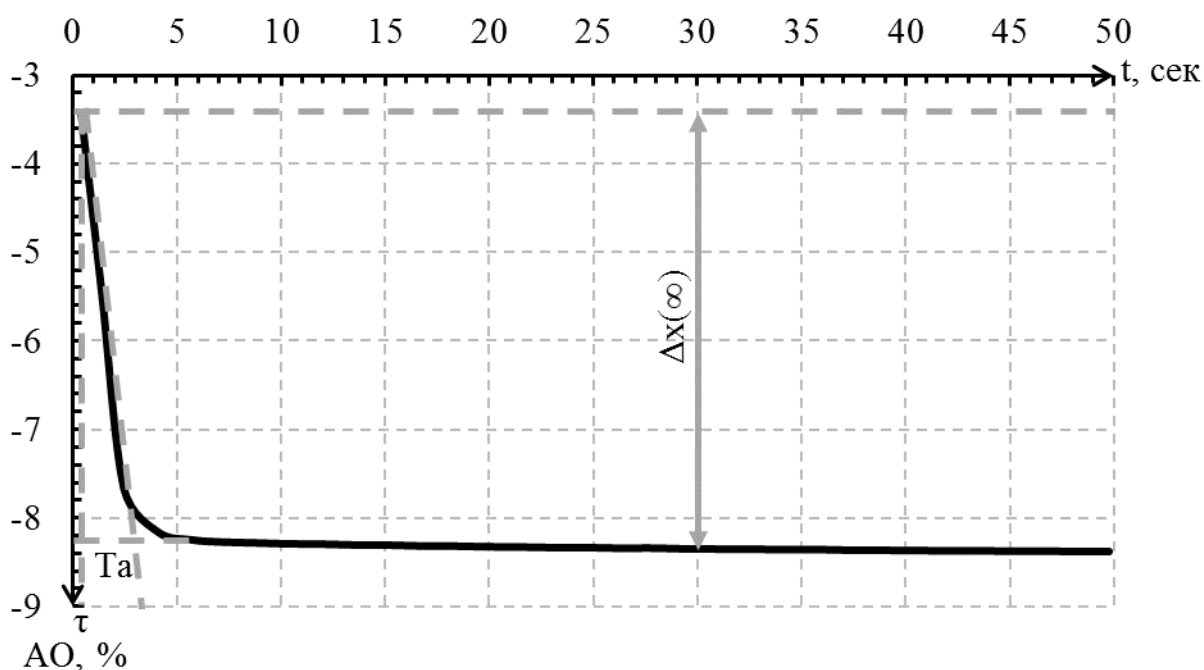


Рисунок 4.3 – Крива розгону по каналу «реактивність ОР СУЗ – аксіальний офсет»

Крива розгону, представлена на рисунку 4.3, оброблена стандартним методом. В результаті обробки знайдені: час повного запізнювання $\tau=0.5$ с; час розгону $T_a=3$ с; значення відхилення АО в стані, що встановився, $\Delta x(\infty)=-4.81\%$ і коефіцієнт передачі об'єкту $k=\Delta x/\Delta M=0.1512$ %/см, що встановився [17, 126, 127, 21].

По таблиці формул для визначення налаштувань безперервних регуляторів на статичних об'єктах спочатку був вибраний бажаний процес регулювання – аперіодичний, вид регулятора – ПІ.

Коефіцієнт передачі:

$$K_p = \frac{0.6}{k \cdot \tau / Ta} = \frac{0.6 \cdot 3}{0.1512 \cdot 0.5} = 23.81 \text{ см/\%},$$

$$T_{II} = 0.6 \cdot Ta = 1.8 \text{ с.}$$

З таким коефіцієнтом передачі при нанесенні стрибкоподібного обурення у вигляді зменшення витрати пари на 40 кг/с перехідний процес має вигляд:

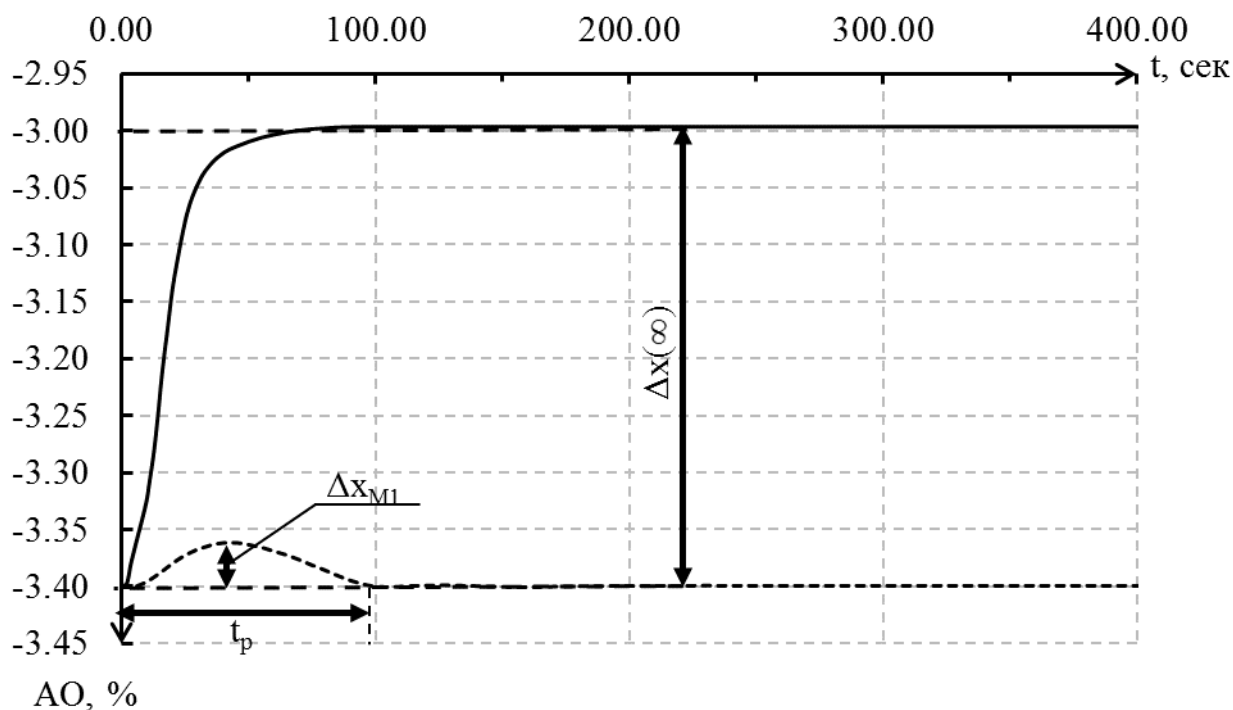


Рисунок 4.4 – Перехідний процес регулювання при нанесенні обурення витратою пари: 1 – при збуренні без регулятора; 2 – при збуренні з регулятором

Якість перехідного процесу оцінюють по графіку за допомогою прямих показників якості:

1. Перший максимум відхилення аксіального офсету: $\Delta X_{M1} = 0.035 \%$.
2. Третій максимум відхилення аксіального офсету: $\Delta X_{M3} = 0 \%$.
3. Час регулювання: $t_p = 100 \text{ с}$.

4. Відхилення аксіального офсету за відсутності регулятора: $\Delta x(\infty)=0.4\%$.

Окрім прямих показників якості перехідного процесу, існують показники, які розраховують:

1. Міра загасання коливань перехідного процесу:
$$\psi = \frac{\Delta X_{M1} - \Delta X_{M3}}{\Delta X_{M1}}$$

Тоді $\psi = 1$. Інтенсивність загасання коливань вважається задовільною при 0.75...0.95.

2. Динамічний коефіцієнт регулювання $Rd = \frac{\Delta X_{M1}}{\Delta X(\infty)} = 0.0875$ показує,

на скільки ефективно є компенсуюча дія регулятора на об'єкт.

Аналізуючи значення показників якості, можна зробити висновок, що якість регулювання з такими налаштуваннями ПІ-регулятора задовільна [124, 125, 76, 13].

Налаштування регулятора АО ПУ з постійним тиском пари в ДК не потрібне, оскільки параметри регулятора АО ПУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора ідентичні.

4.3.2 Налаштування регулятора середньої температури теплоносія

Для налаштування регулятора середньої температури теплоносія ПК необхідно подати збурення стрибкоподібним зменшенням витрати пари ($\Delta M = -40.8$ кг/с). Крива розгону зміни середньої температури теплоносія ПК зображена на рисунку 4.5.

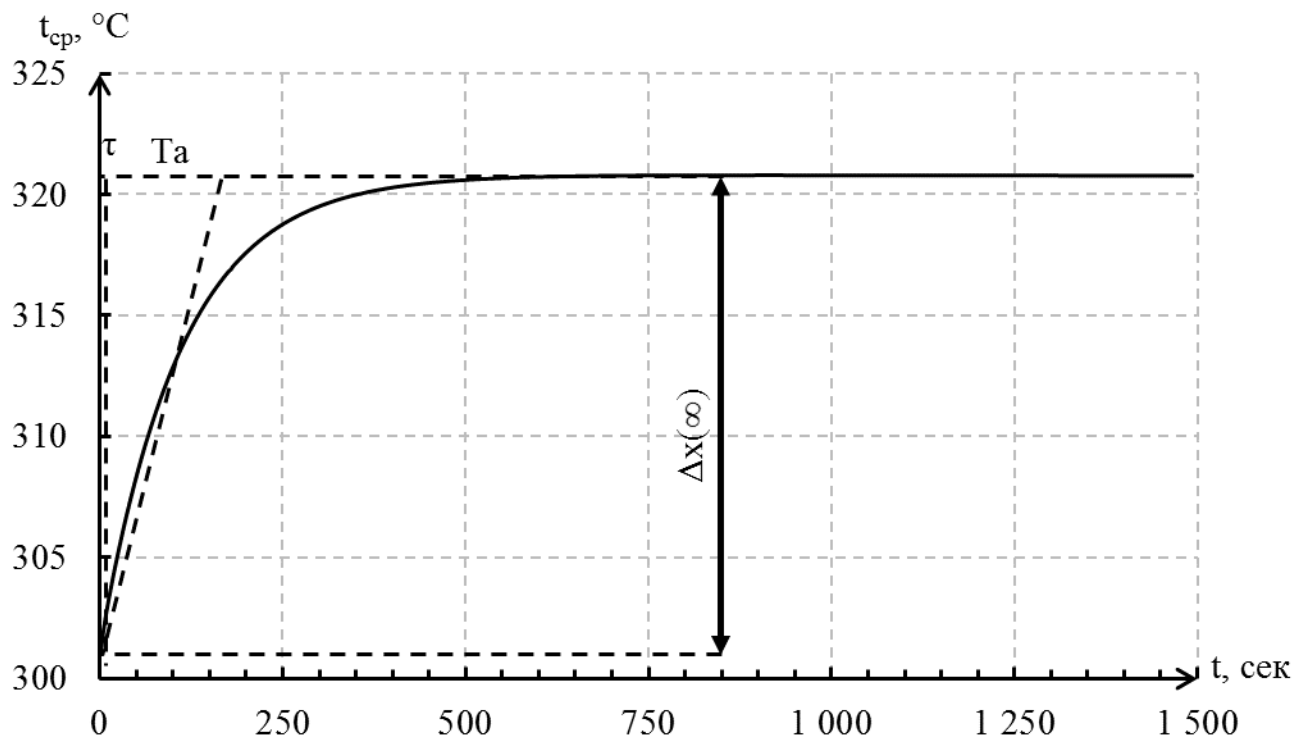


Рисунок 4.5 – Крива розгону по каналу «середня температура теплоносія ПК – витрата пари»

Крива розгону, яка зображена на рисунку 4.5, оброблена аналогічно кривій розгону рисунку 4.4, де: повне запізнювання $\tau=12$ с, постійна часу $T_a=160$ с; відхилення середньої температури в стані, що встановився, $\Delta x(\infty)=20^\circ\text{C}$; коефіцієнт передачі об'єкту $k=-0.4901^\circ\text{C}/\text{кг}/\text{с}$.

Вибрано бажаний процес регулювання і вид регулятора: бажаний процес – аперіодичний, регулятор – ПІ.

Згідно з таблицею формул для визначення налаштувань безперервних регуляторів на статичних об'єктах, коефіцієнт передачі для ПІ-регулятора:

$$K_p = \frac{0.6}{k \cdot \tau / T_a} = \frac{0.6 \cdot 160}{-0.4901 \cdot 12} = -16.3231 \frac{^\circ\text{C}}{\text{кг}/\text{с}},$$

$$T_{II} = 0.6 \cdot T_a = 96 \text{ с.}$$

З такими налаштуваннями регулятора середньої температури теплоносія при нанесенні збурення у вигляді занурення ОР СУЗ на -31.815 см перехідний процес регулювання має наступний вигляд:

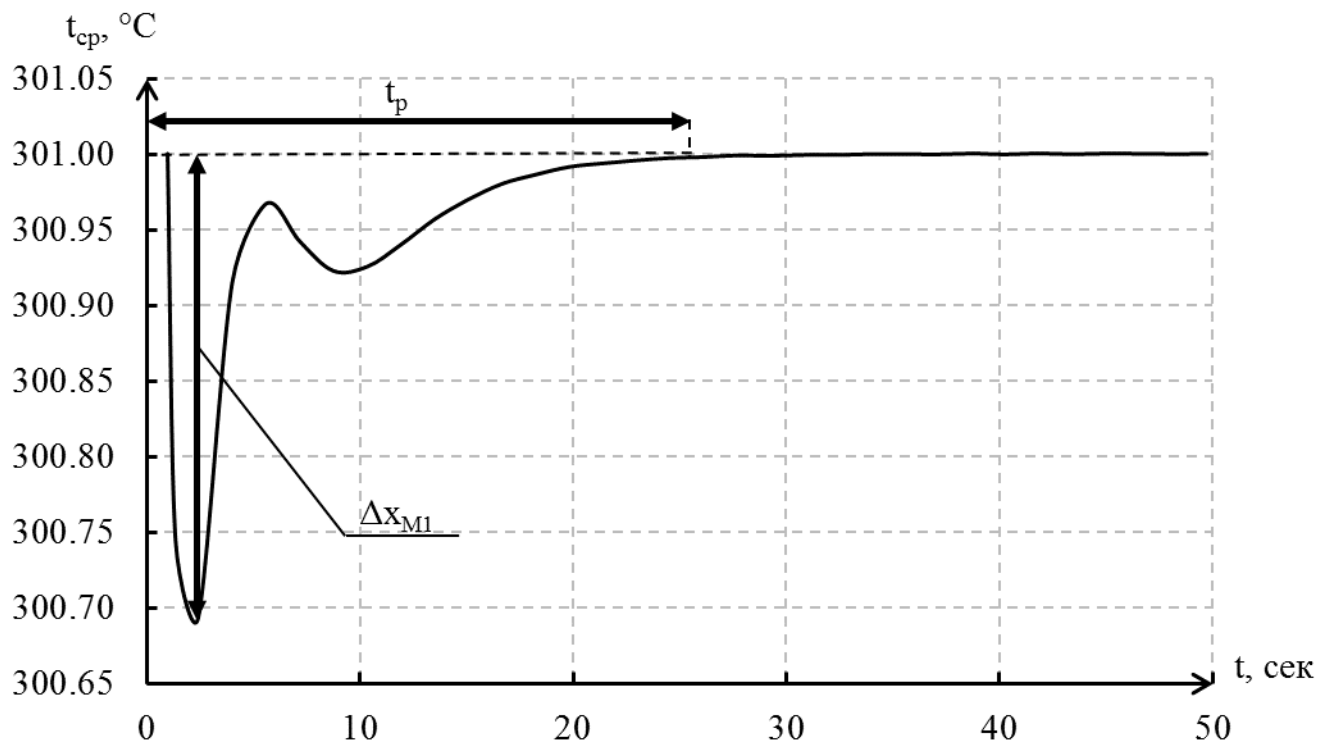


Рисунок 4.6 – Перехідний процес регулювання при нанесенні збурення переміщенням ОР СУЗ

Якість перехідного процесу необхідно оцінити по графіку за допомогою прямих показників якості:

1. Перший максимум відхилення середньої температури: $\Delta X_{M1} = 0.3 \text{ } ^\circ\text{C}$;
2. Третій максимум відхилення середньої температури: $\Delta X_{M3} = 0 \text{ } ^\circ\text{C}$;
3. Час регулювання $t_p = 25\text{c}$;
4. Відхилення середньої температури за відсутності регулятора $\Delta x(\infty) = 15.5 \text{ } ^\circ\text{C}$;
5. Міра загасання коливань перехідного процесу $\psi = 1$.
6. Динамічний коефіцієнт регулювання: $Rd = \frac{\Delta X_{M1}}{\Delta X(\infty)} = 0.0194$.

Перехідний процес регулювання відповідає аперіодичному процесу, а якість регулювання з такими налаштуваннями регулятора задовільна.

4.3.3 Налаштування регулятора тиску в другому контурі

Для налаштування регулятора постійного тиску в ДК необхідно подати збурення стрибкоподібним зменшенням витрати пари ($\Delta M = -40.8$ кг/с). Крива розгону зміни тиску в ДК зображена на рисунку 4.7.

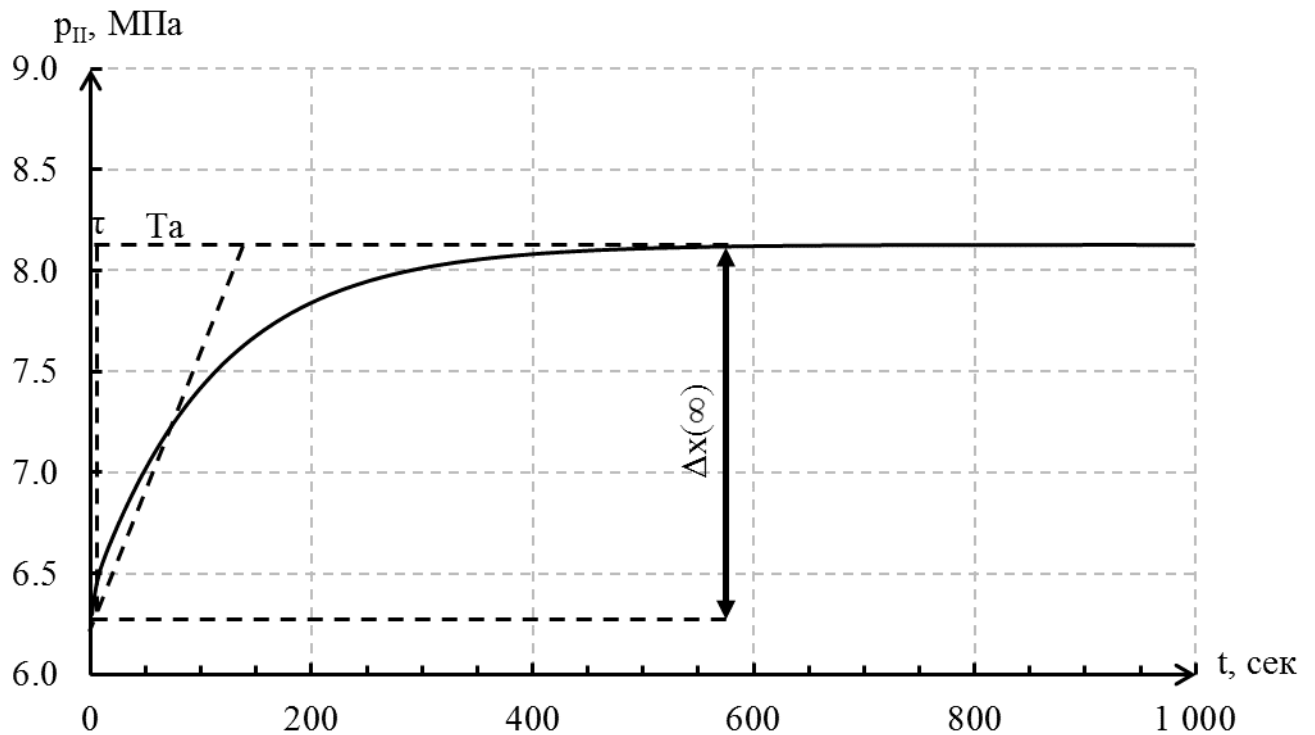


Рисунок 4.7 – Крива розгону по каналу «тиск ДК – витрата пари»

Аналіз кривої розгону, представленої на рисунку 4.7, показав характеристики: повне запізнювання $\tau = 9$ с, постійна часу $T_a = 145$ с; відхилення середньої температури в стані, що встановився, $\Delta x(\infty) = 1.85$ МПа; коефіцієнт передачі об'єкту $k = -0.0453$ МПа/кг/с.

Вибрано бажаний процес регулювання і вид регулятора: бажаний процес – аперіодичний, регулятор – ПІ.

Згідно з таблицею формул для визначення налаштувань безперервних регуляторів на статичних об'єктах, коефіцієнт передачі для ПІ-регулятора:

$$K_p = \frac{0.6}{k \cdot \tau / Ta} = \frac{0.6 \cdot 145}{-0.0453 \cdot 9} = -213.39 \frac{\text{МПа}}{\text{кг/с}},$$

$$T_{II} = 0.6 \cdot Ta = 87 \text{ с.}$$

З такими налаштуваннями регулятора тиску в ДК при нанесенні збурення у вигляді занурення ОР СУЗ на 10 кг/с перехідний процес регулювання має наступний вигляд:

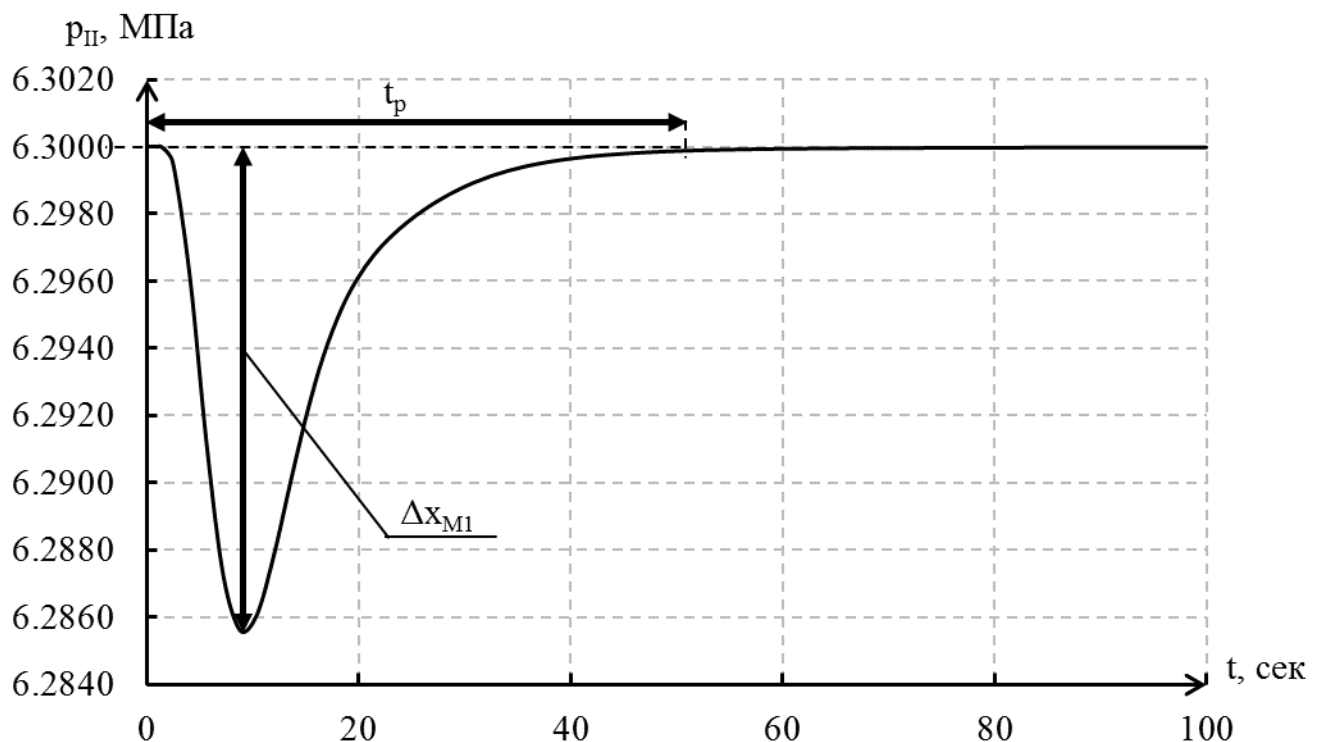


Рисунок 4.8 – Перехідний процес регулювання при нанесенні збурення переміщенням ОР СУЗ

Якість перехідного процесу необхідно оцінити по графіку за допомогою прямих показників якості:

1. Перший максимум відхилення середньої температури: $\Delta X_{M1} = 0.015 \text{ МПа}$;
2. Третій максимум відхилення середньої температури: $\Delta X_{M3} = 0 \text{ МПа}$;
3. Час регулювання $t_p = 50 \text{ с}$;

4. Відхилення середньої температури за відсутності регулятора $\Delta x(\infty) = 1.3$ МПа.

5. Міра загасання коливань перехідного процесу $\psi = 1$.

6. Динамічний коефіцієнт регулювання: $Rd = \frac{\Delta X_{M1}}{\Delta X(\infty)} = 0.0115$.

Перехідний процес регулювання відповідає аперіодичному процесу, а якість регулювання з такими налаштуваннями регулятора задовільна.

4.3.4 Налаштування регулятора потужності енергоблоку

Для налаштування регулятора потужності енергоблоку було подано стрибкоподібне збурення зменшенням витрати пари з 408 кг/с до 368 кг/с ($\Delta M = -40$ кг/с). Крива розгону зміни потужності енергоблоку зображена на рисунку 4.9.

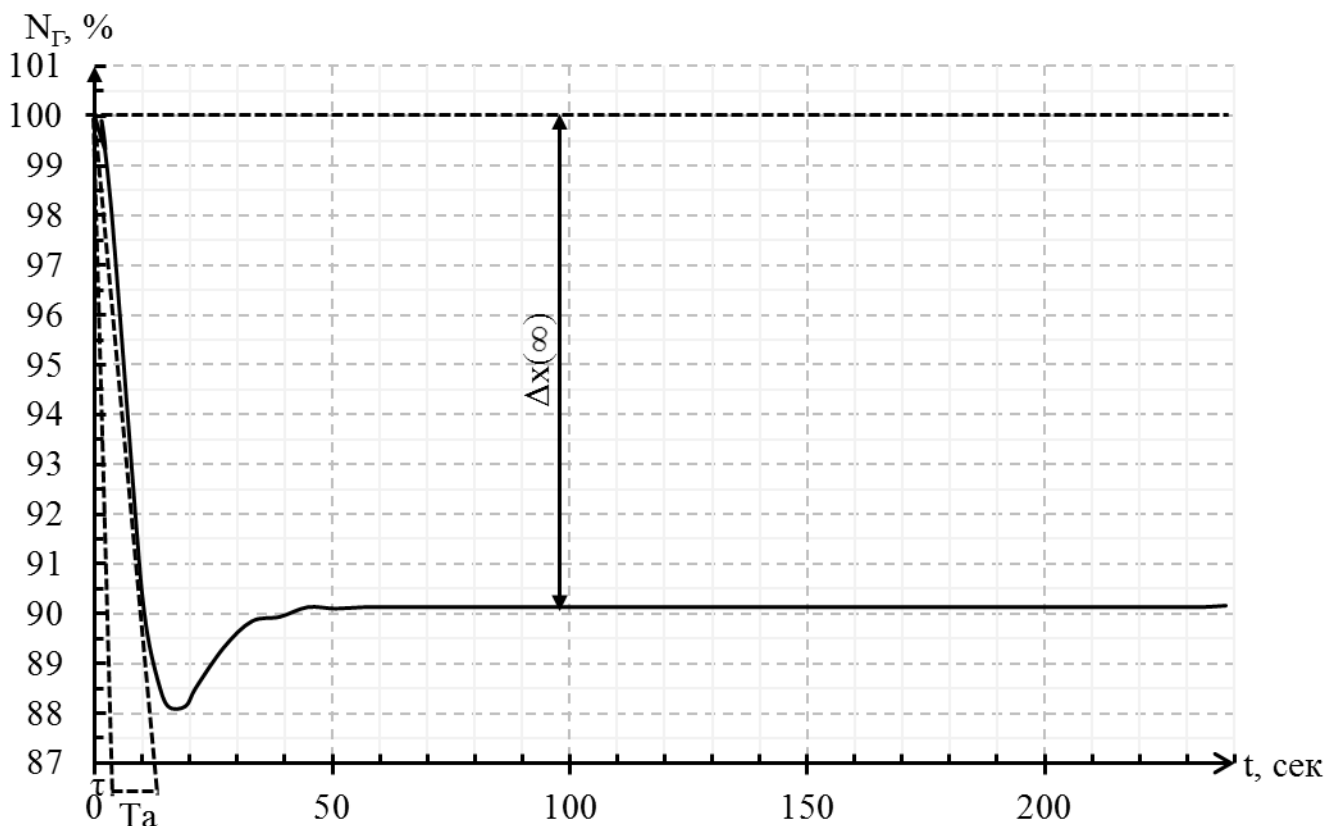


Рисунок 4.9 – Крива розгону зміни потужності енергоблоку при нанесенні стрибкоподібного збурення зменшенням витрати пари

Повне запізнювання $\tau=5\text{с}$ (рисунок 4.9), постійна часу $T_a=15\text{с}$, відхилення потужності енергоблоку в стані, що встановився, $\Delta x(\infty)=-10\%$, коефіцієнт передачі об'єкту $k=0.25$.

Вибрані бажаний процес регулювання і вид регулятора: бажаний процес – аперіодичний, регулятор – ПІ.

При нанесенні збурення у вигляді зміни завдання регулятора потужності енергоблоку з 100 до 90%, перехідний процес регулювання має такий вигляд:

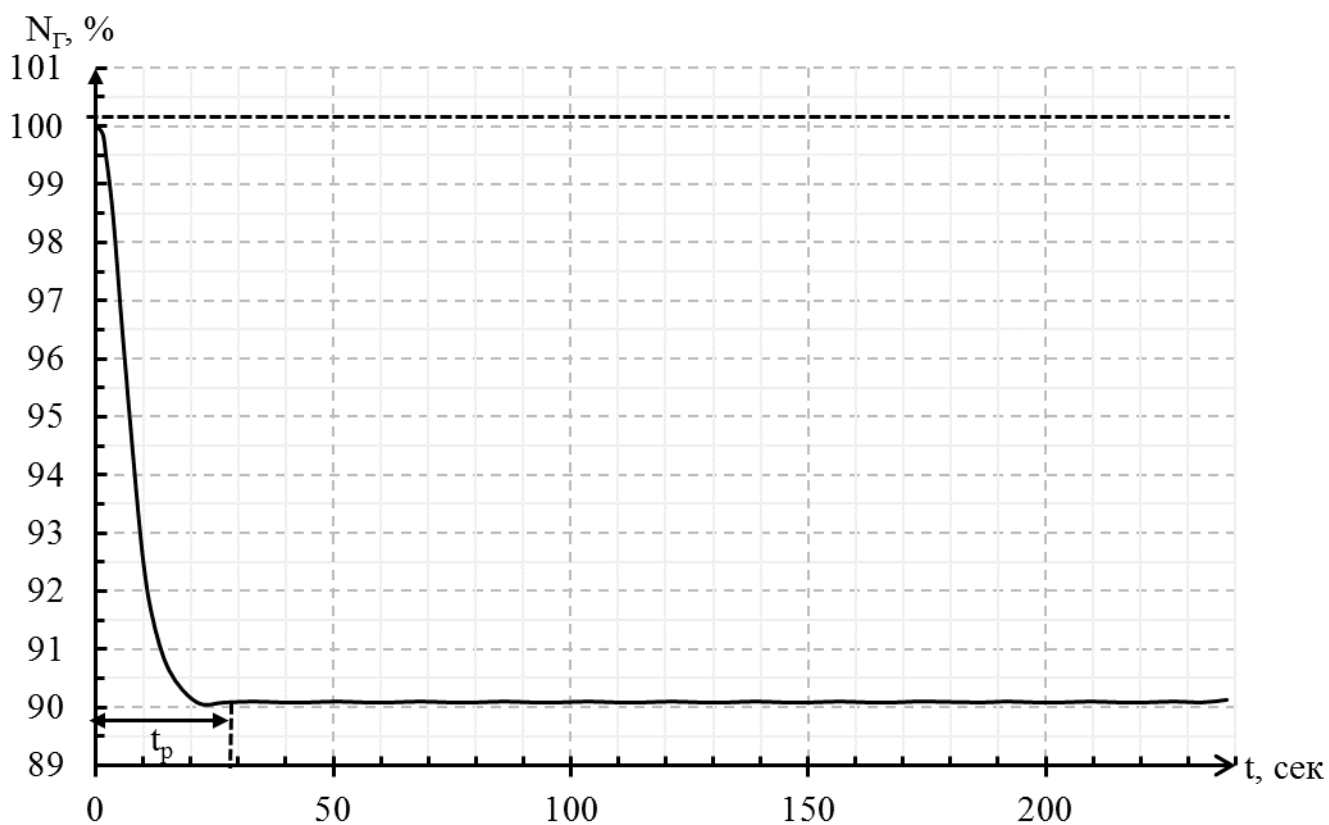


Рисунок 4.10 – Перехідний процес регулювання при нанесенні збурення зміною завдання регулятора потужності енергоблоку

Якість перехідного процесу можна оцінити по графіку за допомогою прямих показників якості:

1. Перший максимум відхилення середньої температури: $\Delta X_{M1}=0\%$.
2. Третій максимум відхилення середньої температури: $\Delta X_{M3}=0\%$.
3. Час регулювання $t_p=29\text{с}$.
4. Відхилення середньої температури за відсутності регулятора $\Delta x(\infty)=10\%$.

5. Міра загасання коливань перехідного процесу $\psi = 1$.

6. Динамічний коефіцієнт регулювання: $Rd = 0$.

Перехідний процес регулювання відповідає аперіодичному процесу, а якість регулювання з такими налаштуваннями регулятора задовільна.

4.4 Відносна похибка моделювання

Адекватність є збіг властивостей (функцій, параметрів, характеристик і т. п.) моделі та відповідних властивостей модельованого об'єкту. Адекватність вищезгаданих моделей необхідно перевірити шляхом імітаційного експерименту, який покаже схожість протікання процесів усередині моделі при певному збуренні. На виході, як результат імітації, ми отримаємо схожість вихідних параметрів з реальним об'єктом. Іншими словами, оцінка адекватності моделі реальному об'єкту оцінюється по близькості результатів розрахунків експериментальним даним. З метою визначення динамічних характеристик основних технологічних параметрів енергоблоку при стрибкоподібних збуреннях використані результати 4-х експериментів, проведених на енергоблоці №3 Південноукраїнської АЕС, а саме:

- зміна положення регулюючих клапанів турбіни;
- зміна положення регулюючої групи ОР СУЗ.

Ці дані не носять статистичного характеру, тому перевірити адекватність статистичними методами (критеріями) не представляється можливим. З огляду на вищесказане, прийнято рішення оцінити ступінь розбіжності даних, отриманих в результаті моделювання з експериментальними даними, розрахувавши відносну похибку моделювання на даному інтервалі. У ході експерименту було нанесене збурення регулюючої групою ОР СУЗ. Переміщення ОР СУЗ в АКЗ реактора здійснювалося безперервно, вниз, на 10% від висоти АКЗ.

Для аналітичної кривої, представленої на рисунку 4.11, середня відносна похибка дорівнює $\delta = 0.000944$. Максимальна відносна похибка дорівнює

$\delta_{\max} = 0.0015$. Порівнюючи з багатозонною математичною моделлю із зосередженими параметрами, яка розроблена Цисельською Т. А., в якій середня відносна похибка склала $\delta = 0.0024$, а максимальна відносна похибка дорівнює $\delta_{\max} = 0.0092$. Відносні похибки точок кривої зміни потужності реактора при введенні ОР СУЗ відображені у таблиці 4.1. Також були розраховані відносні похибки моделювання зміни температури теплоносія на виході АКЗ реактора і зміни електричної потужності енергоблоку, які наведені у таблицях 4.2 і 4.3.

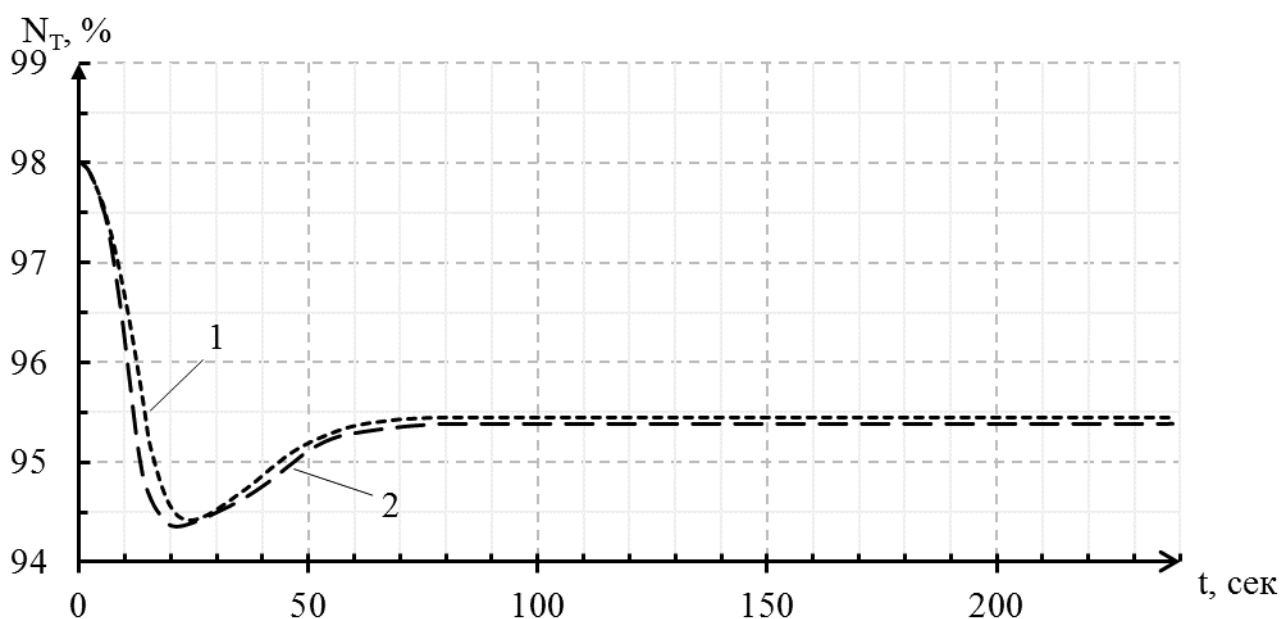


Рисунок 4.11 – Вплив регулюючої групи ОР СУЗ, введеної в АКЗ реактора, на зміну нейтронної потужності реактора :

1 – експериментальна крива; 2 – аналітична крива.

Проведено порівняння функціонування під годину добового маневру з розвантаженням до 80 % номінальної потужності вдосконалених автоматизованих програм управління зміною потужності ЯЕУ з АСУ, яка функціонує за ПУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора і з постійним тиском пари в ДК.

Таблиця 4.1 – Відносні похибки і–х точок кривої зміни потужності реактора при введенні ОР СУЗ

δ	i	δ	i	δ	i	δ	i	δ
0	6	0.001	11	0.001	16	0.001	21	0.001
0.0011	7	0.001	12	0.001	17	0.001	22	0.001
0.0015	8	0.001	13	0.001	18	0.001	23	0.001
0	9	0.001	14	0.001	19	0.001	24	0.001
0.001	10	0.001	15	0.001	20	0.001	25	0.001

Таблиця 4.2 – Відносні похибки і–х точок кривої зміни температури теплоносія на виході з реактора при введенні ОР СУЗ

δ	i	δ	i	δ	i	δ	i	δ
0	6	0.0011	11	0.001	16	0.001	21	0.001
0.001	7	0.001	12	0.001	17	0.001	22	0.001
0.0014	8	0.001	13	0.001	18	0.001	23	0.001
0.0015	9	0.001	14	0.001	19	0.001	24	0.001
0.0013	10	0.001	15	0.001	20	0.001	25	0.001

Таблиця 4.3 – Відносні похибки і–х точок кривої зміни потужності енергоблоку при введенні ОР СУЗ

δ	i	δ	i	δ	i	δ	i	δ
0	6	0.0011	11	0.0013	16	0.001	21	0.001
0	7	0.0013	12	0.001	17	0.001	22	0.001
0.0008	8	0.0015	13	0.001	18	0.001	23	0.001
0	9	0.0016	14	0.001	19	0.001	24	0.001
0.001	10	0.0016	15	0.001	20	0.001	25	0.001

4.5 Результати моделювання

Результати порівняння зміни потужності енергоблоку, положення регулюючої групи ОР СУЗ і АО під час добового маневру при роботі вдосконаленої АСУ, яка функціонує за ПУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора, представлені на рисунках 4.12–4.14.

Результати порівняння зміни положення регулюючої групи ОР СУЗ і АО під час добового маневру при роботі вдосконаленої АСУ, що функціонує за ПУ з постійним тиском пари в ДК, представлені на рисунках 4.15 і 4.16. Перехідний процес зміни потужності енергоблоку під час добового маневру при вдосконаленій АСУ з постійним тиском пари в ДК не потребує у зображенні, тому що перехідний процес зміни потужності генератора збігається з представленим на рисунку 4.13. Крім того, наведено результат зміни концентрації БК під час добового маневру при двох вдосконалених АСУ, якій зображено на рисунку 4.17.

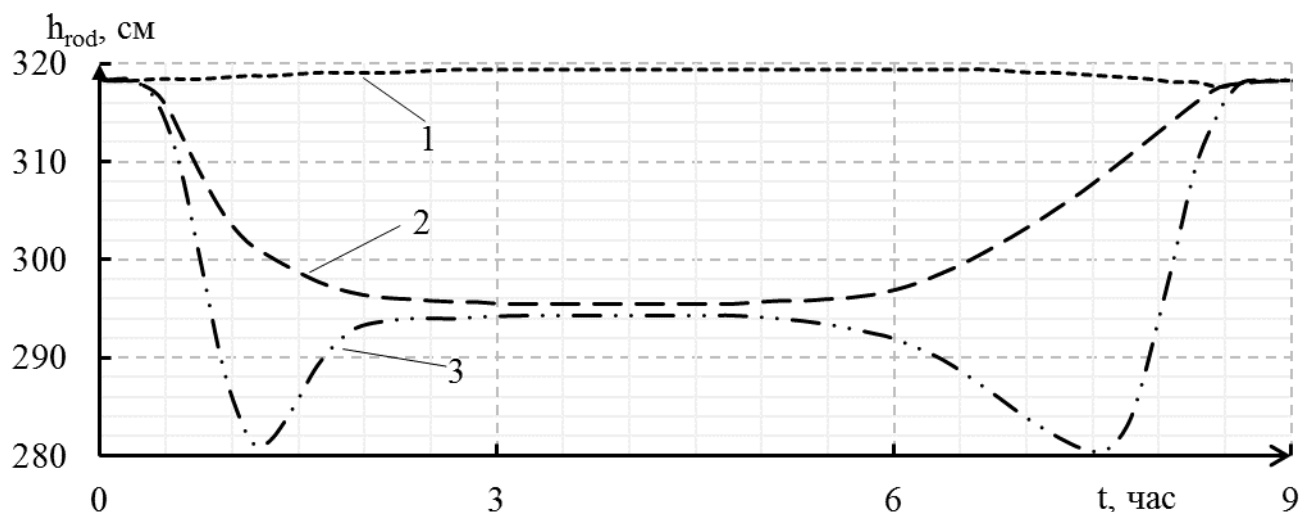


Рисунок 4.12 – Результат зміни потужності енергоблоку під час добового маневру при вдосконаленій АСУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора

На рисунку 4.12 відображені такі криві: 1 – вдосконалена АСУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора; 2 – вдосконалена АСУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора, яка розроблена Цисельською Т. А.; 3 – первинна АСУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК.

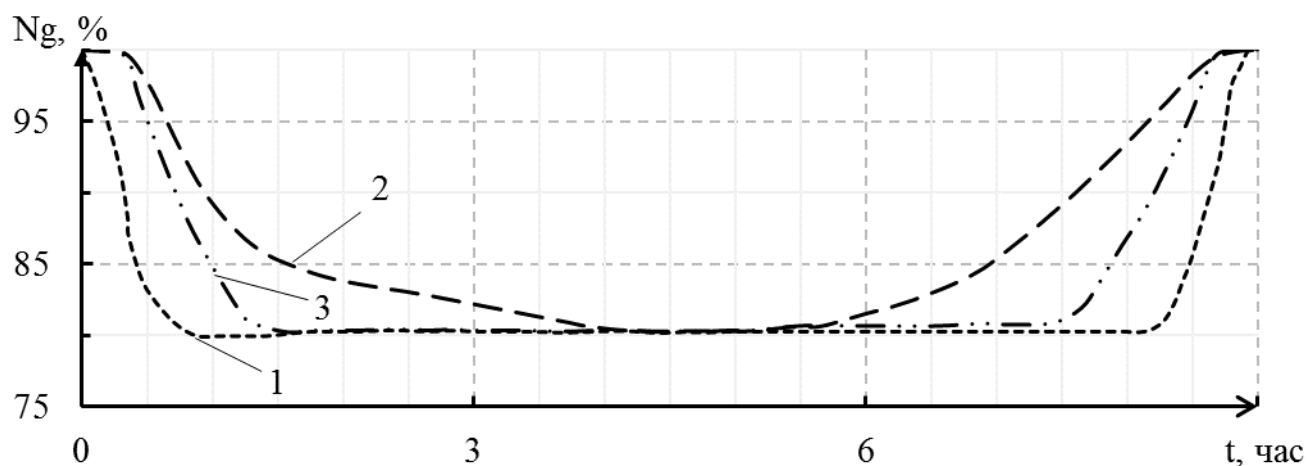


Рисунок 4.13 – Результат зміни положення регулюючої групи ОР СУЗ під час добового маневру при вдосконаленій АСУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора

На рисунку 4.13 відображені такі криві: 1 – вдосконалена АСУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора; 2 – вдосконалена АСУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК в АКЗ реактора, яка розроблена Цисельською Т. А.; 3 – первинна АСУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК

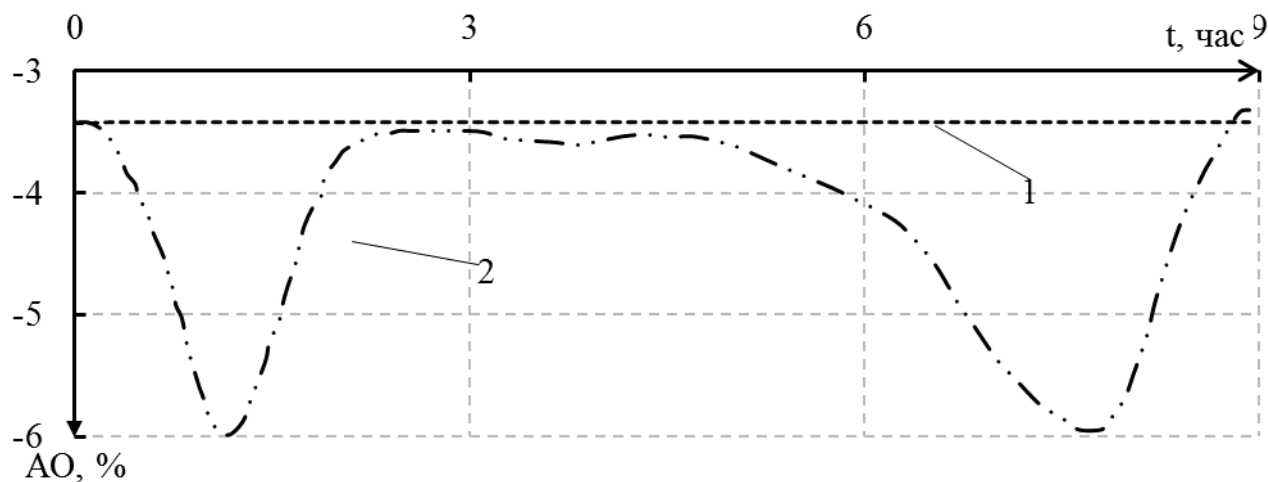


Рисунок 4.14 – Результат зміни АО під час добового маневру з постійною середньою температурою теплоносія ПК

На рисунку 4.14 відображені такі криві: 1 – вдосконалена АСУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК; 2 – первинна АСУ з постійною середньою температурою теплоносія ПК.

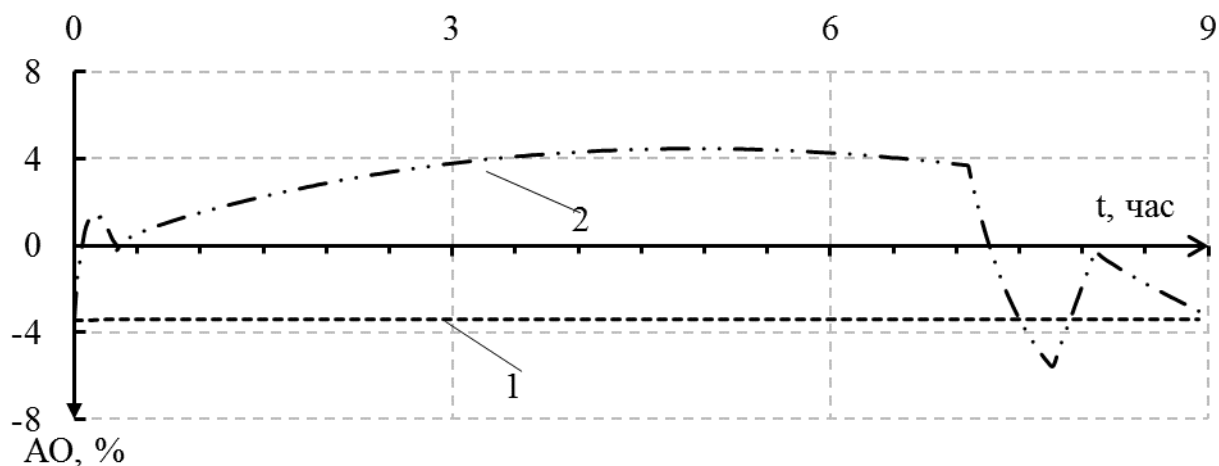


Рисунок 4.15 – Результат зміни АО під час добового маневру з постійним тиском пари в ДК

На рисунку 4.15 відображені такі криві: 1 – вдосконалена АСУ з постійним тиском пари в ДК; 2 – первинна АСУ з постійним тиском пари в ДК.

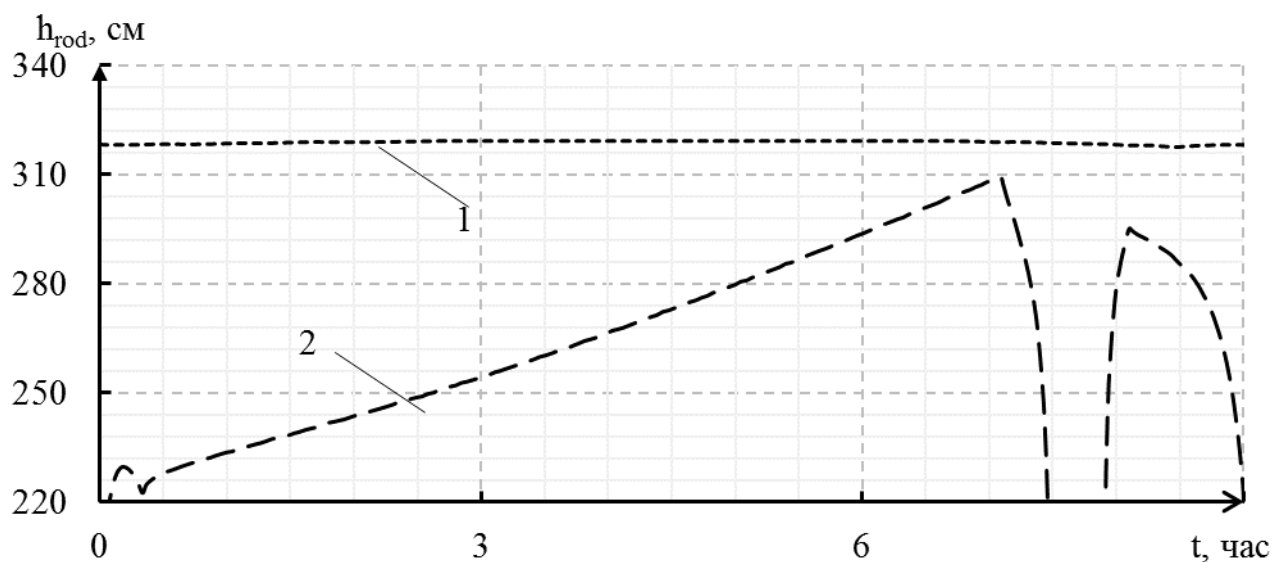


Рисунок 4.16 – Результат зміни положення регулюючої групи ОР СУЗ під час добового маневру

На рисунку 4.16 відображені такі криви: 1 – вдосконалена АСУ з постійним тиском пари в ДК; 2 – первинна АСУ з постійним тиском пари в ДК.

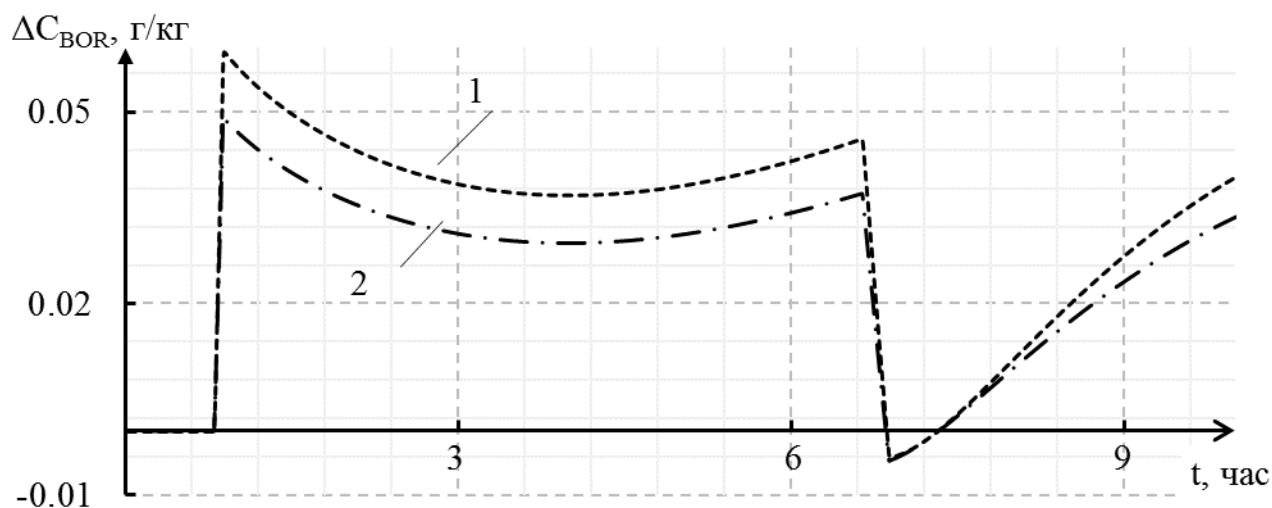


Рисунок 4.17 – Результат зміни концентрації БК під час добового маневру при вдосконаленій АСУ

На рисунку 4.17 відображені такі криви: 1 – з постійною середньою температурою теплоносія ПК; 2 – з постійним тиском пари в ДК.

4.6 Висновки до четвертого розділу

У розділі розроблено метод регулювання зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000, який попереджає виникнення коливань технологічних параметрів і дозволяє вдосконалити автоматизовані системи управління зміною потужності енергетичного блоку. Розроблено метод автоматизованого управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000, у якому застосовано три контури керування, один з яких підтримує регламентну зміну потужності реактора за рахунок регулювання концентрації БК в теплоносії, другий підтримує необхідне значення АО шляхом зміни положення ОР СУЗ, а третій – температурний режим теплоносія за рахунок регулювання положення головних клапанів ТГ, що дозволило покращити стабільність енерговиділення в АКЗ при зміні її потужності за нормальних умов експлуатації реактора.

ВИСНОВКИ

Дисертаційна робота містить наукові положення та отримані автором нові науково обґрунтовані результати, що полягають у вдосконаленні автоматизованої системи управління зміни потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000, яка дозволяє експлуатувати ЯЕУ у маневреному режимі та змінювати навантаження реактора в автоматизованому режимі для покращення стабільності енерговиділення в активній зоні реактора за нормальних умов експлуатації. По виконаній роботі було зроблено наступні висновки:

1. Під час проведення аналізу існуючих програм управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000 виявлено переваги і недоліки трьох програм управління. Відзначено, що, в кожній програмі управління не враховані внутрішньо–притаманні збурення, які можуть призвести до втрати сталості реактора за рахунок зміни поля енерговиділення. З метою ефективного та безпечного керування зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000 в режимі маневрування проведено дослідження впливу зміни потужності при маневруванні на аксіальний офсет. Таким чином встановлено, що забезпечення стійкого стану реактора необхідно підтримувати в заданому інтервалі за рахунок аксіального офсету, який треба вважати кількісною мірою стійкості. Така міра стійкості змінюється в залежності від поточної потужності ЯЕУ, тому у динамічному режимі необхідно підтримувати аксіальний офсет в заданих межах і розглядати його як технологічний параметр.

2. Спираючись на отриману математичну модель ЯЕУ з ВВЕР–1000 розроблена також імітаційна модель ЯЕУ з ВВЕР–1000 як ОУ у програмному середовищі Simulink програмного пакету MATLAB. Така імітаційна модель відрізняється від відомих тим, що включає багатозонну імітаційну модель реактора з розподіленими параметрами та дозволяє врахувати внутрішньо–притаманні властивості АКЗ та зменшує, таким чином, похибку моделювання статичних і динамічних властивостей реактора, а саме: нейтронної потужності реактора в 2,54 рази (з 0.0024 до 0.000944); температури теплоносія на виході з

АКЗ реактора на 10.8 % (з 0.0011 до 0.001012); електричної потужності енергоблоку в 1.77 рази (з 0.0017 до 0.000956).

3. Основною перевагою розробленого методу автоматизованого управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000 є можливість використання одночасно трьох контурів управління, один з яких підтримує регламентну зміну потужності реактора за рахунок регулювання концентрації БК в теплоносії, другий підтримує необхідне значення АО шляхом зміни положення стрижнів СУЗ, а третій – температурний режим теплоносія за рахунок регулювання положення головних клапанів ТГ. У результаті аналізу динаміки такого методу автоматизованого управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР–1000 встановлено, що покращена стабільність енерговиділення в АКЗ при маневруванні її потужністю за нормальних умов експлуатації реактора, а саме:

– для температурного режиму теплоносія з $\langle t \rangle = \text{const}$: модуль АО зменшується в 1,8 рази (з –6 до –3.41 %);

– для температурного режиму теплоносія з $\langle p_2 \rangle = \text{const}$: модуль АО зменшується в 1,3 рази (з 4.3 до –3.41 %).

4. Визначено, що при маневруванні потужністю АКЗ реактора ВВЕР–1000 досить складною проблемою є забезпечення стабільності енерговиділення в АКЗ реактора, яка описується зміною в часі АО. Тобто, розвиток багатозонної математичної моделі реактора ВВЕР–1000 дозволило її розглядати як модель з розподіленими параметрами і контролювати зміну зазначених технологічних параметрів ОУ по секторах симетрії АКЗ, висотним шарам АКЗ і групам ТВЗ кожного сектора симетрії, що дало можливість розрахувати всі важливі, з точки зору безпеки, технологічні параметри реактора (включаючи АО) як кількісну міру його безпеки.

СПИСОК ВИКОРИСТАНОЇ ЛІТЕРАТУРИ

1. Байбаков В.Д., Воробьев Ю.Б., Кузнецов В.Д. Коды для расчета ядерных реакторов. – М.: Изд-во МЭИ, 2003. – 163 с.
2. Филимонов П. Е. Управление группами рабочих органов СУЗ в маневренном режиме работы ВВЭР–1000 / П. Е. Филимонов, С. П. Аверьянова, М. П. Филимонова // Атом. энергия. – 1998. – Т. 84, № 5. – С. 383 – 387.
3. Маргулова Т. Х. Атомные электрические станции: уч. для вузов. / Т. Х. Маргулова // – М. : Атом. техника, 1994. – 368 с.
4. Иванов В. А. Эксплуатация АЭС. – СПб.: Энергоатомиздат, 1994. 384 с.
5. Овчинников Ф. Я. Эксплуатационные режимы водо–водяных энергетических ядерных реакторов / Ф. Я. Овчинников, Л. И. Голубев, В. Д. Добрынин // – М. : Атомиздат, 1977. – 280 с.
6. Нигматулин И. Н. Ядерные энергетические установки / И. Н. Нигматулин, Б. И. Нигматулин // – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 168 с.
7. Филимонов П. Е. Испытания маневренности ВВЭР–1000 на 5–ом блоке Запорожской АЭС / П. Е. Филимонов, С. П. Аверьянова, С. Г. Олейник // Атом. энергия. – 1998. – Т. 85, № 5. – С. 364 – 367.
8. Игнатенко Е. И. Маневренность атомных энергоблоков с реакторами типа ВВЭР / Е. И. Игнатенко, Ю. Н. Пыткин. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 85 с.
9. Ястребенецкий М. А. Безопасность атомных станций / М. А. Ястребенецкий, В. Н. Васильченко, С. В. Виноградов – К.: Техніка, 2004. – 472 с.
10. Ривкин С. Л., Александров А. А. Термодинамические свойства воды и водяного пара / С. Л. Ривкин, А. А. Александров – М. : Энергоатомиздат, 1984. – 79 с.
11. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации и Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций : Сб. нормативных

материалов по безопасности атом. станций – 2-е изд. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 80 с.

12. Вознесенский И. И. Жизнь, деятельность и избранные труды в области машиностроения и автоматического регулирования / И. И. Вознесенский. – М. : Машгиз, 1952. – 355 с.

13. Воронов А. А. Введение в динамику сложных управляемых систем / А. А. Воронов. – М. : Наука, 1985. – 352 с.

14. Демидович Б. П. Численные методы анализа. Приближение функций, дифференциальные уравнения: учеб. пособие / Б. П. Демидович, И. А. Марон, Э. З. Шувалова. – М. : Физматгиз, 1962. – 367 с.

15. Дуэль М. А. Автоматизированные системы управления энергоблоками с использованием средств вычислительной техники / М. А. Дуэль. – М. : Энергоиздат, 1983. – 207 с.

16. Соболев С. Л. Уравнения математической физики : учеб. пособие / С. Л. Соболев – М. : Наука, 1992. – 431 с.

17. Александров А. А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. / А. А. Александров, Б. А. Григорьев // М. : Изд. МЭИ, 1999. – 168 с.

18. Владимиров В. И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов / В. И. Владимиров. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 303 с.

19. Ганев И. Х. Физика и расчет реактора / И. Х. Ганев. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1981. – 368 с.

20. Широков С. В. Физика ядерных реакторов: учеб. пособие. / С. В. Широков – К.: ИСМО, 1998. – 288 с.

21. Ротач В. Я. Расчет динамики промышленных автоматических систем регулирования / В. Я. Ротач – М. : Энергия, 1973 г. – 440 с.

22. Горяченко В. Д. Методы исследования устойчивости ядерных реакторов / В. Д. Горяченко. – М. : Атомиздат, 1977. – 296 с.

23. 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.

24. Рей У. Методы управления технологическими процессами : пер. с англ. / У. Рей // – М. : Мир, 1983. – 368 с.

25. Фельдбаум А. А. Методы теории автоматического управления / А. А. Фельдбаум, А. Г. Бутковский – М. : Наука, 1971. – 743 с.

26. Бесекерский В. А. Теория систем автоматического управления, издание четвертое, переработанное / В. А. Бесекерский, Е. П. Попов. – СПб. : Профессия, 2004. – 752 с.

27. Воронов А. А. Основы теории автоматического управления: Автоматическое регулирование непрерывных линейных систем / А. А. Воронов. – М. : Энергия, 1980. – 312 с.

28. Галанин А. Д. Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах / А. Д. Галанин. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 536 с.

29. Гольдфарб Л. С. Теория автоматического управления / Л. С. Гольдфарб, А. В. Балтрушевич, А. В. Нетушил; под ред. А. В. Нетушила. – М. : Высш. шк., 1976. – 400 с.

30. Северин В. П. Моделирование, оптимизация и идентификация систем автоматического управления / В. П. Северин, Д. Е. Грозенок, Н. А. Позняк // Матеріали 1-ої Міжнар. конф. з автомат. керування «Автоматика-94». – К. : ІК АН України. – 1994. – Ч. I. – С. 172.

31. Максимов, М.В. Усовершенствованная автоматизированная система управления мощностью энергоблока с ВВЭР-1000 с применением программы регулирования при постоянном давлении пара во втором контуре / М.В. Максимов, Т.В. Фощ, Т.А. Цисельская // VI Всеукраинская научно-практическая конференция «Информационные технологии и автоматизация – 2013». Одесса. – 2013. – С.34 – 35.

32. Фощ, Т.В. Анализ программы регулирования мощностью с постоянным давлением во втором контуре энергоблока с ВВЭР-1000 в

маневренном режиме / Т. В. Фощ // Международная научно–практическая конференция «Инновационное развитие отраслевой автоматизации, информационных и энергосберегающих технологий – 2013. Современное состояние, проблематика и перспективы». Москва. – 2013. – С. 19 – 21.

33. 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 // Восточно–европейский журнал передовых технологий. – 2014. – Вып. 8 (68). – С. 19 – 27.

34. Тодорцев, Ю. К. Анализ методов управления мощностью энергоблока с водо–водяным реактором при маневрировании / Ю. К. Тодорцев, Т. В. Фощ, М. В. Никольский // Восточно–европейский журнал передовых технологий. – 2013. – Вып. 8 (66). – С. 3 – 10.

35. Фощ, Т. В. Анализ аксиального офсета энергоблока с ВВЭР–1000 в режиме маневрирования / Т. В. Фощ // Труды Одесского Политехнического Университета. – 2014. – Вып. 1 (43). – С. 97 –103.

36. Максимов, М.В. Удосконалена автоматизована система керування потужністю енергоблоку АЕС з ВВЕР–1000 для експлуатації у маневрених режимах добового циклу / М.В. Максимов, Т.А. Цисельская, Т.В. Фощ // VI Всеукраинская научно–практическая конференция «Информационные технологии и автоматизация – 2013». Одесса. – 2013. – С.36–37.

37. Фощ, Т.В. Удосконалена автоматизована система управління потужністю енергоблоку з ВВЕР–1000 при підтримці постійного і початкового тиску пари у другому контурі в маневреному режимі / Т. В. Фощ // Міжнародна науково–практична конференція «Актуальні проблеми автоматизації та управління». Луцьк. – 2014. – С.46 – 49.

38. Foshch, T. Axial offset forecasting of the nuclear power unit VVER–1000 using regression data mining models / T. Foshch // Автоматизація та комп'ютерно–інтегровані технології. Міжнародна наукова практична конференція молодих учених, аспірантів і студентів – 2016. – С. 124 – 125.

39. Foshch, T. Regression models of the nuclear power unit VVER–1000 using data mining techniques / T. Foshch, F. Portela, J. Machado, M. Maksimov // *Procedia Computer Science*. – 2016. – Vol. 100. – P. 253 – 262.

40. Фошч, Т.В. Модель распределения энерговыделения в КИСУ ВВЭР–1000 / Т. В. Фошч // XXII Міжнародній конференції з автоматичного управління "Автоматика – 2015". – С. 121.

41. Фошч, Т.В. Упрощенная модель энерговыделения в многоточечной модели ВВЭР–1000 / Т. В. Фошч // I Всеукраїнська науково–технічна конференція «Автоматизація, контроль та управління: пошук ідей та рішень». – 2015 – С. 383 – 384.

42. Foshch, T. The additional mathematical model of reactor kinetics / T. Foshch // IX Annual scientific conference. Information technology and automation – 2016. October. №11 (14) P.10 – 11.

43. Foshch, T. Improved models and method of power change of NPP unit with VVER–1000 / T. Foshch, S. Pelykh // *Automation of technological and business–processes*. – 2017. – Vol. 9, Is. 1. – P. 56 – 66.

44. Фошч, Т. В. Усовершенствованный метод автоматического управления мощностью энергоблоком ЯЕУ с ВВЭР–1000 / Т. В. Фошч, Х. Чжоу, С. Н. Пельх // XXIV щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. – Київ: Ін–т ядерних дослідж. – 2017. – С. 131.

45. Mourogov V. M. Nuclear power development: Global challenges and strategies // *IAEA Bulletin*, 1997, No. 39/2.

46. Марченко Е.А. Анализ эксплуатационных колебаний частоты в ЕЭС России и в зарубежных энергосистемах// *Электричество*, 2001. № 2.

47. Стерман Л. С. Тепловые и атомные электрические станции / Л. С. Стерман, В. М. Лавыгин, С. Г. Тишин – М. : Изд–во МЭИ, 2000. – 408 с.

48. Стернинсон Л. Д. Переходные процессы при регулировании частоты и мощности в энергосистемах / Л. Д. Стернинсон – М. : Энергия, 1975. – 216 с.

49. Сорокин Д.Н., Таранов Г.С., Григорьев М.М. Анализ переходных и аварийных режимов в АППУ мощностью 1000 МВт (эл.) с вертикальными

парогенераторами слабо–перегретого пара // Энергомашиностроение, 1985, №5, С. 15–18.

50. Клемен А. И. Надежность ядерных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1987

51. International Atomic Energy Agency. Safety aspects of the ageing and maintenance of nuclear power plants // Proceedings of a symposium 1987. – Vienna: 1988.

52. Рябов Н.А., Семенов А.А. Исследование точечной модели ксеноновых колебаний // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2006. – № 2. – С. 66–73.

53. Загребяев А.М., Насонова В.А. О пороге ксеноновых колебаний при неоднородной по высоте загрузке реактора // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2011. – № 4. – С. 5–12.

54. Саркисов А. А. Физика переходных процессов в ядерных реакторах / А. А. Саркисов, В. Н. Пучков – М. : Энергоатомиздат, 1983. – 232 с.

55. Averyanova, S. P. Integral and axial xenon oscillations superposition and VVER–1000 core energy–release stability [Text] / S. P. Averyanova, A. A. Dubov, P. E. Filimonov // Atomic Energy – 2011. – Vol. 111, Issue 1. – P. 8–14.

56. Korennoi, A. A. Control of the axial distribution of the energy–release field in the VVER–1000 core during transient processes [Text] / A. A. Korennoi, S. N. Titov, V. A. Litus, O. V. Nedelin // Atomic Energy – 2011. – Vol. 88, Issue 4. – P. 257–262.

57. Maksimov, M. V. Principles of controlling fuel–element cladding lifetime in variable VVER–1000 loading regimes [Text] / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov, R. L. Gontar // Atomic Energy – 2012. – Iss. 4(112). – P. 241–249.

58. Pelykh, S. N. Cladding rupture life control methods for a power–cycling WWER–1000 nuclear unit [Text] / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov // Nuclear Engineering and Design. – 2011. – Vol. 241, № 8. – P. 2956–2963.

59. Dall’Osso, A. A neutron balance approach in flux shape control [Text] / A. Dall’Osso // Annals of Nuclear Energy – 2011. – Vol. 8, Iss. 2–3, P. 302–306.

60. Пелых, С. Н. Способ стабилизации аксиального распределения нейтронного поля при маневрировании мощностью ВВЭР–1000 [Текст] / С. Н. Пелых, М. В. Максимов, Т. А. Цисельская, В. Е. БАСУаков // Ядер. и радиац. безопасность. – 2011. – № 1 (49). – С. 27–32.

61. Филимонов, П. Е. Программа "Имитатор реактора" для моделирования маневренных режимов работы ВВЭР–1000 [Текст] / П. Е. Филимонов, В. В. Мамичев, С. П. Аверьянова // Атомная энергия. — 1998. — Т. 84, № 6. — с. 560 — 563.

62. Северин В. П. Схема перехода в устойчивую область системы автоматического регулирования по критерию Рауса–Гурвица / В. П. Северин // Техн. электродинамика. – К., – 2003. – Ч. 4. – С. 64 – 69.

63. Северин В. П. Анализ задачи оптимизации прямых критериев качества для систем автоматического регулирования энергоблока / В. П. Северин, Е. Н. Никулина, В. Ф. Чернай // Вісн. Нац. техн. ун-ту «ХПІ». – Х. : НТУ «ХПІ». – 2003. – Т. 1, № 6. – С. 75–80.

64. 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. 231 – 233.

65. Pelykh, S. N. Grounds of VVER–1000 fuel cladding life control / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov, V. E. Baskakov // Annals of Nuclear Energy. – 2013. – Iss. 58. – P. 188–197.

66. Pelykh, S. N. A method for VVER–1000 fuel rearrangement optimization taking into account both fuel cladding durability and burnup / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov, G. T. Parks // Nuclear Engineering and Design. – 2013. – Vol. 257, № 4. – P. 53–60.

67. Maksimov, M. V. The method of fuel rearrangement control considering fuel element cladding damage and burnup/ S. N. Pelykh, M. V. Maksimov // Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics of Radiation Effect and Radiation Materials Science. – 2013. – Iss. 5(87). – P. 24 – 36.

68. Maksimov, M. V. Theory of VVER–1000 fuel rearrangement optimization taking into account both fuel cladding durability and burnup / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov // Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics of Radiation Effect and Radiation Materials Science. – 2013. – Iss. 2(84). – P. 50–54.

69. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов. – М.: Мир, 2001. – 301 с.

70. Хитчкок А. Устойчивость ядерных реакторов. – М.: Госатомиздат, 1963. – 68 с.

71. Беляев Г. Б. Технические средства автоматизации в теплоэнергетике / Г. Б. Беляев, В. Ф. Кузищин, Н. И. Смирнов. – М. : Энергоиздат, 1982. – 320 с.

72. Букринский А. М. Аварийные переходные процессы на АЭС с ВВЭР / А. М. Букринский. – М. : Энергоиздат, 1982 г. – 142 с.

73. Наумов А. В., Шамберев В. М. К выбору программы регулирования АЭС //Труды ВТИ – Усовершенствование систем и теплоэнергетического оборудования АЭС, 1974, вып.

74. Наумов А. В. Автоматическое регулирования атомных электростанций с водо–водяными реакторами // Труды ВТИ – Усовершенствование систем и теплоэнергетического оборудования АЭС, 1974, вып. 2.

75. Острейковский В.А. Эксплуатация атомных станций. – М.: Энергоатомиздат, 1999. 928 с.

76. Владимиров В. С. Уравнения математической физики / В. С. Владимиров. – М. : Наука, 1988. – 512 с.

77. Титов В. Ф. Парогенераторы атомных электростанций / В. Ф. Титов, Н. Г. Рассохин, В. Г. Федоров – М. : Энергоатомиздат, 1992. – 347 с.

78. Иванов В. А. Режимы мощных паротурбинных установок. Л.: Энергоатомиздат, 1986.

79. Самойлович Г. С, Трояновский Б. М. Переменные и переходные режимы в паровых турбинах. М.: Энергоиздат, 1982.

80. Аркадьев Б. А. Режимы работы турбоустановок АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1986.
81. Цисельская Т. А. Усовершенствованная АСУ энергоблоком реактора / О. Б. Максимова, Т. А. Цисельская // тез. доп. 10-та між нар. наук.–практ. конф. по атом. Енергетиці, Севастополь, 2 – 7 жовт. 2012 р. – Севастополь, 2002. – С. 33 – 40.
82. 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.
83. Цисельская Т. А. Исследование АКЗ ВВЭР–1000 при разных программах регулирования энергоблоком / Т. А. Цисельская // Автоматика–2011 : тез. докл. 18-й Междунар. конф. по автоматическому упр. – Л. : «Львов. политехника», 2011. – С. 237 – 239.
84. 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. / ОНАПТ. – О., 2012. – С.70–71.
85. Пелых С. Н. Комплексный критерий эффективности алгоритма маневрирования мощностью РУ с ВВЭР–1000 в переменном режиме / С. Н. Пелых, В. Е. БАСУаков, Т. А. Цисельская // Тр. Одес. политехн. ун-та.– О., 2009. – Вып. 2. – С. 53 – 58.
86. Safety guide. Instrumentation and control systems important to safety in nuclear power plants. NS–G–1.3. –Vienna, Austria: IAEA, 2002. – 99 p.
87. Типовой технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока АЭС с реактором ВВЭР–1000 (В–320) : ТРВ–1000–3. – М. : 1988. – 350 с.
88. Верхивкер, Г. П. Основы расчета и конструирования ядерных энергетических реакторов / Г. П. Верхивкер, В. П. Кравченко. — О. : ТЕС, 2008. — 409 с.

89. Дементьев Б. А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов / Б. А. Дементьев. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 272 с.

90. Колесов В. Ф. Динамика ядерных реакторов / В. Ф. Колесов, П. А. Леппик, С. П. Павлов. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 518 с.

91. Maksimov M. V. A model of a power unit with VVER–1000 as an object of power control / M. V. Maksimov, K. V. Beglov, T. A. Tsiselskaya // Тр. Одес. политехн. ун–та.–О., 2012. – Вып. 1(38). – С. 99 – 105.

92. Цисельская Т. А. Математическая модель энергоблока ВВЭР–1000 / Т. А. Цисельская, М. В. Максимов, К. В. Беглов // Розвиток наукових досліджень 2011. : тез. доп. 7–ї міжнар. наук.–практ. конф. Полтава, 28–30 нояб. 2011 р. – Полтава, 2011. – С. 47 – 51.

93. Пат. 100070 України, МПК G 21 C 7/00. Спосіб управління ядерною енергетичною установкою з реактором водяного типу при зміні потужності реактора або зовнішнього навантаження / Максимов М. В., БАСУаков В. Е, Пелих С. М., Цисельська Т. О.; заявник та патентовласник : Максимов М. В., БАСУаков В. Е, Пелих С. М., Цисельська Т. О. – № а201102326; заявл. 28.02.2011; опубл. 12.11.2012, Бюл. № 21.

94. Пат. 2470391 Рос. Федерация, МПК G 21 C 7/00. Способ управления ядерной энергетической установкой с реактором водяного типа при изменении мощности реактора или внешней нагрузки / Максимов М. В., БАСУаков В. Е, Пельих С. Н., Цисельская Т. А.; заявитель и патентообладатель : Максимов М. В., БАСУаков В. Е, Пельих С. Н., Цисельская Т. А. – № 2011121323/07; заявл. 25.05.11; опубл. 20.12.12, Бюл. № 35.

95. Пат. 59039 України, МПК G 21 C 7/00. Спосіб управління ядерною енергетичною установкою з реактором водяного типу при зміні потужності реактора або зовнішнього навантаження / Максимов М. В., БАСУаков В. Е, Пелих С. М., Цисельська Т. О.; заявник та патентовласник : Максимов М. В., БАСУаков В. Е, Пелих С. М., Цисельська Т. О. – № u201102453; заявл. 01.03.2011; опубл. 26.04.2011, Бюл. № 8.

96. Демченко В. А. Автоматизация и моделирование технологических процессов АЭС и ТЭС / В. А. Демченко. – О.: Астропринт, 2001. – 308 с.

97. Загребаев А.М., Насонова В.А. Вероятностные характеристики плотности потока нейтронов в ядерном реакторе при случайных возмущениях в свойствах среды // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2009. – № 4. – С. 71–78.68.

98. Болнокин В. Е. Анализ и синтез систем автоматического управления на ЭВМ. Алгоритмы и программы : справочник / В. Е. Болнокин, П. И. Чинаев. – М. : Радио и связь, 1991. – 256 с.

99. Бронштейн И. Н. Справочник по математике / И. Н. Бронштейн, К. А. Семендяев. – М. : ГИТТЛ, 1957. – 608 с.

100. Солодовников В. В. Автоматизированное проектирование систем автоматического управления / В. В. Солодовников – М. : Машиностроение, 1990. – 334 с.

101. Солодовников В. В. Основы теории и элементы систем автоматического регулирования / В. В. Солодовников, В. Н. Плотников, А. В. Яковлев – М. : Машиностроение, 1985. – 536 с.

102. 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.

103. Дементьев Б. А. Ядерные энергетические реакторы: учеб. пособие / Б. А. Дементьев. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 352 с.

104. Емельянов И. Я. Управление и безопасность ядерных энергетических реакторов / И. Я. Емельянов, П. А. Гаврилов, Б. Н. Селиверстов. – М. : Атомиздат, 1975. – 280 с.

105. 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).

106. Кириллов И. И. Регулирование паровых и газовых турбин / И. И. Кириллов, В. А. Иванов. – Л. : Машиностроение, 1966. – 271 с.

107. Кириллов И. И. Паровые турбины и паротурбинные установки / И. И. Кириллов, В. А. Иванов, А. И. Кириллов. – Л. : Машиностроение, 1978. – 276 с.

108. Рассохин Н. Г. Парогенераторные установки атомных электростанций / Н. Г. Рассохин – М. : Энергоатомиздат, 1987. – 306 с.

109. 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.

110. 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.

111. Бабаков Н. А. Теория автоматического управления: учебник для вузов в 2-х ч. / Н. А. Бабаков, А. А. Воронов, А. А. Воронова. под ред. А. А. Воронова. – М. : Высш. шк., 1986. – Ч. 2. – 504 с.

112. Горелик А. Х. Автоматизированные системы управления технологическими процессами ТЭС и АЭС: учеб. пособие для студ. / А. Х. Горелик. – Х. : НТУ «ХПИ», 2005. – 244 с.

113. Григорьев В. А. Тепловые и атомные электрические станции / В. А. Григорьев, В. М. Зорин. – М. : Энергоатомиздат, 1989. – 608 с.

114. Денисов В. П. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций / В. П. Денисов, Ю. Г. Драгунов. – М. : ИздАТ, 2002. – 480 с.

115. Дорф Р. Современные системы управления : пер. с англ. / Р. Дорф, Р. Бишоп. – М. : Лаб. Базовых Знаний, 2002. – 832 с.

116. Правила ядерной безопасности атомных электростанций ПБЯ–04–74 / Гос. ин–т по исполнен. атомной энергии СССР. Гос. инспекция по ядерной безопасности СССР. Госатомнадзор СССР. – М. : Атомиздат, 1976. – 24 с.

117. ГОСТ 24693–81. Реакторы ядерные энергетические корпусные с водой под давлением. Общие требования к системе борного регулирования. – М. : Изд–во стандартов, 1981. – 5 с.

118. 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, секц. 10. – Смоленск: Смоленск. Фил. Москов. энергет. ин–та. – 2001. – С. 64 – 65.

119. Филипчук Е. В. Управление нейтронным полем ядерного реактора / Е. В. Филипчук, П. Т. Потапенко, В. В. Постников. – М. : Энергоатомиздат, 1981. – 280 с.

120. Рудик А. П. Физические основы ядерных реакторов / А. П. Рудик – М. : Атомиздат, 1979. – 118 с.

121. Александров Є. Є. Теорія автоматичного управління. / Є. Є. Александров, О. П. Голуб, Ю. Т. Костенко // Х. : ХДПУ, 1999. Т. 1. – 150 с.

122. Александрова Н. Д. Методика расчета параметров настройки системы автоматического регулирования мощности энергоблока с реактором ВВЭР / Н. Д. Александрова, А. В. Наумов // Автоматическое управление мощностью ТЭС и АЭС : Сб. научн. тр. ВТИ. М. : Энергоатомиздат, 1990. – 201 с.

123. Стефани Е. П. Основы расчета настройки регуляторов теплоэнергетических процессов / Е. П. Стефани – М. : Госэнергоиздат, 1960. – 328 с.

124. Артюх С. Ф. Автоматизированные системы управления энергогенерирующими установками электростанций. / С. Ф. Артюх, М. А. Дуэль, И. Г Шелепов. – Харьков: ООО «Знание LTD», 2000. – 448 с.

125. Бабаков Н. А. Теория автоматического управления : учебник для вузов в 2–х ч. / Н. А. Бабаков, А. А. Воронов, А. А. Воронова; под ред. А. А. Воронова. – М. : Высш. шк., 1986. – Ч. 1. – 367 с.

126. Александров Є.Є. Автоматичне керування рухомими об'єктами і технологічними процесами: підручник у 3 Т. / Є. Є. Александров, Е. П. Козлов,

Б. І. Кузнєцов // Х.: НТУ «ХП», 2002. Т.1: Теорія автоматичного керування / за заг. ред. Александрова Є. Є. – 490 с.

127. АЭС с ВВЭР: режимы, характеристики, эффективность./ Р. З. Аминов, В. А. Хрусталева, А. С. Духовенский, А. И. Осадчий // М. : Энергоатомиздат, 1990. – 264 с.

ДОДАТОК А

Початкові дані для розрахунку

Додаток А. Початкові дані для розрахунку.

Таблиця А1 – Початкові дані для розрахунку кінетики реактора

Назва величини		Значення
Усереднена густина потоку нейтронів, $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$		2.6721e+8
Час життя нейтронів, 10^{-3} с		10
Сумарна доля нейтронів для ^{235}U , що запізнюються, 10^{-3}		6.5
№	Частка нейтронів j -ї групи для ^{235}U , що запізнюються, 10^{-3}	Постійна розпаду попередників j -го ядра-попередника нейтронів для ^{235}U , що запізнюються, с^{-1}
1 група	0.052	0.0124
2 група	0.346	0.0305
3 група	0.31	0.1114
4 група	0.624	0.3014
5 група	0.182	1.1363
6 група	0.066	3.0137
Сумарна доля нейтронів для ^{239}Pu , що запізнюються, 10^{-3}		2.1
№	Частка нейтронів j -ї групи для ^{239}Pu , що запізнюються, 10^{-3}	Постійна розпаду попередників j -го ядра-попередника нейтронів для ^{239}Pu , що запізнюються, с^{-1}
1 група	0.021	0.0128
2 група	0.182	0.0301
3 група	0.129	0.1238
4 група	0.199	0.3254
5 група	0.052	1.1216
6 група	0.027	2.6971

Таблиця А2 – Початкові дані для розрахунку енерговиділення реактора

Назва величини	Значення
Об'єм ЕК АКЗ, см^3	32765
Мікроскопічний переріз поділу для ^{235}U , барн	583.5
Мікроскопічний переріз поділу для ^{239}Pu , барн	744
Енергія ділення одного ядра ^{235}U , МэВ	204.1
Енергія ділення одного ядра ^{239}Pu , МэВ	210.3

Таблиця А3 – Початкові дані для розрахунку передачі енергії паливу і теплоносію

Назва величини	Значення
Питома теплоємність палива, Дж/(кг·К)	376
Питома теплоємність теплоносія, Дж/(кг·К)	5912
Маса палива, кг	787

Маса теплоносія, кг	1574
Температура палива, °С	876
Температура теплоносія, °С	301
Температура теплоносія на вході, °С	287
Коефіцієнт теплопередачі від поверхні твелів до теплоносія, Вт/(м ² ·К)	389.37
Площа поверхні твелів, яка передає тепло, м ²	5136.456
Час проходження теплоносія, с	5

Таблиця А4 – Вихідні дані для розрахунку ефектів реактивності

Назва величини	Значення
Коефіцієнт температурного ефекту реактивності, 1 / °С	$-6.7 \cdot 10^{-5}$
Коефіцієнт потужностного ефекту реактивності, 1 / МВт	$-1.16 \cdot 10^{-6}$
Коефіцієнт реактивності борної кислоти, г / кг	-0.01581
Коефіцієнт реактивності від положення ОР СУЗ, 1 / см	0.00003

Таблиця А5 – Вихідні дані для розрахунку моделі запізнювання теплоносія в трубопроводах від реактора до ПГ і назад

Назва величини	Значення
Постійна часу трубопроводу від реактора до ПГ, с	1.3
Постійна часу трубопроводу після ПГ до реактора, с	3.3

Таблиця А6 – Вихідні дані для розрахунку моделі парогенератора

Назва величини	Значення
Маса живильної води в ПГ, кг	32 950
Витрата живильної води, кг/с	412
Витрата пару в номінальному режимі, кг/с	408
Густина живильної води на лінії насичення, кг/м ³	760,14
Густина пару на лінії насичення, кг/м ³	30,308
Обсяг пари в ПГ в номінальному режимі, м ³	39.6
Ентальпія живильної води на лінії насичення, кДж/кг	1208.45
Ентальпія пари на лінії насичення, кДж/кг	2784.3
Ентальпія живильної води, кДж/кг	944.7004
Маса пару в номінальному режимі, кг	3050
Тиск пари в ПГ в номінальному режимі, МПа	6.3
Витрата теплоносія ПК, кг/с	4464.28
Постійна часу труб, які гріють, с	3
Сумарна ефективна площа поверхонь нагріву в ПГ, м ²	6115
Коефіцієнт теплопередачі, Вт/м ² ·К	4.458

Таблиця А6 – Вихідні дані для розрахунку моделі турбогенератора

Назва величини	Значення
Маса пари у номінальному режимі, кг	3050 кг
Тиск пари в ПГ у номінальному режимі, МПа	6.3 МПа
Постійна часу, с	7.1 с
Коефіцієнт передачі	0.3731
Потужність генератора в номінальному режимі, МВт	1000

ДОДАТОК Б
Документи про впровадження

Додаток Б1. Документ про впровадження у НАЕП «Енергоатом»



МІНІСТЕРСТВО ЕНЕРГЕТИКИ ТА ВУГІЛЬНОЇ ПРОМИСЛОВОСТІ УКРАЇНИ

ЕНЕРГОАТОМ
 ENERGOATOM

**НАЦІОНАЛЬНА
 АТОМНА
 ЕНЕРГОГЕНЕРУЮЧА
 КОМПАНІЯ**
№ 5355/01 від 12.04 2014 р.

На № _____ від _____ 201__ р.

Україна, 01032, Київ, вул. Назарівська, 3
Тел.: +38(044) 201-09-88, факс: 277-78-83Розрахунковий рахунок 26009200019275
в АТ «Укресімбанк» м. Київ,
Код банку: 322313, код ЗКПО 24584661Ректору ОНПУ
проф. Оборському Г.О.

ДОВІДКА

*про впровадження в тематиці Державного підприємства
 Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом»
 результатів дисертаційної роботи Фоца Тимура Віталійовича
 «Моделі і методи автоматизованого управління зміною потужності
 енергоблоку ЯЕУ з ВВЕР-1000»,
 виконаної на здобуття наукового ступеню кандидата технічних наук
 за спеціальністю 05.13.07 – Автоматизація процесів керування*

049233

Державне підприємство Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом» використовує наступні результати дисертаційної роботи Фоца Тимура Віталійовича:

- розподілену у просторі математичну модель енергоблоку ЯЕУ з ВВЕР-1000 для керування всіма параметрами реактора;
- метод автоматизованого управління зміною потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000;
- вдосконаленні існуючі статичні програми регулювання потужністю ЯЕУ з ВВЕР-1000 за рахунок використання трьох контурів регулювання.

Генеральний інспектор,
 директор з безпеки НАЕК «Енергоатом»

Д.В. Білей

Вик.: Білей Д.В.
 201-09-70

Додаток Б2. Документ про впровадження результатів у ОНПУ

**ДОВІДКА**

про використання результатів дисертаційної роботи
Фоша Тимура Віталійовича,
представленої на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук за
спеціальністю 05.13.07 – «Автоматизація процесів керування»

Надана довідка затверджує, що дисертаційна робота Фоша Т.В. «Моделі і методи автоматизованого управління зміною потужності енергоблоку ЯЕУ з ВВЕР-1000» виконана відповідно до планів, затверджених Міністерством освіти і науки України, і є складовою частиною держбюджетних НДР: «Фізико-технічні методи управління властивостями ТВЗ для забезпечення балансу безпеки та ефективності» (№ ДР 0111U010454), «Теоретичні основи експлуатації ВВЕР-1000 з мінімальною ймовірністю накопичення пошкодження оболонок твелів» (№ ДР 0115U000407). У цих роботах аспірант брав участь як співвиконавець.

Довідка надана для подання до спеціалізованої вченої ради Д 41.052.01.

Проректор з наукової та
науково-педагогічної роботи

Д.В. Дмитришин

Вик. Максимов М.В.
тел. 705-83-71

Додаток Б3. Документ про впровадження у навчальний процес ОНПУ



ДОВІДКА

Надана Фошу Тимуру Віталійовичу в тому, що матеріали дисертаційного дослідження «Моделі і методи автоматизованого управління зміною потужності енергоблоку ЯЕУ з ВВЕР-1000» використовуються при підготовці бакалаврів та магістрів за напрямом «Автоматизоване управління технологічними процесами» в Інституті енергетики та комп'ютерно-інтегрованих систем управління (ІЕКСУ) на кафедрі Автоматизації теплоенергетичних процесів (АТП) в наступних курсах:

- «Автоматизовані системи керування»;
- «Моделювання теплоенергетичних систем з розподіленими параметрами»;
- «Математичне забезпечення АСУ ТП».

Довідка надана для подання до спеціалізованої вченої ради Д 41.052.01.

Проректор з науково-педагогічної та виховної роботи

С.А. Нестеренко

Вик. Максимов М.В.
тел. 705-83-71