

Міністерство освіти і науки України
ОДЕСЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ ПОЛІТЕХНІЧНИЙ УНІВЕРСИТЕТ

НІКОЛЬСЬКИЙ МАРК ВІТАЛІЙОВИЧ

УДК 621.039.548

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

Спеціальність 05.14.14 - теплові та ядерні енергоустановки

Автореферат дисертації
на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук

Одеса – 2015

Дисертацією є рукопис.

Робота виконана в Одеському національному політехнічному університеті Міністерства освіти і науки України.

Науковий керівник

доктор технічних наук, професор
Максимов Максим Віталійович,
Одеський національний політехнічний
університет, завідувач кафедри автоматизації
теплоенергетичних процесів.

Офіційні опоненти:

доктор технічних наук, доцент
Ромашов Юрій Володимирович,
Національний технічний університет «ХП»,
професор кафедри «Парогенераторобудування»

кандидат технічних наук,
Гальченко Віталій Володимирович,
ООО «Інститут безпеки АЕС» м. Київ,
начальник відділення.

Захист відбудеться «28» грудня 2015 р. о 12⁰⁰ на засіданні спеціалізованої вченої ради Д 41.052.04 в Одеському національному політехнічному університеті за адресою: 65044, м. Одеса, пр. Шевченка, 1, ауд. 22-ттл.

З дисертацією можна ознайомитись у бібліотеці Одеського національного політехнічного університету за адресою: 65044, м. Одеса, пр. Шевченка, 1.

Автореферат розіслано «26» листопада 2015 р.

Вчений секретар
спеціалізованої вченої ради

Г.А. Баласанян

ЗАГАЛЬНА ХАРАКТЕРИСТИКА РОБОТИ

Актуальність теми. Аналіз розвитку світової енергетики показує, що на сьогодні атомна енергетика знаходиться в стані очікування якісного стрибка у своєму розвитку. Реактори з водою під тиском типу PWR або ВВЕР третього покоління безпеки, що займають передові позиції у виробництві електричної енергії, вичерпали себе. Ренесанс, що намітився в світовій атомній енергетиці після аварії на Чорнобильській АЕС 26.04.86 р., повністю був знівельований аварією на АЕС Фукусіма-1 11.03.11 р. Це привело до глибокого консервативного перегляду критеріїв ядерної безпеки.

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

Чинні вимоги що до надійності елементів визначаються групою критеріїв з міцності, які задають обмеження по тангенціальному і еквівалентному напруженнях, надмірним зовнішнім тиском теплоносія, комбінованим пошкодженням. Це відбувається внаслідок тривалих статичних навантажень і циклічної втоми болонки, пластичної деформації оболонки в короткочасних режимах термомеханічного навантаження.

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

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

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

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

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

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

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

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

Досягнення мети здійснюється розв'язанням таких завдань:

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

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

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

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

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

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

Методи дослідження - енергетичний варіант теорії повзучості, моделювання пошкодження оболонки твела залежно від режимних параметрів ЯЕУ, розміщення і переміщення органу регулювання система управління захисту (ОР СУЗ); комп'ютерне моделювання дозволило розробити метод розрахунку пошкодження оболонки твела при ксенонових і термоциклічних коливаннях, які виникають; чисельні методи розв'язання системи диференціальних рівнянь матеріального і

енергетичного балансів при моделюванні програм статичного регулювання ЯЕУ; метод керування властивостями твелів при експлуатації ЯЕУ дозволив забезпечити максимум ефективності за неперевищення значень критеріїв пошкодження оболонок і глибини вигоряння ядерного палива і регламентного значення аксіального офсету; методи імітаційного моделювання в середовищі моделювання і методи теорії автоматичного управління для визначення динамічних характеристик ЯЕУ.

Наукова новизна одержаних результатів:

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

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

- вперше розроблено метод розрахунку ймовірності розгерметизації оболонок твелів на основі врахування чотирьох груп твелів за неоднорідністю енерговиділення в ТВЗ в залежності від лінійної потужності та вхідної температури теплоносія, які найбільш впливають на пошкодження оболонок, що дозволило обґрунтувати експлуатаційний режим ТВЗ, в якому величина деформаційного пошкодження оболонок грає обмежуючу роль при визначенні їх граничного стану в режимах нормальної експлуатації ВВЕР-1000;

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

Запропонований метод розрахунку ймовірності розгерметизації оболонок з впливом неоднорідності розподілу енерговиділення серед твелів і врахуванням невизначеності вхідних параметрів моделі розрахунку пошкодження оболонки дозволяє розраховувати ймовірність розгерметизації оболонок.

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

Особистий внесок здобувача. Наукові результати, викладені в дисертації, отримані автором самостійно. Автору належать основні ідеї відносно вдосконалення методів моделювання пошкодження оболонки паливного елемента, який враховує ксенонові і термоциклічні коливання, що виникають, для підвищення ефективності експлуатації ЯЕУ за рахунок неперевищення граничного стану. У роботах, опублікованих у співавторстві, здобувачеві належать: в [1, 3] модель ЯЕУ із зосередженими параметрами, яка складається з моделей парогенератора, турбогенератора і циркуляційного контура з метою стабілізації енерговиділення в багатопарову модель реактора введено систему рівнянь, яка описує виникнення ксенонових і термоциклічних коливань, викликаних зміною потужності ЯЕУ і переміщенням стрижнів органів регулювання; в [2,11,12] імітаційна динамічна модель ЯЕУ з системою рівнянь, яка описує виникнення ксенонових і термоциклічних коливань і дозволила провести оцінку аксіального офсету і визначити пошкодження оболонки твелів для поточного стану; в [3, 9] модель статичних програм регулювання й імітаційну модель ЯЕУ для стабілізації поточної потужності в перехідному процесі зміни вхідних параметрів представляються як функції від часу; в [5, 10] модель циклічного процесу зміни вхідних параметрів представлена як функція від часу і дала можливість провести імітаційне моделювання програм регулювання і визначити міру впливу на пошкодження оболонки і аксіальний офсет; в [4,6] метод розрахунку ймовірності розгерметизації оболонок твелів на основі врахування неоднорідності розподілу енерговиділення в ТВЗ і чинників, що визначають пошкодження оболонок; в [5,6] метод розрахунку ймовірності розгерметизації оболонок твелів, в якому величина деформаційного пошкодження оболонок відіграє роль обмеження при визначенні їх граничного стану в режимах нормальної експлуатації.

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

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

Структура та обсяг роботи. Дисертація складається зі вступу, чотирьох розділів, висновків, додатків і списку використаних джерел з xx найменувань. Загальний обсяг дисертації складає xxx сторінок (з них xxx - основного тексту), xx рисунків, xx таблиць.

ОСНОВНИЙ ЗМІСТ РОБОТИ

У вступі подано загальну характеристику роботи, що підкреслює її актуальність, відповідність державним науковим програмам, наукову новизну і практичне значення; визначено об'єкт і предмет дослідження та сформульовано мету і завдання дослідження.

У першому розділі «Стан проблеми експлуатації ЯЕУ з ВВЕР-1000 в циклічних і змінних режимах» проведено аналіз існуючих методів і критеріїв ядерної безпеки пошкодження оболонки паливного елемента при перехідних процесах і циклічних режимів експлуатації ЯЕУ.

Розглянуто переваги і недоліки ЯЕУ з ВВЕР-1000 як установки, спроможної нести циклічні навантаження і експлуатуватися в постійних перехідних режимах. Розглянуто обладнання і проведено аналіз відкритих літературних джерел про можливість експлуатації обладнання ядерної енергетичної установки в циклічному режимі.

Виявлено, що цілісність другого бар'єру безпеки (оболонки твелів) є важливим чинником безпечної експлуатації ЯЕУ. Аналіз аварій ТВЗ ВВЕР і РWR показав, що не зважаючи на дотримання критеріїв ядерної безпеки для ТВЗ при проектуванні, виготовленні й експлуатації, показник аварійності (кількість аварійних ТВЗ на 1000 вивантажених з установки) становить в середньому 17 ТВЗ для ВВЕР і 13,8 для РWR. При цьому для 80% відмов палива ВВЕР і для 20% відмов палива РWR не було знайдено пояснень.

Аналіз показав, що повільні ксенонові перехідні процеси, які характеризуються додатнім зворотним зв'язком, здійснюють перерозподіл енерговиділення в активній зоні. Такі процеси в теорії реакторів описали: А. Д. Галанін, В. О. Орлов, Л. Н. Усачов, С. М. Фейнберг, С. Б. Шихов, Р. А. Бать, Б. Девісон, С. Чандрасекара, Тобто Хопфа, К. Кейз, Дж. Ленер, Р. Вінг. Перерозподіл, що виникає, призводить до зменшення надійності паливних елементів в результаті термоциклічних навантажень, що посилюється додатково термоциклічними навантаженнями при переміщенні стрижнів ОР СУЗ у протилежних напрямках для підтримки регламентного аксіального офсету. Питання міцності і пластичності матеріалів в полях іонізуючих випромінювань при циклічних навантаженнях розглядали: Ю. І. Лихачов, Г. С. Писаренко, В. Н. Киселевський, А. Н. Підгорний, В. В. Бортовий, В. В. Кривенюк, В. С. Баліна, Дж. Коллінз, А. Г. Костюк, Н. Н. Малінін, Л. М. Качанов, Ю. Н. Работнов, А. М. Локощенко, Л. Р. Ботвіна, М. Сузукі, О. В. Соснін.

У доступних джерелах відсутні дані з локалізації областей розгерметизації оболонок в залежності від умов експлуатації ТВЗ. При аналізі моделей зміни еквівалентної деформації оболонки виявлено, що в експериментальних умовах автори вдаються до збільшення інтенсивності радіаційного впливу і частоти навантаження, що змінює механізм і умови руйнування оболонки. При аналізі методів моделювання термоциклічних коливань, викликаних зміною потужності ядерної енергетичної установки та її подальшою стабілізацією за рахунок переміщення стрижнів органів регулювання. Проведений аналіз літературних даних виявив відсутність імітаційної моделі, яка б дозволила провести одночасну оцінку зміни аксіального офсету і структурного пошкодження оболонки твел.

У другому розділі «Імітаційна модель перехідних процесів ядерної енергетичної установки з ВВЕР-1000» розроблено імітаційну модель ЯЕУ із зосередженими параметрами Block, що складається з моделей парогенератора steam_generator, турбогенератора turbo_generator і циркуляційного контура outline, а також з багат шарової моделі кінетики реактора reactor на базі рівнянь, які описують ксенонові та термоциклічні коливання, які виникають, для оцінки аксіального офсету і пошкодження оболонки твела.

Для поточного стану установки імітаційна модель ЯЕУ Block розраховує вихідні параметри аксіального офсету (АО) і пошкодження оболонки ω . Вхідними параметрами моделі є глибина занурення стрижнів ОР СУЗ $h_{\text{СУЗ}}$, %, поточна концентрація борної кислоти в теплоносії $C_{\text{БОР}}$, г/кг, і електрична потужність ЯЕУ N_E , МВт.

$\text{Block}(\text{reactor}; \text{steam_generator}; \text{turbo_generator}; \text{outline}; h_{\text{СУЗ}}; C_{\text{БОР}}; N_E) = (\text{АО}; \omega)$ Розглянемо моделі, які також є вхідними параметрами імітаційної моделі Block.

Моделі turbo_generator ($P(\tau), N_E = (G_{\text{П}}(\tau), N_T(\tau))$) розраховує швидкі процеси, що протікають в турбогенераторі. Вхідними параметрами моделі є: $P(\tau)$ – тиск насиченої пари на вході в парову турбіну, МПа. Вихідними параметрами є $G_{\text{П}}(\tau)$ – витрата пари, кг/с і $N_T(\tau)$ – теплова потужність турбіни, МВт. Вихідні параметри визначаються за виразами:

$$G_{\text{П}}(\tau) = \frac{G_{\text{П0}}}{P_0} \cdot P(\tau) \quad \text{і} \quad N_T(\tau) = \frac{N_{\text{Г0}}}{G_{\text{П0}}} \cdot G_{\text{П}}(\tau),$$

де $G_{\text{П0}}$ – витрата пари в номінальному режимі; P_0 – тиск пари в ПГ в номінальному режимі; $N_{\text{Г0}}$ – потужність генератора в номінальному режимі.

Моделі steam_generator ($t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau); G_{\text{П}}(\tau) = (t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau); P(\tau))$) розраховує теплові процеси при передачі енергії від першого контура до живильної води, при генерації гострої пари. Вхідними параметрами моделі є $t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau)$ – температура теплоносія першого контура на вході парогенератора, °С та $G_{\text{П}}(\tau)$ – витрата гострої пари, кг/с. Вихідними параметрами є $P(\tau)$ – тиск насиченої пари, МПа і $t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau)$ – температура теплоносія першого контура на виході парогенератора, °С. Вихідні параметри визначаються за рівнянням, що зв'язує зміну кількості теплоти, передану з контура теплоносія в живильній воді при зміні середньої температури теплоносія і температури живильної води на лінії насичення $t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau) = 2t^{\text{сеп}}(\tau) - t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau)$ і $Q_{\text{ВН}}(\tau) = k \cdot F_e \cdot (t^{\text{сеп}}(\tau) - \frac{dt_s(\tau)}{dP} \cdot P(\tau))$, де F_e – сумарна ефективна площа поверхонь нагріву в парогенераторі, м²; k – коефіцієнт теплопередачі, Вт/(м²·К); $t^{\text{сеп}}(\tau)$ – середня температура теплоносія першого контура, °С; $t_s(\tau)$ – температура пари на лінії насичення, °С.

Рівняння, яке зв'язує зміну витрати пари і живильної води, еквівалентної температури при зміні тиску генерованої пари:

$$B_0 \cdot \frac{\rho' \cdot \rho''}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{1}{A} \cdot \frac{dP}{dt} + P(\tau) = -K_1 \cdot G_{\text{П}}(\tau) + K_2 \cdot t_{23}(\tau) - K_3 \cdot G_{\text{ПВ}}(\tau), \quad \text{де} \quad \text{постійні} \quad B_0,$$

K_1, K_2, K_3, A визначаються з виразів:

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

$$K_1 = \frac{\rho'}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{1}{A}; K_2 = \frac{1}{r} \cdot \frac{G_{\text{TH}} \cdot C_{pB}}{A}; K_3 = \left(\frac{i' - i_{\text{ПВ}}}{r} - \frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \right) \cdot \frac{1}{A}; A = \frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{G_{\text{П0}}}{P_0} + \frac{1}{r} \cdot G_{\text{TH}} \cdot C_{\text{TH}} \cdot \frac{dt_s}{dP},$$

де P_0 – тиск пари в ПГ в номінальному режимі, $M_{\text{Па}}$, G_{TH} – витрата теплоносія 1-го контура, кг/с ; $i_{\text{ПВ}}$ – ентальпія живильної води, кДж/кг ; ρ' – густина живильної води на лінії насичення; ρ'' – густина пари на лінії насичення; $M_{\text{ПВ}}$, M_{Π} – маси живильної води і пари в ПГ.

Модель $\text{outline}(t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau); t_{\text{р}}^{\text{ВХ}}(\tau)) = (t_{\text{р}}^{\text{ВХ}}(\tau); t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau))$ визначає запізнювання теплоносія в циркуляційному контурі при його русі по холодній петлі з парогенератора в реактор і по гарячій з реактора в парогенератор. Вхідними параметрами моделі є температури теплоносія на виході з парогенератора $t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau)$ і на виході з реактора $t_{\text{р}}^{\text{ВХ}}(\tau)$. Вихідними параметрами моделі є температури теплоносія на вході в реактор $t_{\text{р}}^{\text{ВХ}}(\tau)$ і на вході в парогенератор $t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau)$. Зважаючи на задану швидкість теплоносія першого контура, модель враховує запізнювання в теплопередачі між реактором і парогенератором. Вихідні параметри визначаються за виразом:

$$T_{\text{TR1}} \frac{dt_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}}{d\tau} + t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau) = t_{\text{р}}^{\text{ВХ}}(\tau) \text{ и } T_{\text{TR2}} \frac{dt_{\text{р}}^{\text{ВХ}}}{d\tau} + t_{\text{р}}^{\text{ВХ}}(\tau) = t_{\text{ПГ}}^{\text{ВХ}}(\tau),$$

де T_{TR1} и T_{TR2} – постійні часу запізнювання, залежні від швидкості теплоносія першого контура і довжини циркуляційного контура від реактора до парогенератора в обидва боки.

Багатошарова модель $\text{reactor}(C_{\text{БОР}}; t_{\text{р}}^{\text{ВХ}}; h_{\text{СУЗ}}; \text{layer}) = (\text{АО}; Q; t_{\text{р}}^{\text{ВХ}})$ визначає поточні загальні нейтронно-фізичні, теплогідравлічні і термомеханічні параметри з пошарових по висоті активної зони (модель layer). Вхідними параметрами моделі є $t_{\text{р}}^{\text{ВХ}}$ температура теплоносія першого контура на вході в реактор, $C_{\text{БОР}}$ концентрація борної кислоти і $h_{\text{СУЗ}}$ глибина занурення стрижнів ОР СУЗ. Вихідні параметри:

теплова потужність реактора $Q = \sum_{i=1}^{20} Q_i(\tau)$; температура теплоносія на виході з реактора $t_{\text{р}}^{\text{ВХ}} = t_{20}^{\text{ВХ}}$; поточне значення аксіального офсету

$$\text{АО} = \left(\sum_{i=11}^{20} Q_i(\tau) - \sum_{i=1}^{10} Q_i(\tau) \right) / \left(\sum_{i=11}^{20} Q_i(\tau) + \sum_{i=1}^{10} Q_i(\tau) \right),$$

де Q_i – питома енерговиділення в паливі в i -ій зоні активної зони.

Модель $\text{layer}(C_{\text{БОР}}; t_i^{\text{ВХ}}; h_{\text{СУЗ}}) = (Q_i; t_i^{\text{ВХ}}; t_i^{\text{ПАЛИВА}}; \omega)$ дозволяє визначити поточні нейтронно-фізичні, теплогідравлічні і термомеханічні параметри на i -ій ділянці активної зони. Вхідними параметрами моделі є температура теплоносія на вході в i -у ділянку $t_i^{\text{ВХ}}$ активної зони, $C_{\text{БОР}}$, $h_{\text{СУЗ}}$. Вихідні параметри визначаються за виразами.

$$Q_i(\tau) = ((\varepsilon_n^{\text{M}} + \varepsilon_p^{\text{M}}) + (\varepsilon_n^{\text{П}} + \varepsilon_p^{\text{П}}) \cdot q_{\text{П}}(\tau)) \cdot n_i(\tau) \cdot v \cdot V_i \cdot \Sigma_f^5 \cdot E_i^5,$$

де, ε_n^{M} – частки миттєвого тепловиділення локального, та розсіяного ε_p^{M} враховують поділ плутонія через гомогенізовані макроскопічні характеристики палива; частки поступового локального $\varepsilon_n^{\text{П}}$ та розсіяного $\varepsilon_p^{\text{П}}$ тепловиділення; v – швидкість нейтронів щодо ядер, см/с ; V_i – обсяг палива в активній зоні, см^3 ; Σ_f^5 –

макроскопічний переріз поділу палива, см^{-1} ; E_f^5 – енергія ділення ядра, яка перетворюється в теплову енергію Дж; $q_{\Pi}(\tau)$ – відносна потужність поступового тепловиділення.

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

$$dn_i/d\tau = ((\rho(\tau) - \beta_{ef}) \cdot n_i(\tau)) / l + \sum_{j=1}^6 \lambda_j \cdot C_j(\tau); \quad dC_j/d\tau = (\beta_j \cdot n_i(\tau)) / l - \lambda_j \cdot C_j(\tau),$$

де $\rho(\tau)$ – реактивність, в відн. од.; β_{ef} – сумарна частка запізнених нейтронів, в відн. од.; β_j – частка нейтронів, що запізнюються j -ї групи, в відн. од.; l – середній час життя покоління миттєвих нейтронів, с; λ_j – постійна радіоактивного розпаду попередників j -ї групи, с^{-1} ; j – номер групи запізнених нейтронів, $j=1 \dots 6$; $C_j(\tau)$ – ефективна концентрація ядер-попередників запізнених нейтронів j -ї групи, см^{-3} .

$$\rho(\tau) = a_i \cdot (h_{\text{СУЗ}} - h_0) + \int_0^{C_{\text{БОР}}} \alpha_{\text{БОР}} dC_{\text{БОР}} + \int_0^N \alpha_N dN - \frac{\sigma_a^{\text{Xe}} \cdot \theta}{\sigma_a^5 \cdot N_5} \cdot N_{\text{Xe}_i}(\tau) + \int_{20}^t \alpha_t dt,$$

де h_0 – початок i -ої зони від низу активної зони; a_i – коефіцієнт нахилу характеристики, $1/\text{см}$; σ_a^{Xe} – мікроскопічний переріз взаємодії поглинання теплових нейтронів атомами ^{135}Xe , см^2 ; σ_a^5 – мікроскопічний переріз взаємодії поглинання теплових нейтронів атомами ^{235}U , см^2 ; N_5 – концентрація атомів ^{235}U , см^{-3} ; $N_{\text{Xe}_i}(\tau)$ – концентрація атомів ^{135}Xe , см^{-3} ; θ – коефіцієнт використання теплових нейтронів в неотруєнному реакторі; $\alpha_{\text{БОР}}$ – коефіцієнт реактивності борної кислоти.

$$\text{Пошкодження оболонки } \omega(\tau) = \left(\int_0^{\tau} \sigma_e \cdot \dot{p}_e \cdot d\tau \right) / A_0,$$

A_0 – питома енергія розсіювання в момент часу τ і при руйнуванні оболонки ($\text{Дж}/\text{м}^3$), відповідно; $\sigma_e(\tau)$, $\dot{p}_e(\tau)$ – еквівалентне напруження (Па) і швидкість еквівалентної деформації повзучості (с^{-1}).

Температури теплоносія і палива на виході з i -ї ділянки активної зони відповідно $t_i^{\text{вих}}$, $t_i^{\text{палива}}$ визначаються за такими виразами:

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

де Cp_B – питома теплоємність теплоносія, $\text{Дж}/(\text{кг} \cdot \text{К})$; m_B – маса теплоносія в активній зоні реактора, кг; $t_i^{\text{вих}}(\tau)$ – температура теплоносія на виході з i -ї зони, $^{\circ}\text{C}$; $t_i^{\text{вх}}(\tau)$ – температура теплоносія на вході в i -у зону, $^{\circ}\text{C}$; τ_0 – час проходження теплоносія через активну зону реактора, с.

$$Q_i(\tau) = Cp_T \cdot m_{\text{палива}} \frac{dt_i^{\text{палива}}}{d\tau} + \alpha \cdot F \cdot (t_i^{\text{палива}}(\tau) - t_i^{\text{сер}}(\tau)),$$

де Cp_T – питома теплоємність палива, $\text{Дж}/(\text{кг} \cdot \text{К})$; $m_{\text{палива}}$ – маса палива, кг; α – коефіцієнт теплопередачі від поверхні твєлів до теплоносія, $\text{Вт}/(\text{м}^2 \cdot \text{К})$; F – площа теплопередавальної поверхні твєлів, м^2 ; $t_i^{\text{палива}}(\tau)$ – температура палива i -ї зони, $^{\circ}\text{C}$; $t_i^{\text{сер}}(\tau)$ – середня температура теплоносія i -ї зони, $^{\circ}\text{C}$.

Адекватність розробленої імітаційної математичної моделі перевірялася шляхом зіставлення з даними промислового експерименту, які отримані на третьому енергоблоці Південно – українська атомна енергетична станція (ПУАЕС), з метою визначення динамічних характеристик основних технологічних параметрів при стрибкоподібних збуреннях (Павлиш, 1985.). Крім того результати зіставлялися з результатами імітаційних експериментів (Цисельська 2013 р., Баскаков 2010 р.). Результати зіставлення експериментальних даних наведені в табл.1.

У першому експерименті, впродовж 120 с, отримані результати моделювання при рівномірному переміщенні робочої групи ОР СУЗ зі штатного положення 90 % до 80 %. В другому експерименті впродовж 120 с отримані результати моделювання при рівномірному відкритті регулюючого клапана, головного паропровода від положення 94 % до номінального значення - в табл.1.

Найбільша відносна похибка моделювання щодо результатів, які отримані експериментальним шляхом, становить $\delta_{\max}^v = 0,0153$, відносно аналітичної моделі - $\delta_{\max}^v = 0,005$.

Результатом дослідження другого розділу можна вважати подальший розвиток імітаційної моделі ЯЕУ із зосередженими параметрами для багатошарової моделі реактора. Модель представлена математичними моделями парогенератора, турбогенератора і циркуляційного контура та відрізняється тим, що з метою розрахунку умов стабілізації енерговиділення в багатошарову модель реактора введені рівняння, які описують виникнення ксенонових і термоциклічних коливань, викликаних зміною потужності ЯЕУ і переміщенням стрижнів органів регулювання. Спільне розв'язання рівнянь дозволило провести оцінку аксіального офсету і пошкодження оболонки твелів для визначення поточного стану установки.

Таблиця 1 - Результати моделювання. (індекси 1 – дані Павлиш; 2 – Баскаков, Цисельська; 3 – запропонована модель)

| № экс. | Перший експеримент | | | | | Другий експеримент | | | | |
|-------------------------|--------------------|-------|-------|-------|-------|--------------------|-------|-------|-------|-------|
| | 0 | 30 | 60 | 90 | 120 | 0 | 30 | 60 | 90 | 120 |
| Q_1 (%) | 98,00 | 94,60 | 95,35 | 95,43 | 95,43 | 94,60 | 95,60 | 96,00 | 96,00 | 96,00 |
| Q_2 (%) | 98,00 | 94,50 | 95,25 | 95,33 | 95,33 | 94,60 | 95,44 | 95,84 | 95,84 | 95,84 |
| Q_3 (%) | 98,29 | 94,50 | 95,54 | 95,62 | 95,62 | 94,69 | 95,79 | 96,14 | 96,14 | 96,14 |
| $t_1^{\text{ВНХ}}$ (°C) | 316,7 | 315,2 | 314,5 | 314,5 | 314,5 | 319,4 | 319,0 | 318,2 | 318,0 | 318,0 |
| $t_2^{\text{ВНХ}}$ (°C) | 316,7 | 314,7 | 314,1 | 314,1 | 314,1 | 319,4 | 318,6 | 317,8 | 317,6 | 317,6 |
| $t_3^{\text{ВНХ}}$ (°C) | 316,8 | 315,5 | 314,7 | 314,6 | 314,6 | 319,6 | 319,3 | 318,5 | 318,3 | 318,3 |
| $t_1^{\text{ВХ}}$ (°C) | 286,0 | 285,5 | 284,9 | 284,8 | 284,8 | 290,5 | 289,7 | 288,5 | 288,1 | 288,0 |
| $t_2^{\text{ВХ}}$ (°C) | 286,0 | 285,2 | 284,6 | 284,5 | 284,5 | 290,5 | 289,4 | 288,2 | 287,8 | 287,7 |
| $t_3^{\text{ВХ}}$ (°C) | 286,1 | 285,6 | 285,0 | 284,8 | 284,8 | 290,6 | 289,8 | 288,7 | 288,3 | 288,2 |
| $t_1^{\text{сеп}}$ (°C) | 301,5 | 300,5 | 299,9 | 299,8 | 299,8 | 304,9 | 304,6 | 303,5 | 303,0 | 303,0 |
| $t_2^{\text{сеп}}$ (°C) | 301,5 | 300,2 | 299,5 | 299,4 | 299,4 | 304,9 | 304,3 | 303,1 | 302,6 | 302,6 |
| $t_3^{\text{сеп}}$ (°C) | 301,7 | 300,8 | 300,1 | 300,0 | 300,0 | 305,1 | 304,7 | 303,7 | 303,2 | 303,1 |
| P_1 (МПа) | 5,90 | 5,86 | 5,79 | 5,77 | 5,77 | 6,40 | 6,21 | 6,11 | 6,10 | 6,10 |

| | | | | | | | | | | |
|-----------------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| P_2 (МПа) | 5,90 | 5,85 | 5,78 | 5,76 | 5,76 | 6,40 | 6,20 | 6,10 | 6,10 | 6,10 |
| P_3 (МПа) | 5,91 | 5,86 | 5,80 | 5,77 | 5,77 | 6,41 | 6,22 | 6,12 | 6,12 | 6,12 |
| $G_{П1}$ (кг/с) | 405,0 | 403,4 | 399,5 | 396,0 | 396,0 | 384,0 | 411,0 | 400,0 | 400,0 | 400,0 |
| $G_{П2}$ (кг/с) | 405,0 | 403,6 | 399,8 | 396,1 | 396,1 | 384,0 | 423,0 | 405,0 | 405,0 | 405,0 |
| $G_{П3}$ (кг/с) | 405,2 | 403,9 | 400,2 | 396,3 | 396,2 | 385,9 | 426,8 | 415,9 | 415,9 | 415,9 |
| N_{E1} (%) | 96,00 | 95,30 | 94,17 | 94,00 | 94,00 | 89,00 | 95,50 | 94,08 | 94,00 | 94,00 |
| N_{E2} (%) | 96,00 | 95,20 | 94,07 | 93,90 | 93,90 | 89,00 | 95,70 | 94,28 | 94,20 | 94,20 |
| N_{E3} (%) | 96,09 | 95,42 | 94,33 | 94,11 | 94,11 | 89,44 | 95,50 | 94,56 | 94,48 | 94,48 |

У третьому розділі «Моделювання статичних програм регулювання при циклічному навантаженні ЯЕУ з ВВЕР-1000» проведено дослідження властивостей ЯЕУ з ВВЕР-1000 на основі запропонованого критерію ефективності в циклічних режимах і перехідних процесах для різних статичних програм регулювання, яким притаманні внутрішні збурення і вплив на аксіальний офсет і пошкодження оболонки твелів.

Модель статичної програми регулювання складається з імітаційної моделі *Block* і рівнянь, що описують зміну в часі вхідних або додаткових параметрів, характерних для кожної статичної програми. Вихідними параметрами є пошкодження оболонки ω і значення аксіального офсету AO .

Для поточного стану ЯЕУ з програмою регулювання $t^{cep} = const$ модель програми регулювання запишеться як $Prog_reg_T_middle(Block, N_E = N_E(\tau), h_{CV3} = h_{CV3}(\tau; t_p^{bx})) = (AO, \omega)$. Вхідними параметрами моделі є імітаційна модель *Block* і рівняння зміни електричної потужності, яка залежить від часу при циклічному навантаженні $N_E = N_E(\tau)$ і глибина занурення органів регулювання системи управління захисту (ОР СУЗ), яка залежить від часу і температури теплоносія на вході в реактор $h_{CV3} = h_{CV3}(\tau; t_p^{bx})$.

Для поточного стану ЯЕУ з програмою регулювання $p_{П} = const$ модель програми регулювання запишеться, як $Prog_reg_P_second(Block, N_E = N_E(\tau), h_{CV3} = h_{CV3}(\tau; P)) = (AO, \omega)$. Вхідними параметрами моделі є імітаційна модель *Block* і рівняння зміни електричної потужності, яка залежить від часу при циклічному навантаженні $N_E = N_E(\tau)$ і глибини занурення стрижнів ОР СУЗ, яка залежить від часу і тиску пари перед головним паровим клапаном $h_{CV3} = h_{CV3}(\tau; P)$.

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

У табл. 2 подані результати моделювання лінійної потужності ЯЕУ, яка знаходиться на 100 % і 80 % потужності, для двадцяти аксіальних сегментів ТВЗ з першого по четвертий рік випалювання. Розрахунки лінійної потужності не

показали відмінності для розглянутих програм регулювання. У всіх таблицях, наведених далі, нумерація аксіальних сегментів здійснювалася знизу активної зони.

Максимальне середнє значення лінійної потужності для ТВЗ першого року випалювання відповідає 240 Вт/см, другого 250 Вт/см, третього 170 Вт/см, четвертого 120 Вт/см.

Лінійна потужність ЯЕУ знаходиться на 100 % і 80 % потужності для розглянутих програм регулювання.

Моделювання здійснювалося для чотирирічної кампанії палива, при стандартних перестановках ядерного палива в активній зоні і усереднених значеннях енерговиділення кожної ТВЗ. Приймалося, що групи ТВЗ одного року вигорання мають однакову лінійну потужність і перестановка ТВЗ між кампаніями відповідає стандартній компоновці за умови завантаження 41 свіжої ТВЗ. У табл. 3. подані результати моделювання АО розглянутих програм регулювання.

Таблиця 2 - Результати моделювання лінійної потужності ЯЕУ

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

Таблиця 3 - Значення АО протягом одного добового циклу, %

| Години | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 |
|-------------------------|-------|----|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|----|-------|
| $t^{cp} = \text{const}$ | -3,41 | -6 | -3,82 | -3,49 | -3,54 | -3,63 | -3,95 | -4,74 | -5,99 | -5 | -3,38 |

| | | | | | | | | | | | |
|-------------------------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| $p_{II} = \text{const}$ | -3,41 | -4,9 | -3,61 | -3,52 | -3,56 | -3,58 | -3,65 | -3,81 | -4,74 | -3,8 | -3,4 |
| $t^{BX} = \text{const}$ | -3,41 | -3,41 | -3,41 | -3,41 | -3,41 | -3,41 | -3,41 | -3,41 | -3,41 | -3,41 | -3,41 |

У табл. 4 подані результати моделювання пошкодження оболонок твелів по двадцяти аксіальних сегментах для розглянутих програм регулювання на 350, 700, 1050 і 1400 добу експлуатації активної зони.

Таблиця 4 - Пошкодження оболонок твелів для розглянутих програм регулювання

| i | $t^{BX} = \text{const}$ | | | | $p_{II} = \text{const}$ | | | | $t^{CP} = \text{const}$ | | | |
|-----|-------------------------|----------------|-----------------|-----------------|-------------------------|----------------|-----------------|-----------------|-------------------------|----------------|-----------------|-----------------|
| | ω_{350} | ω_{700} | ω_{1050} | ω_{1400} | ω_{350} | ω_{700} | ω_{1050} | ω_{1400} | ω_{350} | ω_{700} | ω_{1050} | ω_{1400} |
| 1 | 0,000 | 0,040 | 0,101 | 0,190 | 0,020 | 0,045 | 0,081 | 0,190 | 0,044 | 0,055 | 0,066 | 0,209 |
| 2 | 0,004 | 0,045 | 0,189 | 0,312 | 0,017 | 0,053 | 0,186 | 0,321 | 0,033 | 0,066 | 0,207 | 0,363 |
| 3 | 0,007 | 0,062 | 0,259 | 0,407 | 0,015 | 0,071 | 0,266 | 0,424 | 0,026 | 0,088 | 0,310 | 0,484 |
| 4 | 0,011 | 0,089 | 0,311 | 0,477 | 0,015 | 0,099 | 0,326 | 0,499 | 0,021 | 0,120 | 0,380 | 0,572 |
| 5 | 0,015 | 0,127 | 0,349 | 0,522 | 0,016 | 0,137 | 0,369 | 0,546 | 0,019 | 0,163 | 0,425 | 0,627 |
| 6 | 0,018 | 0,176 | 0,377 | 0,540 | 0,019 | 0,186 | 0,398 | 0,565 | 0,021 | 0,216 | 0,453 | 0,649 |
| 7 | 0,022 | 0,214 | 0,395 | 0,549 | 0,022 | 0,219 | 0,417 | 0,570 | 0,025 | 0,250 | 0,470 | 0,657 |
| 8 | 0,022 | 0,233 | 0,409 | 0,563 | 0,027 | 0,235 | 0,429 | 0,579 | 0,032 | 0,266 | 0,484 | 0,669 |
| 9 | 0,029 | 0,250 | 0,419 | 0,578 | 0,034 | 0,251 | 0,437 | 0,591 | 0,042 | 0,283 | 0,501 | 0,679 |
| 10 | 0,039 | 0,264 | 0,429 | 0,592 | 0,048 | 0,265 | 0,445 | 0,604 | 0,056 | 0,301 | 0,514 | 0,690 |
| 11 | 0,054 | 0,275 | 0,441 | 0,606 | 0,061 | 0,277 | 0,457 | 0,616 | 0,068 | 0,318 | 0,522 | 0,699 |
| 12 | 0,073 | 0,285 | 0,446 | 0,617 | 0,073 | 0,287 | 0,464 | 0,628 | 0,078 | 0,332 | 0,529 | 0,708 |
| 13 | 0,086 | 0,294 | 0,448 | 0,625 | 0,082 | 0,294 | 0,466 | 0,635 | 0,088 | 0,341 | 0,534 | 0,716 |
| 14 | 0,094 | 0,302 | 0,452 | 0,628 | 0,090 | 0,303 | 0,471 | 0,639 | 0,095 | 0,343 | 0,538 | 0,723 |
| 15 | 0,096 | 0,304 | 0,453 | 0,627 | 0,096 | 0,312 | 0,477 | 0,636 | 0,101 | 0,349 | 0,540 | 0,730 |
| 16 | 0,091 | 0,303 | 0,449 | 0,619 | 0,097 | 0,312 | 0,477 | 0,626 | 0,110 | 0,348 | 0,540 | 0,731 |
| 17 | 0,080 | 0,287 | 0,435 | 0,604 | 0,091 | 0,302 | 0,466 | 0,607 | 0,112 | 0,344 | 0,540 | 0,713 |
| 18 | 0,062 | 0,256 | 0,408 | 0,582 | 0,077 | 0,270 | 0,439 | 0,578 | 0,100 | 0,312 | 0,496 | 0,676 |
| 19 | 0,038 | 0,211 | 0,366 | 0,549 | 0,054 | 0,219 | 0,390 | 0,537 | 0,077 | 0,250 | 0,430 | 0,622 |
| 20 | 0,008 | 0,150 | 0,303 | 0,507 | 0,022 | 0,150 | 0,315 | 0,483 | 0,044 | 0,165 | 0,341 | 0,550 |

Поточна ефективність кожної програми регулювання визначалася за виразом:

$$Eff = \sqrt{(1 - \omega_i^{\max} / \omega_{\text{lim}})^2 + (1 - (AO_i^{\max} - AO_{\text{rec}}) / AO_{\text{rec}})^2} / \sqrt{2}.$$

У табл. 5 наведені показники ефективності для розглянутих програм регулювання.

Таблиця 5 - Показники ефективності програм регулювання протягом чотирирічної кампанії

| Програма регулювання | Eff_{350} | Eff_{700} | Eff_{1050} | Eff_{1400} |
|-------------------------|-------------|-------------|--------------|--------------|
| $t^{CP} = \text{const}$ | 0,622 | 0,442 | 0,297 | 0,151 |
| $p_{II} = \text{const}$ | 0,684 | 0,537 | 0,431 | 0,341 |

| | | | | |
|-------------------------|-------|-------|-------|-------|
| $t^{BX} = \text{const}$ | 0,880 | 0,774 | 0,710 | 0,652 |
|-------------------------|-------|-------|-------|-------|

Таким чином, рішенням третього завдання дисертаційного дослідження є подальше вдосконалення моделі статичних програм регулювання на базі спільного розв'язання рівнянь параметрів і імітаційної моделі ЯЕУ. Модель відрізняється тим, що для розрахунку умов стабілізації поточної потужності в перехідному процесі зміни вхідних параметрів представляються як функції від часу і технологічного параметра, що дозволило провести імітаційне моделювання різних програм регулювання та визначити міру впливу цих змін на пошкодження оболонки і аксіальний офсет.

У четвертому розділі Теоретичні основи контролю ймовірності розгерметизації оболонок твелів в режимі змінного навантаження ВВЕР -1000 розроблено метод розрахунку ймовірності розгерметизації оболонок твелів в нормальних умовах експлуатації ВВЕР-1000 на основі врахування неоднорідності розподілу енерговиділення в ТВЗ і чинників, що визначають пошкодження.

567

Неоднорідність розподілу енерговиділення по твелах ТВЗ-А враховується шляхом виділення чотирьох груп твелів, кожна з яких характеризується усередненими по групі коефіцієнтами відносного енерговиділення (i, j) - чарунки $k_{v,i,j}$. Розрахунок $k_{v,i,j}$ проводився за допомогою тривимірного двогрупового дифузійного нодального програмного засобу ANC-H. Розбиття твелів на групи виконувалося за величиною $k_{v,i,j}$ в максимально енергонапруженому аксіальному сегменті твела за умовами: Гр. I: $k_{v,4-5,j} \in [0,4...1]$; Гр. II: $k_{v,4-5,j} \in [1...1,2]$; Гр. III: $k_{v,4-5,j} \in [1,2...1,4]$; Гр. IV: $k_{v,4-5,j} \in [1,4...1,7]$. Знайдені величини $k_{v,6,j}$ у всіх АС для твелів I... IV груп всіх чарунок сектора симетрії, при рівнях потужності $N=100$ і 80% . Усереднене для семи ТВЗ при $N = 100$ і 80% відношення $k_{v,6,j}(\text{ANC-H})/k_{v,6,j}(\text{IP}) \approx 1,07$, що свідчить про прийнятну величину систематичної похибки використаного методу розбиття твелів на чотири умовно виділені групи. Зважаючи на неоднорідність розподілу кількості твелів I ... IV груп по чарунках активної зони, введено поняття наведених груп твелів I*... IV* на основі умов:

1) Кількість твелів наведених груп I* ... IV* для чарунок активної зони кожної перестановки ТВЗ незмінне.

2) Коефіцієнти $k_{v,i,j}^{I*}...k_{v,i,j}^{IV*}$ для твелів I * ... IV * груп розраховуються виходячи з частки кожної групи I ... IV в даній чарунці активної зони, яка визначається з умови: вакансії в кожній з груп I*... IV* заповнюються твелами на основі консервативного принципу, сенс якого полягає в тому, що для кожної чарунки вакансії в кожній наведеній групі в першу чергу заповнюються твелами з умовно виділеної групи I ... IV з більш високим номером (з більшою енергонапруженістю). Як приклад, було розглянуто 14 перестановок ТВЗ двох алгоритмів: № 2 і № 6. Для перестановки 5-

30-10-43 алгоритму № 2 розподіл твелів з умовно виділеними групами наведено в табл. 4.1.

Таблиця 4.1- Розподіл твелів по групах для перестановки 5-30-10-43 алгоритму № 2

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

На підставі розподілу твелів з умовно виділеними групами записано розподіл твелів по групах I* ... IV* в ТВЗ, які розміщені послідовно в чарунках 5, 30, 10 і 43 протягом 1, 2, 3 і 4 років кампанії, відповідно (рис. 4.1).

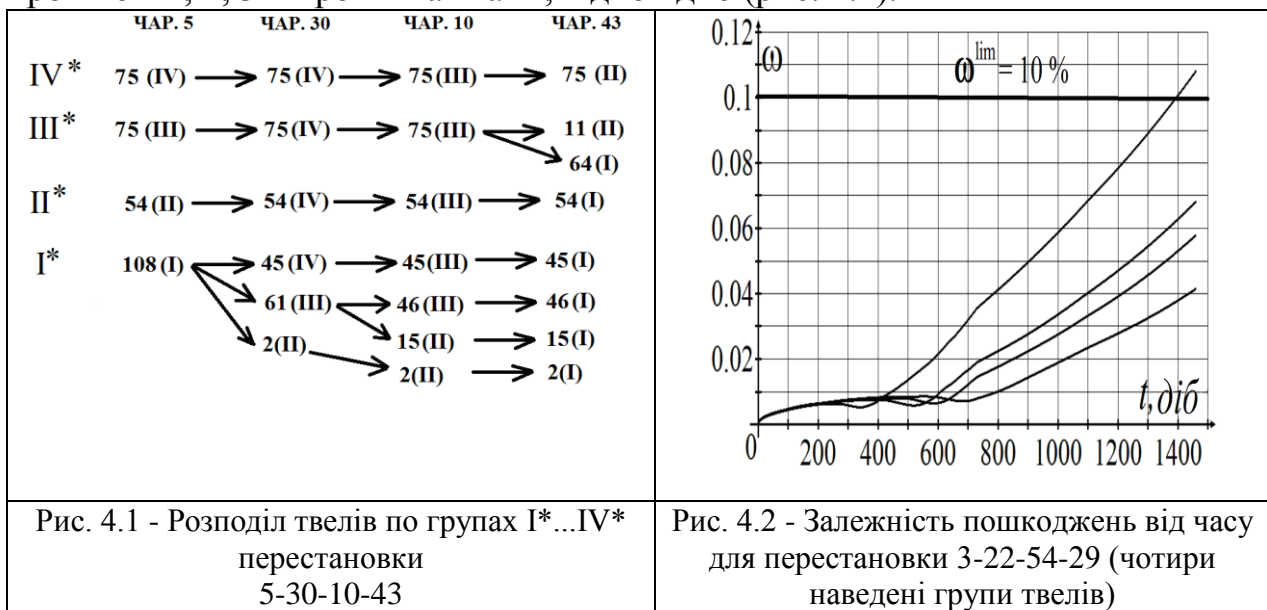


Рис. 4.1 - Розподіл твелів по групах I*...IV* перестановки 5-30-10-43

Рис. 4.2 - Залежність пошкоджень від часу для перестановки 3-22-54-29 (чотири наведені групи твелів)

Дотримуючись викладеної методики, для всіх перестановок ТВЗ алгоритмів 2 і 6 при $N = 100$ і 80 % отримано коефіцієнти $k_{v,i,j}^{I*} \dots k_{v,i,j}^{IV*}$ для груп I*...IV*, відповідно. Наприклад, для групи I* перестановки 5-30-10-43 коефіцієнти $k_{v,i,j}^{I*}$ мають вигляд, представлений в табл. 4.2.

Таблиця 4.2- Коефіцієнти енерговиділення $k_{v,i,j}^{I*}$

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

Розраховано значення ω ($A_0=55$ МДж/м³) для наведених груп твелів розглянутих перестановок ТВЗ. Величина деформації пошкодження для групи IV* перестановки 5-30-10-43 алгоритму № 2 становить 5,89 %, що значно більше значення $\omega = 3,34$ % для усередненого за ТВЗ твела. У разі одногрупових моделей розподілу енерговиділення по твелах в ТВЗ значення деформаційного пошкодження оболонки ω в АС 6 для алгоритмів перестановок № 2 і № 6 знаходяться в діапазоні 2,2...4,82 %

і 2,25...3,74 %, відповідно. Однак, при врахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах в ТВЗ значення ω в АС 6 для алгоритмів № 2 і № 6 лежать в діапазоні 0,72...10,8 % та 0,75...6,16 %, відповідно. Максимальне пошкодження оболонки твела, що досягається в чотирирічному паливному циклі для алгоритмів № 2 і № 6, при врахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ збільшилося в порівнянні з одногрупповою моделлю в 2,2 і 1,6 рази, відповідно.

Побудовано розрахункові залежності $\omega(\tau)$ в максимально напруженому АС 6 для груп I* ... IV* алгоритмів № 2 і № 6. Визначено, що для алгоритму № 2 гранично допустима величина деформації пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$, яка перевищується лише в разі реалізації перестановки 3-22-54-29 (рис. 4.2).

Для решти перестановок алгоритму № 2, а також всіх перестановок алгоритму № 6 величина $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ не досягається. Оскільки у випадку перестановки 3-22-54-29 в групі IV* міститься 172 твела, прогнозована кількість оболонок, які розгерметизовані, в секторі симетрії АКЗ ВВЕР-1000 у разі реалізації алгоритму 2 складе 172. Вважаючи наявність в АКЗ шести ідентичних секторів симетрії, загальна кількість оболонок, які розгерметизовані, у випадку реалізації алгоритму № 2 складе 1032, що перевищить межу безпечної експлуатації. Оскільки ні для однієї перестановки ТВЗ алгоритму № 6 не відбувається перевищення $\omega^{\text{lim}} = 10\%$, отже, алгоритм № 6 є допустимим з погляду неперевищення межі безпечної експлуатації.

Побудовано залежності еквівалентної $\sigma_e(t)$ і тангенціальної $\sigma_\theta(t)$ напружень для групи твелів IV* перестановок ТВЗ з найбільшими значеннями пошкодження (9-11-20-1, 13-19-21-42, 3-22-54-29). Отримано, що відносні величини еквівалентного і тангенціального напружень $\sigma_e(t)/\sigma_0(t)$ і $\sigma_\theta(t)/250$ МПа не перевищують 41 і 11% - для перестановки 9-11-20-1; 38 і 10 % - для перестановки 13-19-21-42; 48 і 15 % - для перестановки 3-22-54-29, відповідно.

Хоча гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для твелів групи IV* перестановки 3-22-54-29 перевищується, не спостерігається перевищення гранично допустимих величин для еквівалентного напруження (100 % від межі плинності $\sigma_0(t)$ при коефіцієнті запасу $K=1$ для критерію SC2) і тангенціального напруження (83 % від 250 МПа при коефіцієнті запасу $K = 1,2$ для критерію SC1). Це дозволяє зробити висновок, що величина деформації пошкодження відіграє обмежуючу роль при розрахунковій оцінці граничного стану твела.

Вперше розроблено метод розрахунку ймовірності розгерметизації оболонок твелів на основі врахування неоднорідності розподілу енерговиділення в ТВЗ і чинників, які визначають пошкодження оболонок, що дозволило обґрунтувати експлуатаційний режим ТВЗ, в якому величина деформації пошкодження оболонок відіграє обмежуючу роль при визначенні їх граничного стану в режимах нормальної експлуатації ВВЕР -1000.

У додатках наведено розрахунок пошкодження твелів при перестановках в активній зоні і документи про впровадження результатів дослідження в ДП НАЕК «Енергоатом» та навчальний процес і НДР ОНПУ.

ВИСНОВКИ

Дисертаційна робота містить отримані автором науково обґрунтовані результати, які полягають у вдосконаленні методів моделювання пошкодження оболонки паливного елемента, який враховує ксенонові і термоциклічні коливання, що дозволило підвищити ефективність експлуатації ЯЕУ при виконанні вимог безпеки за рахунок визначення механізму впливу на оболонку при циклічному навантаженні.

Отримані результати дозволяють зробити такі висновки:

1. Вимоги до надійності твелів при їх експлуатації визначаються групою критеріїв, які задають обмеження на тангенціальне і еквівалентне напруження, надмірний зовнішній тиск теплоносія, комбіновані ушкодження. Міцнісні зміни відбуваються внаслідок тривалих статичних навантажень і циклової втоми матеріалу оболонки і її пластичної деформації в короткочасних режимах термомеханічного навантаження. При аналізі моделей зміни еквівалентної деформації оболонки виявлено, що в експериментальних умовах автори вдаються до збільшення інтенсивності радіаційного впливу і частоти навантаження, що змінює механізм і умови руйнування оболонки.

Постачальники ядерного палива збільшили глибину вигорання і тривалість паливної кампанії до граничних критеріїв, які забезпечують задану ядерну безпеку. Споживачам необхідне паливо, що забезпечує будь-які експлуатаційні режими. Дозвіл протиріччя між постачальниками і споживачами ядерного палива знаходиться в розробці методу визначального пошкодження оболонки твелів, який забезпечить економічну ефективність ЯЕУ в перехідних режимах і циклічному навантаженні.

2. Аналіз результатів динамічного моделювання для ЯЕУ з ВВЕР-1000 показав, що багаторазова циклічна зміна навантаження в діапазоні 100...80...100 % теплової потужності установки з урахуванням накопичених статичних ушкоджень, не лімітує роботоздатності паливних елементів. Для здійснення циклічної роботи ЯЕУ термомеханічні характеристики твелів забезпечують критерії безпеки. Розрахункові дослідження врахували всі консервативні припущення з конструкційних і експлуатаційних критеріїв. Але аналіз статистичних даних показав, що на 1000 вивантажених з ЯЕУ ТВЗ 17 збірок для ВВЕР і 13,8 для РWR знаходяться в аварійному стані. При цьому для ВВЕР у 80 % і для РWR в 20 % аварій, які сталися з ТВЗ, не можуть бути пояснені причини. У доступних відкритих джерелах відсутні дані з локалізації ділянок розгерметизації оболонок в залежності від умов експлуатації ТВЗ.

3. Знайшла подальше вдосконалення імітаційна динамічна модель ЯЕУ, яка складається з багатошарової моделі реактора ВВЕР-1000 з зосередженими параметрами, моделей парогенератора і турбогенератора. Модель циркуляційного контура представлена у вигляді ланок запізнювання теплоносія в трубопроводах від ядерного реактора до парогенератору.

Імітаційна модель реактора ВВЕР-1000 дає можливість динамічного моделювання основних технологічних параметрів реактора, таких як тепла потужність Q_i , аксіальний офсет AO , температура теплоносія на вході t_1^{ax} і на виході t_1^{oux} з активної зони реактора, температура твелів t_{fi} , по висоті активної зони реактора.

Багатошарова модель реактора дає можливість з термомеханічної взаємодії розрахувати пошкодження оболонки твेलів по висоті.

Досліджено адекватність динамічної моделі щодо аналітичної та даних, отриманих при пуску ЯЕУ за рахунок обчислення максимальної відносної похибки. Найбільша відносна похибка моделювання δ_{\max}^y становить 1,5%.

4. Аналіз результатів обчислювального експерименту з моделювання циклічної зміни потужності ЯЕУ з ВВЕР-1000 для різних програм регулювання $t^{\text{cep}} = \text{const}$, $p_{\text{II}} = \text{const}$, $t^{\text{bx}} = \text{const}$ показав їх на такі критерії як: пошкодження оболонки твелів і аксіальний офсет, регламентують ядерну небезпеку ЯЕУ.

Аналіз проводився на підставі методу оцінки ефективності різних програм регулювання для чотирирічних паливних компаній, які засновані на граничних показниках безпеки. Найкращі значення показала програма регулювання $t^{\text{bx}} = \text{const}$, далі $p_{\text{II}} = \text{const}$ і найгірші показники $t^{\text{cep}} = \text{const}$. Для програми регулювання $t^{\text{bx}} = \text{const}$ показники ефективності склали для першого року виграно 0,880 і 0,652 для четвертого року вигорання.

5. Запропоновано метод розрахунку ймовірності розгерметизації оболонок твелів з урахуванням неоднорідності розподілу енерговиділення серед твелів ТВЗ. При врахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ пошкодження оболонки збільшилося в порівнянні з усередненими параметрами в 1,6 ... 2,2.

При врахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ, виявлено алгоритм перестановок ТВЗ, де перевищується гранично допустима величина деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$. Загальна кількість розгерметизованих оболонок твелів у разі реалізації такого алгоритму складе 1032, що перевищить межу безпечної експлуатації. Гранично допустима величина деформації пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$ для жодної перестановки альтернативного алгоритму перестановок ТВС не досягається.

6. Для виявленого алгоритму перестановки ТВЗ в активній зоні досягається перевищення гранично допустимої величини деформаційного пошкодження $\omega^{\text{lim}} = 10\%$, але перевищення гранично допустимих (згідно з нормативними критеріями SC1 і SC2) величин для тангенціального і еквівалентного напружень в оболонці не спостерігається. Розрахункові дані, отримані при врахуванні неоднорідності розподілу енерговиділення по твелах всередині ТВЗ, суперечать даним, що величина деформаційного пошкодження не відіграє істотної обмежуючої ролі при оцінці граничного стану оболонки твела.

СПИСОК ОПУБЛІКОВАНИХ РОБІТ ПО ТЕМІ ДИСЕРТАЦІЇ

Наукові праці, в яких опубліковані основні наукові результати дисертації:

1. Тодорцев, Ю. К. Анализ методов управления мощностью энергоблока с водо-водяным реактором при маневрировании / Ю. К. Тодорцев, Т. В. Фоц, М. В. Никольский // Восточно-европейский журнал передовых технологий. – 2013. – Вып. 6 (8). – С. 3 – 10. (Журнал входит в НМБД Index Copernicus, CrossRef(DOI)).
2. Тодорцев, Ю. К. Способ стабилизации аксиального распределения нейтронного поля при маневрировании мощностью ВВЭР-1000 / Ю. К. Тодорцев, Т. А. Цисельская, М. В. Никольский // Ядерная и радиационная безопасность. – 2013. – № 4. – С. 20–25. (Журнал входит в НМБД Scopus)
3. Фоц, Т. В. Анализ влияния методов управления мощностью энергоблока с водо-водяным реактором на аксиальный офсет / Т. В. Фоц, М.В. Максимов, М. В. Никольский // Восточно-европейский журнал передовых технологий. – 2014. – Вып. 2 (8). – С. 19 – 27. (Журнал входит в НМБД Index Copernicus, CrossRef(DOI)).
4. Пелых, С. Н. Метод прогнозирования надежности оболочек твэлов ВВЭР / С. Н. Пелых, М. В. Максимов, М. В. Никольский // Ядерная физика и энергетика. – 2014. – Т. 15, № 1. – С. 50–58. (Журнал входит в НМБД Scopus).
5. Pelykh, S.N. A method for minimization of cladding failure parameter accumulation probability in VVER fuel elements / S.N. Pelykh, M.V. Maksimov, M.V. Nikolsky // Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics of Radiation Effect and Radiation Materials Science. – 2014. – Iss. 4. – P. 108–116. (Журнал входит в НМБД Scopus).
6. Пелых, С.Н. Метод ограничения вероятности накопления поврежденности оболочек твэлов ВВЭР / С.Н. Пелых, М.В. Никольский, С.Д. Рябчиков // Тр. Одес. политехн. ун-та. – 2014. – Вып. 2 (44). – С. 82–87. (Журнал входит в НМБД Index Copernicus, CrossRef(DOI))
7. Никольский М. В. Аксиальный офсет как мера устойчивости легководного ядерного реактора при суточном маневре мощностью / М. В. Никольский // Автоматизація технологічних та бізнес-процесів. – Одеса: ОНАХТ, 2014. – Т. 6., кн. 4. – С. 65 – 72. (Журнал входит в НМБД Index Copernicus, CrossRef(DOI), РИНЦ).
8. Никольский М. В. Аксиальный офсет как мера устойчивости легководного ядерного реактора при маневрировании мощностью / М.В. Никольский // Тр. Одес. политехн. ун-та. – 2015. – Вып. 1 (45). – С. 58–65. (Журнал входит в НМБД Index Copernicus, CrossRef(DOI))

Опубліковані праці апробаційного характеру:

9. Никольский М. В., Цисельская Т. А. Усовершенствованная автоматизированная система регулирования мощности энергоблока для эксплуатации ЯЭУ в маневренных режимах: сборник научных трудов Междунар. научно-практич. конф. [«Инновационное развитие отраслевой автоматизации, информационных и энергосберегающих технологий – 2013. Современное состояние, проблематика и перспективы»], (Москва (2013 г.) / ФГАОУ ВПО «Национальный исследовательский технологический университет «МИСиС», институт ИТАСУ, кафедра Автоматизации. – 141 с. – С. 3.22–3.25.

10. Пелых, С.Н. Метод минимизации вероятности накопления поврежденности оболочек твэлов ВВЭР-1000 с учетом неравномерности энерговыделения в ТВС / С. Н. Пелых, М. В. Максимов, М.В. Никольский, С.Д. Рябчиков // Тезисы докладов XXII ежегодной науч. конф. Ин-та ядерных исследований НАН Украины, 26–30 января 2015 г. – К.: Ин-т ядерных исследований НАН Украины, 2015. – С. 106.

11. Цисельская, Т. А. Анализ устойчивости энергоблока с ВВЭР-1000 при маневрировании мощностью в различных режимах эксплуатации /Т. А. Цисельская, М. В. Никольский // Матеріали 22-ої Міжнар. конф. з автоматичного управління «Автоматика 2015», Одеса, 10-11 вересня 2015 р. - С. 287 – 288.

Опубліковані праці, які додатково відображають наукові результати дисертації:

12. Тодорцев Ю.К. / Оценка массы теплоносителя в реакторной установке при полной потере подпитки // Ю.К. Тодорцев, Е.А. Кокол, М.В. Никольский. – Технологический аудит и резервы производства. – № 1 (14) / том 6 / 2013. – С. 26-29.

АНОТАЦІЯ

Нікольський М.В. Вдосконалення методів моделювання пошкодження оболонки паливного елемента ЯЕУ з ВВЕР для підвищення ефективності експлуатації. – На правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук за спеціальністю 05.14.14 – теплові та ядерні енергоустановки – Одеський національний політехнічний університет МОН України, Одеса, 2015.

У дисертаційній роботі запропоновано нове розв’язання науково-прикладного завдання, що полягає у вдосконаленні методу моделювання пошкодження оболонки паливного елемента, який враховує ксенонові і термоциклічні коливання для підвищення ефективності експлуатації ЯЕУ при виконанні вимог безпеки. Проведено аналіз об’єкта керування, методів і моделей, що використовують при моделюванні пошкодження оболонки паливного елемента. Розроблено динамічну імітаційну модель ЯЕУ з ВВЕР із зосередженими параметрами, що складається з моделей парогенератора, турбогенератора і циркуляційного контура, а також з багатопарової моделі реактора на базі ксенонових і термоциклічних коливань для оцінки аксіального офсету і пошкодження оболонки твела. Досліджено властивості ЯЕУ з ВВЕР-1000 на основі критерію ефективності в циклічних режимах і перехідних процесах для різних статичних програм регулювання з притаманними їм

внутрішніми збуреннями і їх впливом на аксіальний офсет і пошкодження оболонки твелів. Розроблено метод розрахунку ймовірності розгерметизації оболонок твелів в нормальних умовах експлуатації ВВЕР-1000 на основі врахування неоднорідності розподілу енерговиділення в ТВЗ і чинників, що визначають пошкодження.

Проведено впровадження отриманих результатів і визначено їх ефективність.

Ключові слова: динамічна модель ЯЕУ, пошкодження оболонки, аксіальний офсет, програма регулювання, ТВС, активна зона, перестановки ядерного палива.

АННОТАЦІЯ

Никольский М.В. Совершенствование методов моделирования поврежденности оболочки топливного элемента ЯЭУ с ВВЭР для повышения эффективности эксплуатации. – На правах рукописи.

Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук по специальности 05.14.14 - тепловые и ядерные энергоустановки - Одесский национальный политехнический университет МОН Украины, Одесса, 2015.

В диссертационной работе предложено новое решение научно-прикладной задачи, заключающейся в совершенствовании метода моделирования поврежденности оболочки топливного элемента, учитывающего возникающие ксеноновые и термоциклические колебания для повышения эффективности эксплуатации ЯЭУ при выполнении требований безопасности. Проведен анализ объекта управления, методов и моделей, используемых при моделировании поврежденности оболочки топливного элемента. Разработана динамическая имитационная модель ЯЭУ с ВВЭР с сосредоточенными параметрами, состоящая из моделей парогенератора, турбогенератора и циркуляционного контура, а также из многослойной модели реактора на базе возникающих ксеноновых и термоциклических колебаний для оценки аксиального офсета и поврежденности оболочки твэла. Исследованы свойства ЯЭУ с ВВЭР-1000 на основе критерия эффективности в циклических режимах и переходных процессах для различных статических программ регулирования с присущими им внутренними возмущениями и их влиянием на аксиальный офсет и поврежденность оболочки твэла. Разработан метод расчета вероятности разгерметизации оболочек твэлов в нормальных условиях эксплуатации ВВЭР-1000 на основе учета неоднородности распределения энерговыделения в ТВС и факторов, определяющих поврежденность.

В работе получила дальнейшее развитие имитационная модель ЯЭУ с сосредоточенными параметрами, состоящая из моделей парогенератора, турбогенератора и циркуляционного контура, отличающаяся тем, что с целью стабилизации энерговыделения в многослойную модель реактора введена система уравнений, которая описывает возникновение ксеноновых и термоциклических колебаний, вызванных изменением мощности ЯЭУ и перемещением стержней органов регулирования. Такое совместное решение позволило провести оценку аксиального офсета и поврежденности оболочки твэлов для текущего состояния реактора.

На основе развития динамической имитационной модели найдено дальнейшее совершенствование модели статических программ регулирования на базе

совместного решения уравнений, параметров и имитационной модели ЯЭУ, которая отличается тем, что для стабилизации текущей мощности в переходном процессе изменения входных параметров представляются как функции от времени, что позволило провести имитационное моделирование различных программ регулирования и определить меру влияния этих изменений на поврежденность оболочки и аксиальный офсет.

Впервые разработан метод расчета вероятности разгерметизации оболочек ТВЭЛов на основе учета неоднородности распределения энерговыделения в ТВС и факторов, определяющих поврежденность оболочек, что позволило обосновать эксплуатационный режим ТВС, в котором величина деформационной поврежденности оболочек играет ограничивающую роль при определении их предельного состояния в режимах нормальной эксплуатации ВВЭР-1000;

Проведено внедрение и определена эффективность полученных результатов.

Ключевые слова: динамическая модель ЯЭУ, поврежденность оболочки, аксиальный офсет, программа регулирования, ТВС, активная зона, перестановки ядерного топлива.

ANNOTATION

Mark Nikolskyi. Improved methods for modeling fuel cell membrane damage nuclear power units with VVER reactors to increase the efficiency of operation. - On the manuscript.

Thesis for scientific degree of candidate of technical sciences, specialty 05.14.14 - thermal and nuclear power plants - Odessa National Polytechnic University of MES of Ukraine, Odessa, 2015.

This thesis proposes a new solution of scientific and applied problem, which is to improve the modeling method of the fuel cell membrane damage that takes into account emerging xenon oscillations and thermal cycling to increase the efficiency of operation of the nuclear power unit in the performance of the security requirements. The analysis of the control object, methods and models used in the modeling of the fuel cell membrane damage. Developed a dynamic simulation model of the nuclear power unit with VVER lumped models consisting of a steam generator, turbine and circulation loop, as well as multi-layer model of the reactor on the basis of emerging xenon oscillation and thermal cycling to evaluate the axial offset and damage the cladding. The properties of the nuclear power unit with VVER-1000 based on the criterion of efficiency in cyclic operation and transients for different static control programs with their inherent internal disturbances and their influence on the axial offset and damaged shell TVEL. The method of calculating the probability of depressurization of claddings during normal operation of VVER-1000 by taking into account the inhomogeneous distribution of the energy in the fuel assembly and the factors that determine the damage.

A determined implementation and effectiveness.

Keywords: dynamic model of the nuclear power unit, damage the shell, axial offset, program control, TVS, active zone, the permutation of nuclear fuel.